

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止（想定事故 1）

1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策	4. 1-2
(1) 想定する事故	4. 1-2
(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4. 1-3
(3) 燃料損傷防止対策	4. 1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4. 1-11
(1) 有効性評価の方法	4. 1-11
(2) 有効性評価の条件	4. 1-12
(3) 有効性評価の結果	4. 1-16
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4. 1-20
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4. 1-21
b. 操作条件	4. 1-23
(3) 操作時間余裕の把握	4. 1-24
4. 必要な要員及び資源の評価	4. 1-25
5. 結論	4. 1-27

東海第二発電所東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故 1）

1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第 3 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故 1 :</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第 37 条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、使用済燃料プール※の冷却機能又は注水機能の喪失により使用済燃料プールの水位が蒸発によって低下するものであり、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故 1 の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故 1 の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る</u>ものであることを確認した。具体的には、「想定事故 1 では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、損傷に至る。」ものであり、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う</u>ことを確認した。</p>

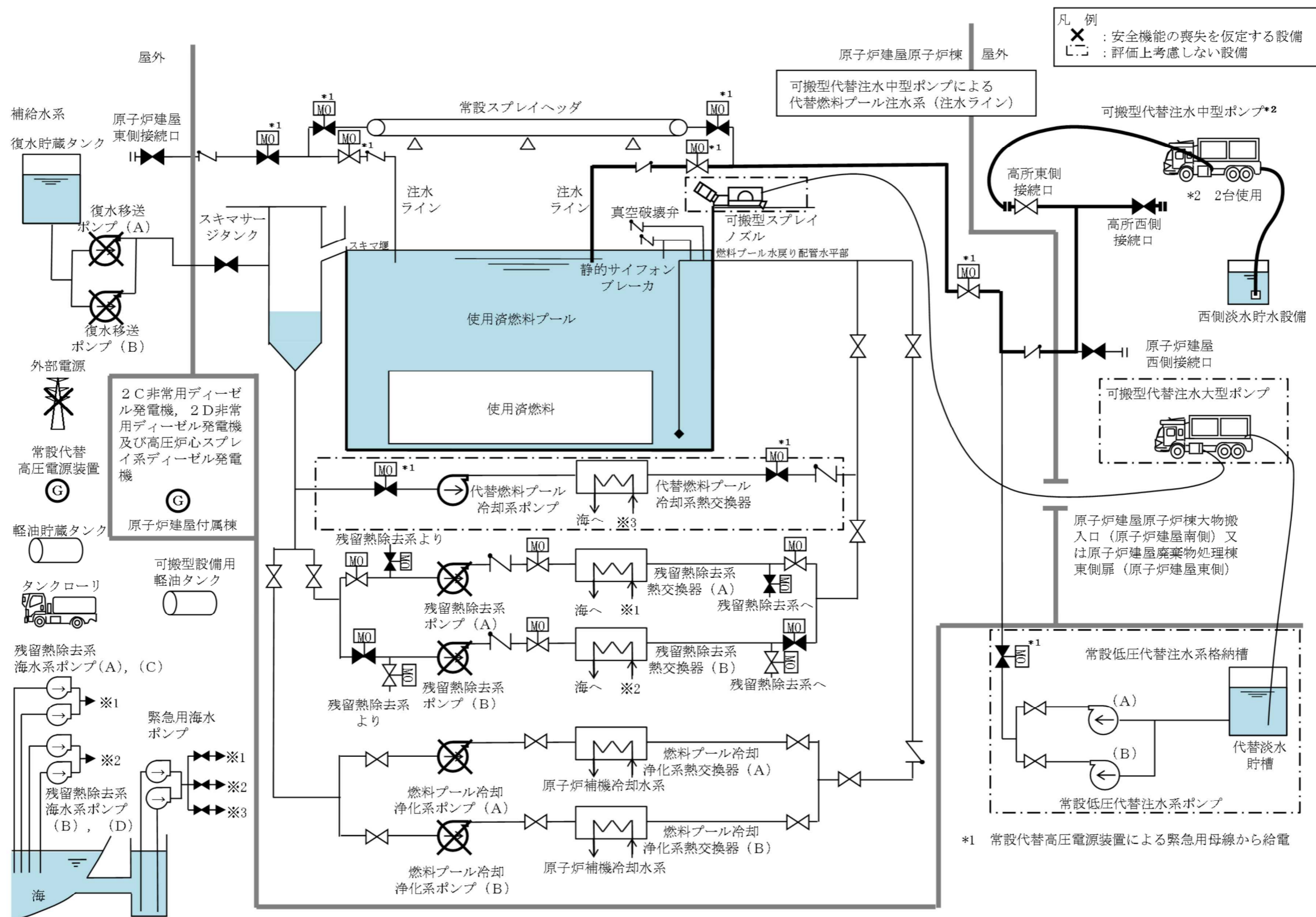
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 想定事故1における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故1における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 想定事故1では、使用済燃料プール冷却機能の喪失を判断する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表 想定事故1における重大事故等対策について」において、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系系統流量、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故1の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故1の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、<u>可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系（注水ライン）による使用済燃料プールへの注水を行う。</u>このため、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、<u>使用済燃料プール温度計（SA）、使用済燃料プール水位・温度計（SA広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料プールへの注水に係る手順については、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給に係る手順については、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.3.1-1表 想定事故1における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、代替燃料プール注水系（注水ライン）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持することを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料4.1.4）において、<u>代替燃料プール注水系（注水ライン）による使用済燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系等を復旧し、復旧後は補給水系統等によりスキマーサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することにより、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる</u>ことが示されている。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 可搬型代替注水設備による使用済燃料プールへの注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表 想定事故1における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系系統流量、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>に示しているか確認する。</p>	<p>① 事象発生 8 時間後から代替燃料プール注水系（注水ライン）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プールの水位は回復し、その後蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール冷却機能の回復操作 ・ 使用済燃料プール注水機能の回復操作 ・ 消火系による注水 ・ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ・ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ・ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 <p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故 1 における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.3.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 <p>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技</p>	<p>3) (i) 使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、配管、弁等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 <p>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p>	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.3.1-2 図 想定事故 1 の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.3.1-2 図 想定事故 1 の対応手順の概要」、「7.3.1.1(3)燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故 1」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料プール冷却機能の喪失</u>：中央制御室にて使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示等にて、崩壊熱除去機能喪失を確認。</p> <p><u>使用済燃料プール注水機能の喪失</u>：中央制御室にて使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示等にて、注水機能の喪失確認（機器作動状況、系統圧力による確認）。</p>
<p>5) 想定事故 1 の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、使用済燃料プール冷却系及び注水機能回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに記載されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故 1 の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

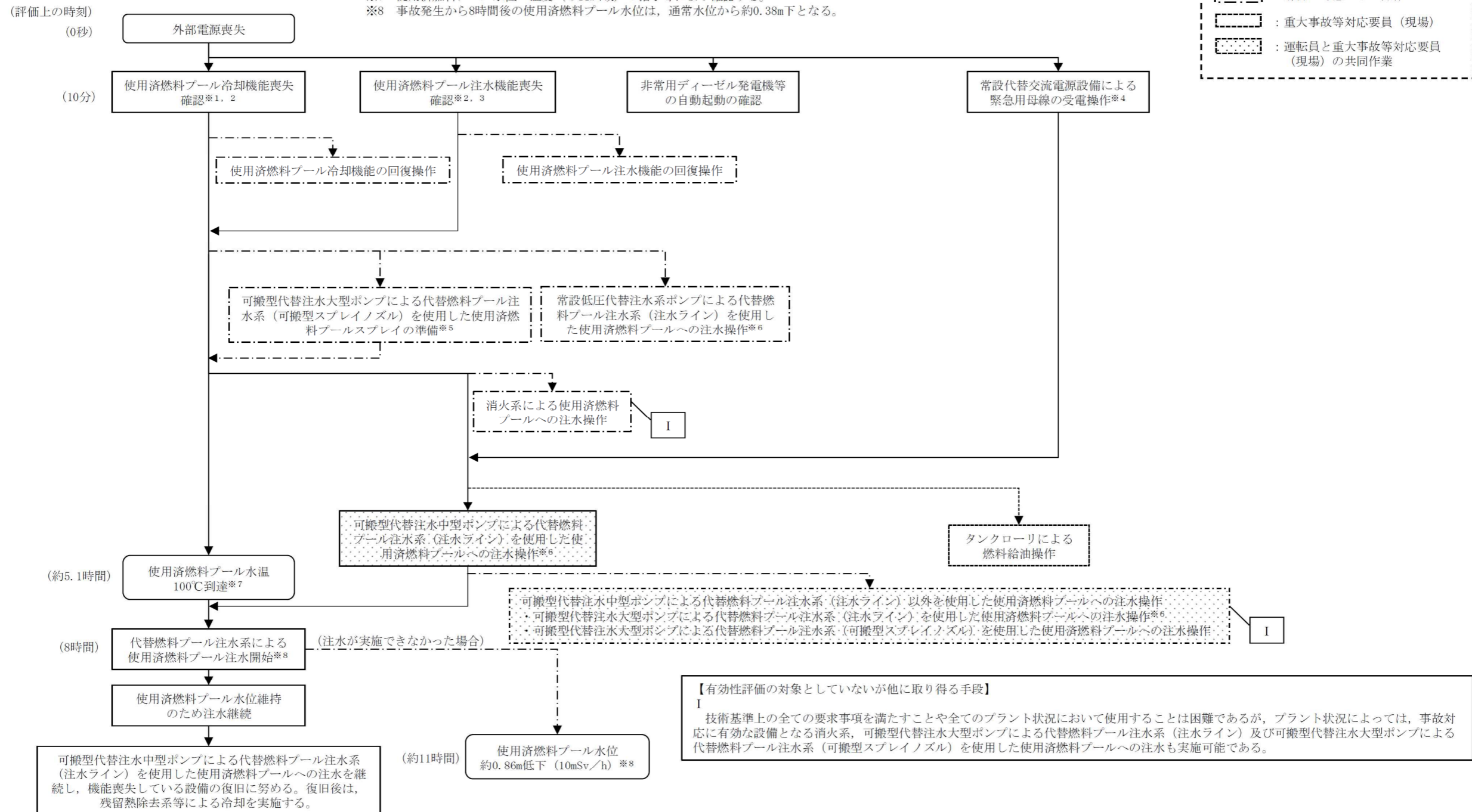
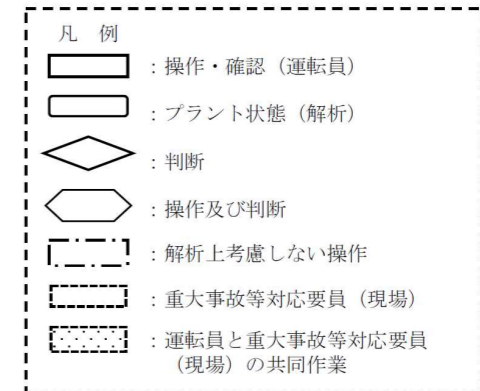
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 事象発生直後の中央制御室では10分間^{※1}の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間^{※2}とする。 b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間^{※2}を考慮する。 c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。 d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。 <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa.及びb.に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。 ② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 <ul style="list-style-type: none"> 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。 ③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。 <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第 7.3.1-1 図 想定事故 1 の重大事故等対策の概略系統図

プラント前提条件
 ・プラント停止9日目
 ・全燃料取出時、プールゲート閉

- ※1 残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の再起動が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。使用済燃料プールの冷却機能は、使用済燃料プール水位・温度、機器ランプ表示、機器故障警報及び系統流量計指示等により確認する。
- ※2 現場作業員は、当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※3 補給水系の再起動を行うが、補給水系による使用済燃料プールへの注水が困難な場合は、使用済燃料プールへの注水機能が喪失したことを確認する。
- ※4 外部電源喪失が発生した場合は常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）又は代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の負荷に給電するため、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線の受電操作を実施する。
- ※5 原子炉建屋原子炉棟6階にアクセス可能な場合に実施する。
- ※6 使用済燃料プールへの注水は注水ラインを使用する。注水ラインが使用できない場合、常設スプレイヘッドによる使用済燃料プールへの注水を実施する。
- ※7 使用済燃料プール水位・温度（SΔ広域）の指示等により確認する。
- ※8 事故発生から8時間後の使用済燃料プール水位は、通常水位から約0.38m下となる。



第 7.3.1-2 図 想定事故 1 の対応手順の概要

想定事故 1					経過時間（時間）											備考	
					1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▼事象発生 ▼プラント状況判断 ▼約 5.1 時間 使用済燃料プール 水温 100℃到達 ▼8 時間 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水開始												
	責任者	当直発電長	1人														中央監視 運転操作指揮
	補佐	当直副発電長	1人														運転操作指揮補佐
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人														初動での指揮 発電所内外連絡
	当直運転員 (中央監視)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)													
状況判断	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール冷却機能喪失の確認（残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系） ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認（補給水系） 	10分												
	【1人】 A	-	-	●使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施												
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	-	2人 B, C	-	●使用済燃料プール冷却機能（燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系）の回復操作、失敗原因調査	適宜実施												
使用済燃料プール注水機能の回復操作	-	【2人】 B, C	-	●使用済燃料プール注水機能（補給水系）の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない	
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分												
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統構成操作及び使用済燃料プールへの注水操作	15分											解析上考慮しない	
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールスプレインズの準備操作	-	-	8人 a~h	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉建屋への移動 ●ホース敷設、可搬型スプレインズ設置* ●可搬型設備の保管場所への移動 	40分	130分	30分									解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟 6 階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業を含む	
	-	-	【8人】 a~h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分												
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成操作（電動弁の開操作）	4分												
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	【2人】 a, b	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	起動後適宜状態監視												
	-	-	2人 (参集)	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作 	90分											タンクローリの残量に応じて適宜軽油タンクから給油	
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	8人 a~h 及び参集要員2人	原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故等の対応と、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が 100℃に到達するまで 1 日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員（初動）や参集要員により対応可能である。													

第 7.3.1-3 図 想定事故 1 の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料プール水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる最低水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位(通常水位一約0.86m)を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする</u>ことを確認した。具体的には、想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料プール水位は低下するが、使用済燃料プールへの注水により、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとして確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 想定事故 1 の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。 	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失として、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系の機能喪失により、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとすることから、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 9.1MW、初期水温は運転上許容される上限の 65°C、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とするなど、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 	<p>2)(i) 機器条件として、<u>可搬型代替注水中型ポンプの流量は 50m³/h とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.3.1-2 表 主要評価条件（想定事故 1）」等により、想定事故 1 の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水流量</u>：使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 1 台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る 50m³/h にて注水する。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料プール最低水位</u>：<u>放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h（※）とし、この線量率に対応する水位（通常水位一約 0.86m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</u></p> <p><u>（※）原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業及び退避の時間は 2.2 時間以内であり、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 22mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある値</u></p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(2)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故 1 において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料プール冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故 1 における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は中央制御室運転員 5 名、通報連絡等を行う要員 4 名、重大事故等対応要員 8 名、事象発生から 2 時間以降に必要な参集要員 2 名であり、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所への移動に 30 分、送水準備に 185 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は重大事故等対応要員の 2 名であり、放射線防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備に 90 分、補給に 20 分等を想定しており、有効</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>タンクローリから可搬型代替注水中型ポンプへの給油：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において号炉あたり、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員の 2 名であり、給油完了までの所要時間 30 分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から 8 時間後としているが、注水開始が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 11 時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から 8 時間後としているが、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で想定した注水準備の所要時間は 215 分以内であり、十分な時間余裕が見込まれていることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸騰開始までの時間 ・ 遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間 ・ 使用済燃料プールへの注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>1)(i) 事象進展が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第 7.3.1-4 図に示されるとおり、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失してから約 5.1 時間後に使用済燃料プール水が沸騰し、蒸発による水位低下により事象発生から 8 時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.38m まで低下することを確認した。</p> <p>③ 第 7.3.1-4 図に示されるとおり、事象発生から 8 時間後に使用済燃料プールへの注水を開始することで、事象発生から約 9.2 時間後に使用済燃料プール水位が通常水位に回復することを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、可搬型代替注水中型ポンプによる注水の効果を確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記 (i) の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約 5.1 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事象発生から 8 時間後、使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.38m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は 50m³/h であり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 16m³/h を上回っていることから、通常水位に回復され、維持される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第 7.3.1-4 図に示されるとおり、燃料有効長頂部の水位は通常水位-約 7.3m である。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位-約 0.86m</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 遮蔽を維持できる最低水位が確保されていることを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>である。第 7.3.1-4 図に示されるとおり、事象発生から 8 時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.38m 低下するが、この時点で、崩壊熱による水の蒸発量を上回る流量で注水を開始することにより、水位を回復することが可能であることから、燃料有効長頂部の冠水が維持され、また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位も維持されることを確認した。</p> <p>② ①に示すとおり。</p> <p>③ 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記 (ii) にあるとおり、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足していることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>1) (i) 上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位ー約 0.86m)となるまでに可搬型代替注水中型ポンプによる代替注水を行えること、可搬型代替注水中型ポンプの注水流量(50m³/h)は崩壊熱による水の蒸発率(約 16m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料は必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることから、使用済燃料プールは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

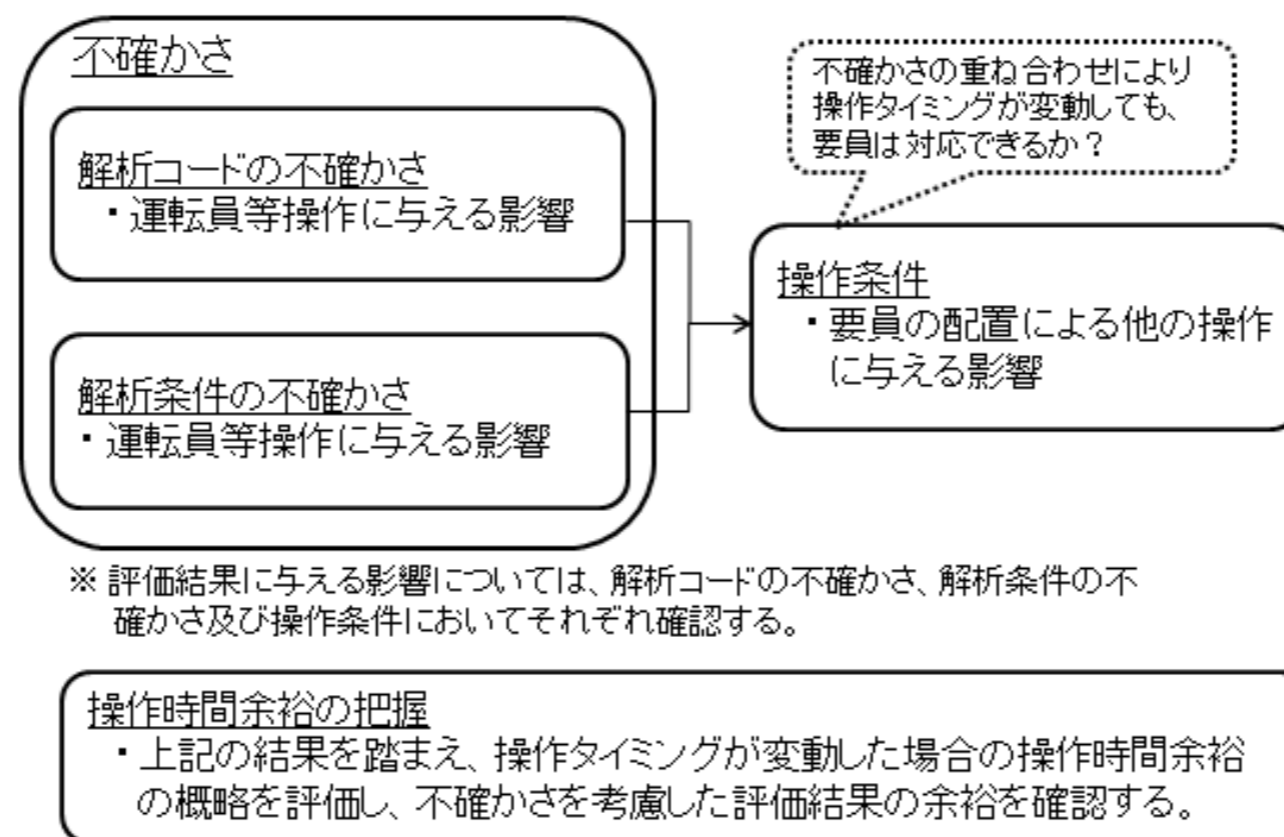
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>1)(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象及びそれによって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>想定事故 1 の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料プールの冷却機能の喪失の認知を起点に準備を開始する可搬型代替注水中型ポンプによる注水であることを確認した。本操作の開始は事象発生から 8 時間後としているが、それまでに使用済燃料プールの冷却機能の喪失による異常を認知できる時間は十分にあり、認知の遅れによって、操作開始時間に与える影響はない。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故 1 の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの状態の影響を確認。</p>	<p>1) (i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱の不確かさを考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>② 初期水温の不確かさを考慮し、最確条件の水温（約 12～約 40℃）を用いた場合、評価条件として設定している水温（65℃）より低くなるが、<u>可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の不確かさを考慮し、評価条件として設定している水位より低い水位とした場合、水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間が短くなるが、<u>可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>④ 初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開放であり、最確条件の保有水量は事故条件として設定している保有水量に対して約 1.6 倍となるが、<u>可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故 1 の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p>	<p>1) (i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱、初期水温、初期水位等を最確条件とした場合、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、最確条件として自然蒸発による影響を考慮しても、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱（約 9.1MW 未満）を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱（約 9.1MW）より小さくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約 12～約 40℃）を用いた場合、解析条件として設定している水温（65℃）より低くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮し、初期水位を水位低警報レベル（通常水位—約 0.14m）とした場合であっても、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 10 時間後であり、十分な時間余裕があるため、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>④ 使用済燃料プールの自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p>	<p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始するとした場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 6.6 時間後(10mSv/h の場合)となり、それ以降は線量率が 10mSv/h を超えることから現場における長時間の作業は困難となる。ただし、事象発生から 8 時間後に屋外から代替燃料プール注水系(注水ライン)による注水が可能であるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料 4.1.9 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 1))において、不確かさ評価を検討した条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故 1 においては、使用済燃料プールの冷却機能の喪失を認知した時点で可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの代替注水操作に着手するが、この操作は緊急時対策要員 2 名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給操作は別の緊急時対策要員 2 名による操作を想定している。</p> <p>② 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 8 時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、その 380 分後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</u></p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（4）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 （想定事故1の場合）</p> <p>① 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する時間と使用済燃料プールへの注水操作が開始できる時間から余裕時間を確認。</p>	<p>1)(i) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から8時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、その380分後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位ー約0.86m）に到達するのは事象発生から約11時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の使用済燃料プールへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、事象発生から2時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、17名である。これに対して、災害対策要員（初動）は37名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 東海第二は複数号炉ではないため、②の考慮は不要。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 可搬型代替注水中型ポンプによる注水は、電源の供給を必要としない。計装設備等に対して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対処設備について」の補足説明資料において、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）の連続定格容量は2,208kWであり必要負荷が約407kWであることが示されている。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故1における対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、代替燃料プール注水系（注水ライン）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約2,120m³である。これに対して、西側淡水貯水設備に約4,300m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本想定事故において、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置2台を全出力で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約755.5kL、可搬型代替注水中型ポンプを7日間継続運転した場合に必要な軽油量は約12.0kL、緊急時対策所用発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約70.0kLである。これに対して、軽油貯蔵</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>タンクに約 800kL、可搬型設備用軽油タンクに約 210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 369 605 401">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 417 1023 579">・ 具体的には、想定事故1の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1107 279 2733 310">使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1107 321 2831 489">「想定事故1」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1107 499 2653 531">さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1107 541 2831 625">以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止（想定事故 2）

1. 想定事故 2 の特徴、燃料損傷防止対策	4. 2-2
(1) 想定する事故	4. 2-2
(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4. 2-3
(3) 燃料損傷防止対策	4. 2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4. 2-11
(1) 有効性評価の方法	4. 2-11
(2) 有効性評価の条件	4. 2-11
(3) 有効性評価の結果	4. 2-16
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4. 2-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4. 2-20
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4. 2-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4. 2-21
b. 操作条件	4. 2-23
(3) 操作時間余裕の把握	4. 2-24
4. 必要な要員及び資源の評価	4. 2-25
5. 結論	4. 2-26

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故2）

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(b) 想定事故2:</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料プール※の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下するものであり、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故 2 の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故 2 の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至るものであることを確認した。具体的には、「想定事故 2 では、使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、燃料損傷に至る。」ものであり、設置許可基準規則第 37 条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行うことを確認した。</p>

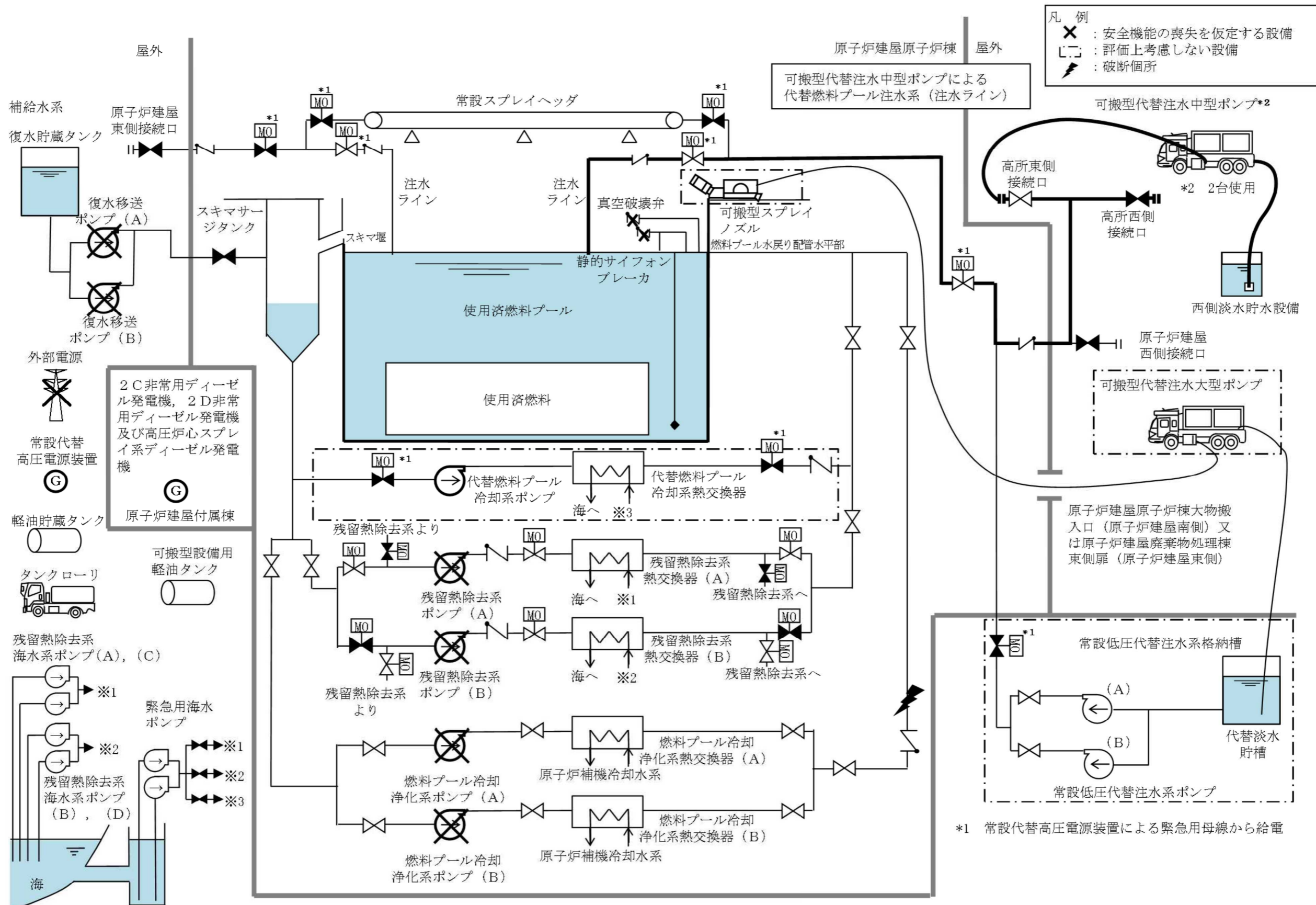
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 想定事故 2 における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故 2 における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 想定事故 2 では、使用済燃料プール水位の低下を確認する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.3.2-1 表 想定事故 2 における重大事故等対策について」において、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系系統流量、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故 2 の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故 2 の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、<u>代替燃料プール注水系（注水ライン）により使用済燃料プールへの注水を行う。</u>このため、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料プール水位・温度計（SA）、<u>使用済燃料プール水位・温度計（SA 広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</u>を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料プールからの水の漏えいの停止及び使用済燃料プールへの注水に係る手順については、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料供給に係る手順については、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.3.2-1 表 想定事故 2 における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、代替燃料プール注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持することを確認した。</p> <p><u>なお、補足説明資料（添付資料 4.2.4）において、代替燃料プール注水系（注水ライン）による使用済燃料プールへの注水を継続しつつ、弁閉止による漏えい箇所の隔離、残留熱除去系又は燃料プール冷却浄化系を復旧し、復旧後は復水補給水系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することにより、安定状態後の状態維持が可能となることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 想定事故 2 の場合)</p> <p>① 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による使用済燃料プールへの注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.3.2-1 表 想定事故 2 における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系系統流量、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p>

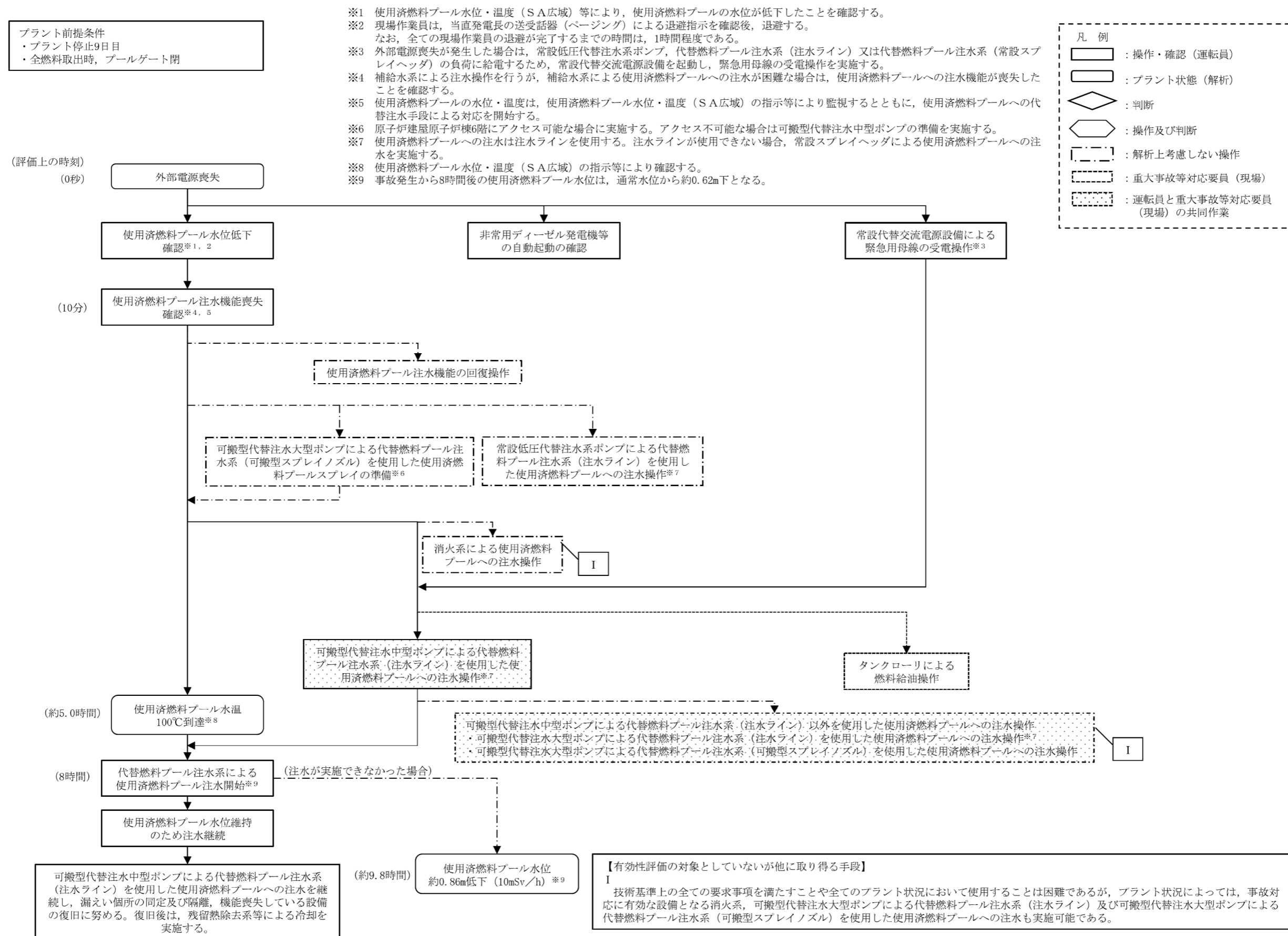
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>に示しているか確認する。</p>	<p>① 事象発生 8 時間後から代替燃料プール注水系（注水ライン）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プールの水位は回復し、その後蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール冷却機能の回復操作 ・ 使用済燃料プール注水機能の回復操作 ・ 消火系による注水 ・ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ・ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ・ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 <p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故 2 における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.3.2-1 表 想定事故 2 における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。な 	<p>3) (i) 使用済燃料プールからの水の漏えいの停止に関連する設備として、漏えい停止に用いる静的サイフォンブレーカが概略系統図に示されていることを確認した。また、使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、配管、弁等がこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>お、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 <p>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.3.2-2 図 想定事故 2 の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.3.2-2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要」、「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故 2」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料プール水位低下</u>：使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、燃料プール水位低警報により使用済燃料プール水位低下を確認。</p> <p><u>サイフォン現象による漏えい</u>：スキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により、サイフォン現象により使用済燃料プール水が漏えいしていると判断。</p> <p><u>使用済燃料プール注水機能喪失</u>：中央制御室にて使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示等にて、注水機能喪失を確認。</p> <p><u>使用済燃料プール冷却機能喪失</u>：注水機能喪失により、残留熱除去系ポンプが起動しないことを確認することから、残留熱除去系を用いた冷却機能喪失を確認。</p>
<p>5) 想定事故 2 の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、使用済燃料プール注水機能の回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに記載されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故 2 の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 事象発生直後の中央制御室では10分間^{*1}の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間^{*2}とする。 b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間^{*2}を考慮する。 c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。 d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。 <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定において a. 及び b. に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。 ② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 <ul style="list-style-type: none"> 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。 ③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。 <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第 7.3.2-1 図 想定事故 2 の重大事故等対策の概略系統図



第 7.3.2-2 図 想定事故 2 の対応手順の概要

想定事故2					経過時間（時間）											備考				
					1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11					
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▼事象発生 ▼プラント状況判断 ▼約5.0時間 使用済燃料プール水温100℃到達 ▼8時間 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水開始															
	責任者	当直発電長	1人														中央監視 運転操作指揮			
	補佐	当直副発電長	1人														運転操作指揮補佐			
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人														初動での指揮 発電所内外連絡			
	当直運転員 (中央監視)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)																
状況判断	1人 A	-	-	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール水位低下の確認 ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認（補給水系）	10分															
	【1人】 A	-	-	●使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施															
使用済燃料プール注水機能の回復操作	-	2人 B, C	-	●使用済燃料プール注水機能（補給水系）の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない				
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分															
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統構成操作及び使用済燃料プールへの注水操作	15分											解析上考慮しない				
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインゾル）を使用した使用済燃料プールの準備操作	-	-	8人 a~h	●原子炉建屋への移動	40分											解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟6階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟6階での作業を含む				
	-	-	-	●ホース敷設操作及び可搬型スプレインゾルの設置*	130分															
	-	-	-	●可搬型設備の保管場所への移動	30分															
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	【8人】 a~h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分															
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成操作（電動弁の開操作）	4分															
	-	-	【2人】 a, b	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	起動後適宜状態監視															
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作	90分											タンクローリの残量に応じて適宜軽油タンクから給油する				
	-	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	適宜実施															
漏えい箇所の同定及び隔離操作	【1人】 A	-	-	●警報確認による原因調査	適宜実施											解析上考慮しない				
	-	【2人】 B, C	-	●現場での系統隔離操作	適宜実施															
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	8人 a~h 及び参集要員2人	原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故等の対応と、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員（初動）や参集要員により対応可能である。																

第7.3.2-3図 想定事故2の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRA による評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故 2 の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。(使用済燃料プール水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる最低水位の考え方) 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 2 における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a) 及び (b) を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h とし、この線量率に対応する水位 (通常水位一約 0.86m) を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする</u>ことを確認した。具体的には、想定事故 2 では、燃料プール冷却浄化系配管の破断を起因とするサイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。これにより、使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により水位は低下するが、使用済燃料プールへの注水により、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮し</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>て設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(2) 想定事故2</p> <p>a. 事故の概要 サイフォン現象等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水の補給に失敗すると、使用済燃料貯蔵槽の水位は低下する。その後もプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する。</p> <p>(b) 解析にあたってはサイフオンブレイカーの効果は考慮しない。ただし、地震等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実に示されれば、その効果を考慮することができる。さらに、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフオンブレイカーであれば、その効果を考慮できる。 （サイフォン防止用の逆止弁の場合には、開固着等のリスクを考慮する。）</p> <p>(c) 申請書に記載された代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>(d) 地震や建屋の爆発、火災、使用済燃料貯蔵槽からの溢水等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実に示されれば、その効果を考慮することができる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとするに</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。 (BWR 想定事故 2 の場合)</p> <p>③ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。</p>	<p>とを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、<u>使用済燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、原子炉建屋原子炉棟 3 階の燃料プール冷却浄化系配管の破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却浄化系配管に設置された真空破壊弁が異物の噛み込みにより閉固着し、真空破壊弁の機能が十分に働かないと想定する。このため、水位は瞬時に低下するが、静的サイフォンブレーカにより、燃料プール水戻り配管水平部の下端（通常水位-約 0.23m）で水位の低下が停止すると想定する。これらに重畳して、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮することから、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえた想定であることを確認した。</u></p> <p>② 初期条件として、<u>事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 9.1MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする</u>ことを確認した。</p> <p>③ その他の条件については、<u>使用済燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする</u>など、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。</p>	
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 	<p>2) (i) 機器条件として、<u>可搬型代替注水中型ポンプの流量は 50m³/h とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.3.2-2 表 主要評価条件（想定事故 2）」より、想定事故 2 の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水流量</u>：使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水中型ポンプ 1 台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る 50m³/h にて注水する。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料プール水位</u>：<u>放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h（※）とし、この線量率に対応する水位（通常水位—約 0.86m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</u></p> <p><u>（※）原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業及び退避の時間は 2.2 時間以内であり、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 22mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある値</u></p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(2)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故 2 において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料プールの注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3) (i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故 2 における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室運転員 1 名、重大事故等対応要員 10 名であり、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所への移動及びホース敷設等の操作に 170 分、系統構成に 4 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員の 2 名であり、放射線防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備に 90 分、補給に 20 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>タンクローリから可搬型代替注水中型ポンプへの給油</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要の 2 名であり、給油完了までの所要時間 30 分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から 8 時間後としているが、注水開始が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から 8 時間後としているが、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で想定した注水準備の所要時間は 215 分以内であり、十分な時間余裕が見込まれていることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故 2 の場合)</p> <p>遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸騰開始までの時間 ・ 遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間 ・ 使用済燃料プールへの注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1)(i) 事象進展が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第 7.3.2-4 図に示されるとおり、サイフォン現象及び燃料プール冷却浄化系配管の破断発生により事象発生から約 5 時間後に使用済燃料プール内の水温が 100℃に到達し、沸騰による水位低下が開始し、事象発生から約 8 時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.62m まで低下することを確認した。</p> <p>③ 第 7.3.2-4 図に示されるとおり、事象発生から 8 時間後に使用済燃料プールへの注水を開始することで、事象発生から約 9.3 時間後に使用済燃料プール水位が通常水位に回復することを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、可搬型代替注水中型ポンプによる注水の効果を確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記 (i) の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、燃料プール冷却浄化系の配管破断により、使用済燃料プール内の水位が燃料プール水戻り配管水平部の下端まで低下した後、使用済燃料プール内の水温が約 5 時間後に 100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事象発生から 8 時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約 0.62m 低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は 50m³/h であり、使用済燃料プール水温が 100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 燃料有効長頂部の冠水が維持されていることを確認。</p> <p>② 遮蔽を維持できる最低水位が確保されていることを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>量である約 16m³/h を上回っていることから、水位は、燃料プール水戻り配管水平部の下端まで回復され、維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第 7.3.2-4 図に示されるとおり、燃料有効長頂部の水位は通常水位-約 7.3m である。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位-約 0.86m である。第 7.3.2-4 図に示されるとおり、事象発生から 8 時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.62m 低下するが、この時点で、崩壊熱による水の蒸発量を上回る流量で注水を開始することにより、水位を回復することが可能であることから、燃料有効長頂部の冠水が維持され、また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位も維持されることを確認した。</p> <p>② ①に示すとおり。</p> <p>③ 使用済燃料プールにおいて、燃料はポロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記 (ii) にあるとおり、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足していることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)に示したとおり、放射線の遮蔽を維持できる最低水位(通常水位-約0.86m)となるまでに可搬型代替注水中型ポンプによる代替注水を行えること、可搬型代替注水中型ポンプの注水流量(50m³/h)は崩壊熱による水の蒸発率(約16m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料は必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることから、使用済燃料プールは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

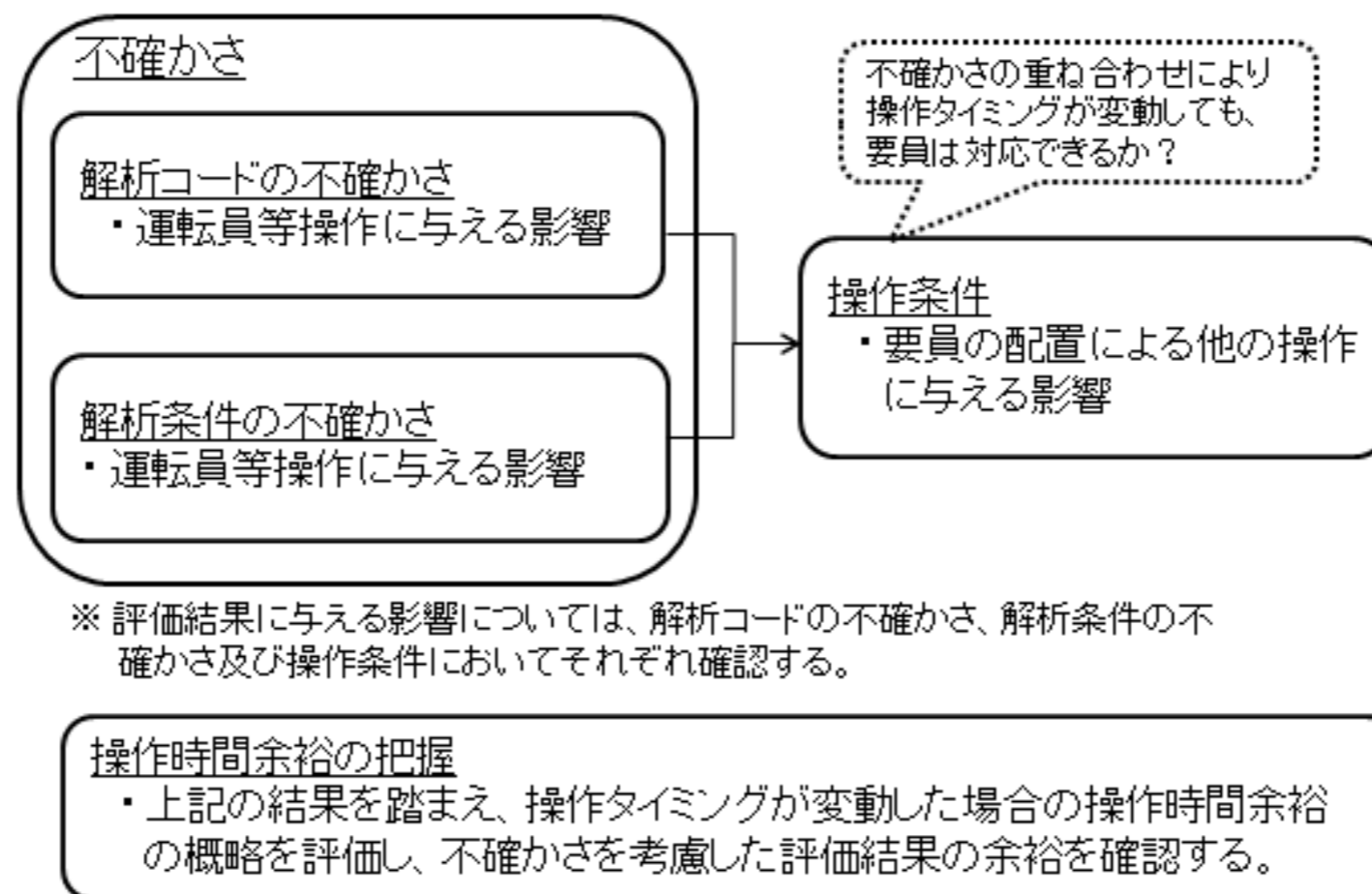
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>1)(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象及びそれによって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料プールの水位低下の認知を起点とする可搬型代替注水中型ポンプによる注水であることを確認した。本操作の開始は事象発生から8時間後としているが、それまでに使用済燃料プールの冷却機能の喪失による異常を認知できる時間は十分にあり、認知の遅れによって、操作開始時間に与える影響はない。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故 2 の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの状態の影響を確認。</p>	<p>1) (i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱の不確かさを考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期水温の不確かさを考慮し、最確条件の水温（約 12～約 40℃）を用いた場合、事故条件として設定している水温（65℃）より低くなるが、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の不確かさを考慮し、評価条件として設定している水位より低い水位とした場合、水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間が短くなるが、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開放であり、最確条件の保有水量は事故条件として設定している保有水量に対して約 1.6 倍となるが、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故 2 の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールの自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p>	<p>1) (i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱、初期水温、初期水位等を最確条件とした場合、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、最確条件として自然蒸発による影響を考慮しても、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱（約 9.1MW 未満）を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱（約 9.1MW）より小さくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約 12～約 40℃）を用いた場合、評価条件として設定している水温（65℃）より低くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮し、初期水位を水位低警報レベル（通常水位—約 0.14m）とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下し静的サイフォンブレーカにより燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）で停止するとしていることから、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。仮に事象発生直後から沸騰によ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>認。</p>	<p>る水位低下が開始するとした場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.8 時間後（10mSv/h の場合）となり、それ以降は線量率が 10mSv/h を超えることから現場における長時間の作業は困難となる。ただし、事象発生から 8 時間後に屋外から代替燃料プール注水系による注水が可能であるため、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故 2））において、不確かさ評価を検討した条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故 2 においては、水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの代替注水操作に着手するが、この操作は緊急対策要員 2 名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給操作は別の緊急対策要員 2 名による操作を想定している。</p> <p>② 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 480 分後としているが、この時間には余裕時間として 100 分が含まれており、実際には、注水機能喪失を確認した時点から 380 分後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 （想定事故2の場合）</p> <p>① 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する時間と漏えい箇所の隔離操作が開始できる時間から時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 可搬型代替注水中型ポンプ等による使用済燃料プールへの注水が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から480分後としているが、この時間には余裕時間として100分が含まれており、実際には、注水機能喪失を確認した時点から380分後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位—約0.86 m）に到達するのは事象発生から約9.8時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の使用済燃料プールへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、事象発生から2時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、17名である。これに対して、災害対策要員（初動）は37名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 東海第二は複数号炉ではないため、②の考慮は不要。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 可搬型代替注水中型ポンプによる注水は、電源の供給を必要としない。計装設備等に対して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対処設備について」の補足説明資料において、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）の連続定格容量は2,208kWであり必要負荷が約407kWであることが示されている。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故2における対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、代替燃料プール注水系（注水ライン）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約2,120m³となる。これに対して、西側淡水貯水設備に約4,300m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本想定事故において、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置2台を全出力で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約755.5kL、可搬型代替注水中型ポンプを7日間継続運転した場合に必要な軽油量は約12.0kL、緊急時対策所用発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約70.0kLである。これに対して、軽油貯蔵タンクに約800kL、可搬型設備用軽油タンクに約210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p data-bbox="142 321 326 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 369 608 401">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 415 1023 579">・ 具体的には、想定事故2の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1107 279 2730 310">使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1107 321 2819 485">「想定事故2」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1107 495 2656 527">さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1107 537 2819 621">以上のとおり、規制委員会は、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

崩壊熱除去機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 1-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 1-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 1-11
(1) 有効性評価の方法	5. 1-11
(2) 有効性評価の条件	5. 1-13
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 1-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 1-21
b. 操作条件	5. 1-22
(3) 操作時間余裕の把握	5. 1-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 1-24
5. 結論	5. 1-25

東海第二発電所に係る新規規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失）

1. 事故シナリオグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シナリオグループ内の事故シナリオ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シナリオグループ内の事故シナリオの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シナリオグループ内の事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」において示されている各事故シナリオと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シナリオグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シナリオは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>② 残留熱除去系の故障（RHRS喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>③ 外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シナリオグループの抽出及び重要事故シナリオの選定について「第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定」）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	対応する主要な燃料損傷防止対策		着眼点との関係と重要事故シナリオの選定の考え方			選定した重要事故シナリオと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	燃料損傷防止対策	a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	① 残留熱除去系の故障（RHR喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	・ 待機中のECCS （残留熱除去系（低圧注水系） ^{※1} ）	低	低	高	<p>a. b. の着眼点について、全シナリオに共通であるため、選定理由から除外した。</p> <p>c. 頻度の観点では、①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>残留熱除去系海水系の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する②の事故シナリオについては、「全交流動力電源喪失」にて残留熱除去系海水系の代替手段である緊急用海水系の有効性を確認するため、選定しない。</p> <p>また、外部電源喪失を起因とする③の事故シナリオは、非常用ディーゼル発電機に期待できるため、「全交流動力電源喪失」で考慮している事故シナリオと比較して事象進展や対策が厳しくないことから選定しない。</p>
	② 残留熱除去系の故障（RHRS喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗			低	低	中	
	③ 外部電源喪失 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能 ^{※1}	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ^{※2}	低	低	中	

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、待機している残留熱除去系（低圧注水系）を用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

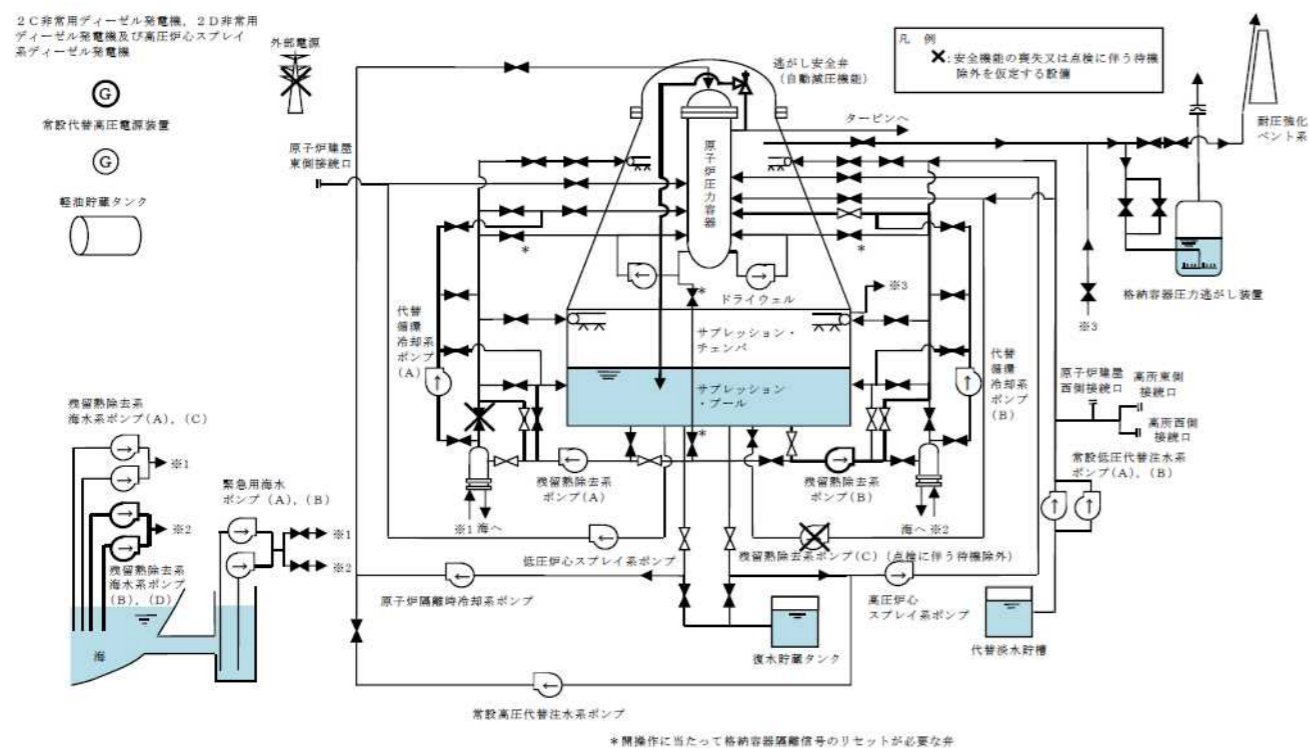
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第 7. 4. 1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について」において、残留熱除去系系統流量計、残留熱除去系熱交換器出口温度計及び残留熱除去系熱交換器入口温度計が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、待機している残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留熱除去系（低圧注水系）、サブプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の燃料損傷防止対策である待機している残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、非常用ディーゼル発電機及び軽油貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7. 4. 1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について」において、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉水位の回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、非常用ディーゼル発電機及び軽油貯蔵タンクにて原子炉の除熱を挙げていること、「第 7. 4. 1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について」において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切替えによる炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料 5. 1. 6 安定停止状態について）において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となることが示されている。補足説明資料（添付資料 5. 1. 6 安定停止状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できる」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p>	<p>(iv) 「第 7. 4. 1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水系）に係る計装設備として原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（広帯域）及び残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。</p>

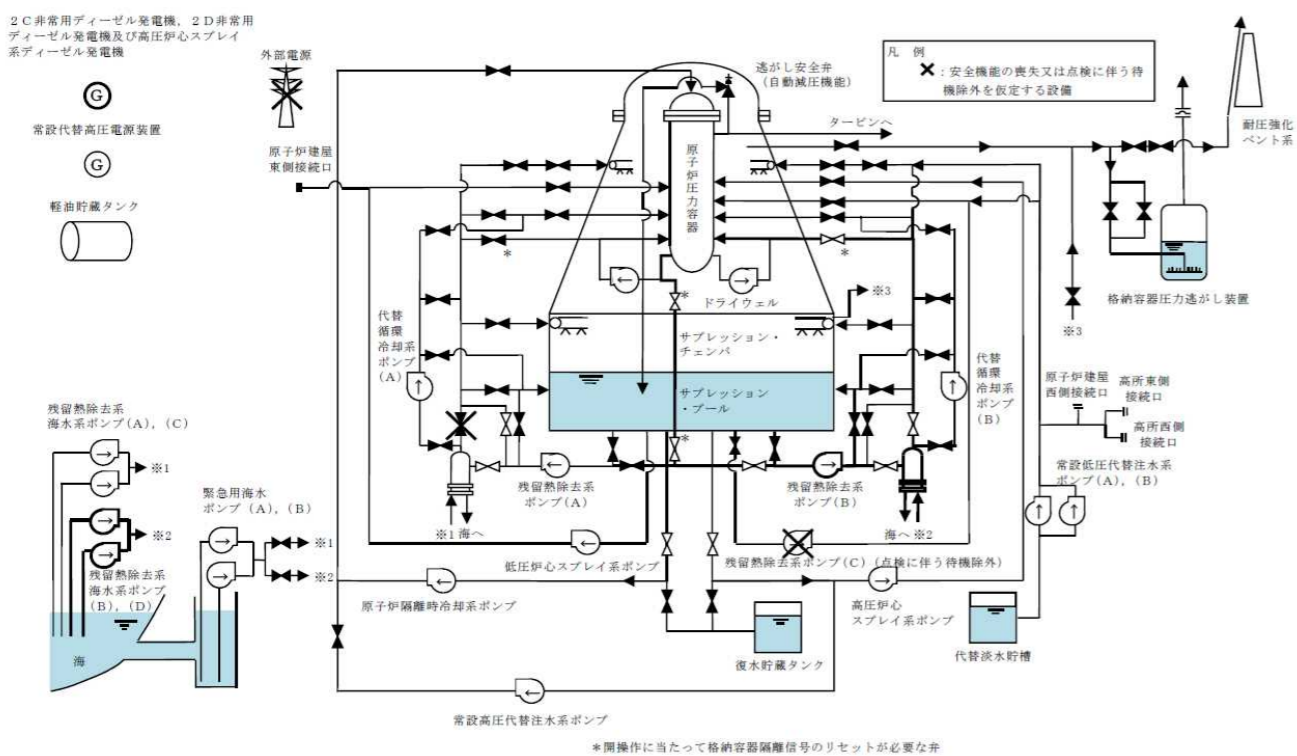
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 原子炉の注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る計装設備として、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（広帯域）、残留熱除去系系統流量計及び残留熱除去系熱交換器入口温度計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （崩壊熱除去機能喪失の場合）</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <u>原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を実施する</u>ことによって、原子炉水温は低下することが示されており、初期の対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能の回復操作 <p>② 原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作として、崩壊熱除去機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii）上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7. 4. 1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p>	<p>3) （i）待機している残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系（低圧注水系）及びこれらを接続する配管や弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>「第 7.4.1-2 図 崩壊熱除去機能喪失の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.4.1-2 図 崩壊熱除去機能喪失の対応手順の概要」及び「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に係る判断基準・確認項目等 <u>崩壊熱除去機能喪失の判断</u>：運転員が、残留熱除去系の故障に起因する崩壊熱除去機能の喪失による原子炉水温の上昇等を確認した場合、崩壊熱除去機能喪失と判断する。 <u>残留熱除去系（低圧注水系）の切替え判断</u>：運転員が、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉水位回復を確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切替えを行う。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 崩壊熱除去機能の回復操作（実際には行わうが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。 （参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。 ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。 その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。 <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa.及びb.に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。 <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

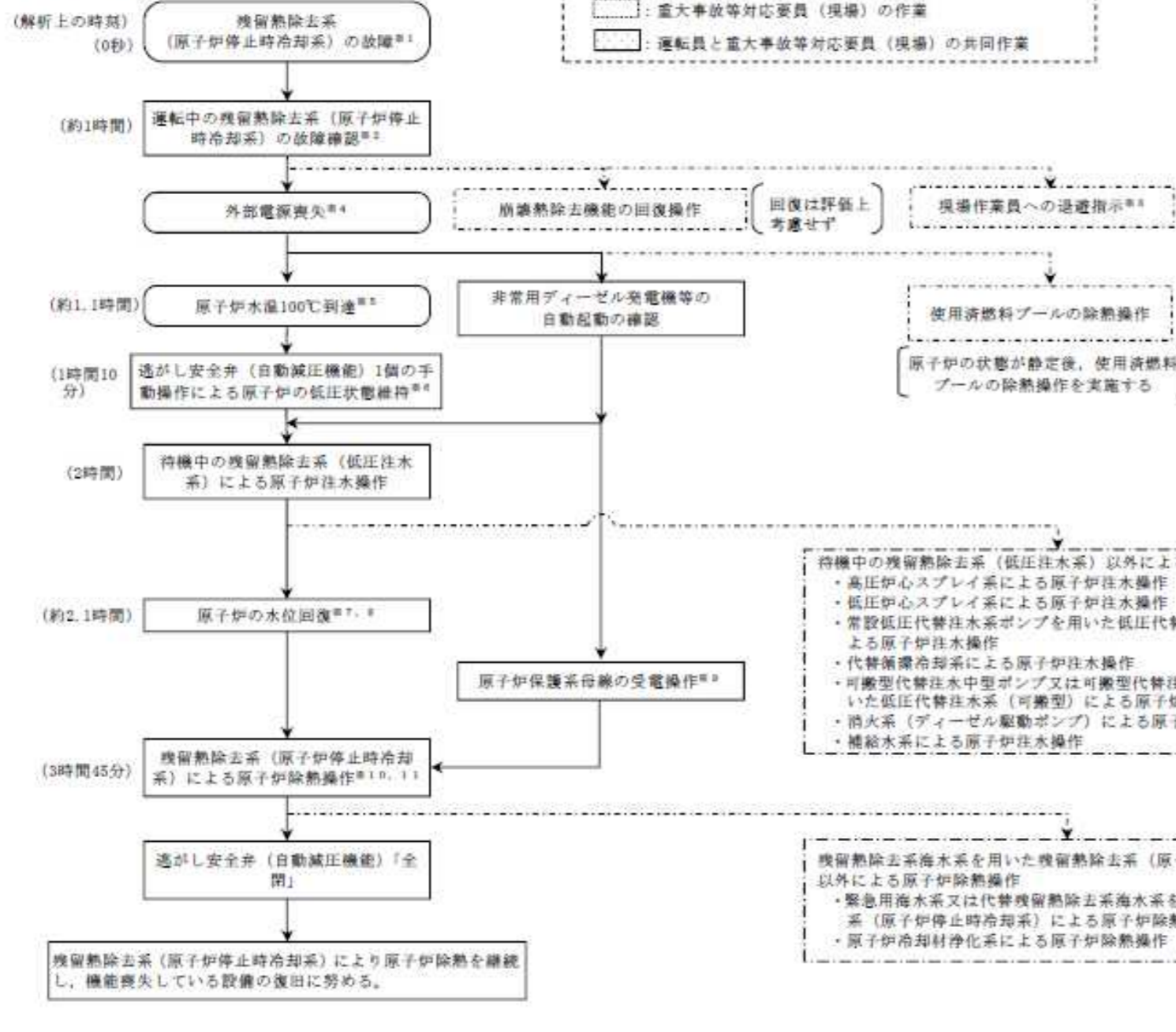


第7.4.1-1図 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)
(原子炉減圧及び残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水段階)



第7.4.1-1図 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱段階)

- プラント前受条件
- ・プラント停止後1日目
 - ・原子炉压力容器未開放
 - ・格納容器開放中
 - ・主蒸気隔離弁全開
 - ・全ての非常用ディーゼル発電機等：待機中
 - ・残留熱除去系（A）：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
 - ・残留熱除去系（B）：低圧注水系の状態で待機中
 - ・残留熱除去系（C）：点検に伴い待機除外中
 - ・原子炉水位は通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）



- ※1 崩壊熱除去機能喪失を模擬するため「熱交換器出口弁閉鎖」を評価条件とする。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止時の原子炉冷却材温度を確認する。
- ※2 1時間ごとの中央制御室の巡視により原子炉冷却材温度の上昇、及び崩壊熱除去機能喪失を認知する。
- ※3 現場作業員は、当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※4 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生1時間後（1時間ごとの中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止を確認する時間）とすることにより、事象発生時の認知の観点で厳しい想定とする。
- ※5 約1.1時間後に原子炉冷却材温度が100℃に到達する。
- ※6 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※7 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部から約4.2m上（原子炉水位低（レベル3）から約0.3m下）となる。
- ※8 原子炉水位（広帯域）により原子炉水位の回復を確認する。残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位は通常運転水位まで回復する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転開始前は、通常運転水位よりも高く維持する。
- ※9 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁を開状態にするために、原子炉保護系母線の受電操作を行い、格納容器隔離信号をリセットする。
- ※10 残留熱除去系（低圧注水系）で注水後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替える。
- ※11 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を開状態にする。

【有効性評価の対象としていないが他に取得可能な手段】

I

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）及び可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる。代替循環冷却系、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）、消火系（ディーゼル駆動ポンプ）及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

II

緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる。代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱、及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

第7.4.1-2図 崩壊熱除去機能喪失の対応手順の概要

運転停止中 熱交換器機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時の機能喪失）					経過時間（時間）					備考	
操作項目	実施業務・必要要員数 【】は操作業務 移動しての要員				操作の内容	経過時間（時間）					
	責任者	作業員数	1人	中央制御 運転員の確保		1	2	3	4	5	
状況判断	1人 A	-	-	-	●原子炉水面上昇、残留熱除去系の系統流量低下等による残留熱除去機能喪失の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止確認	0分	10分	2時間	約1時間 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始 約1.1時間 原子炉水温度100℃到達 2時間 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始 約2.1時間 原子炉水位回復 3時間45分 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）操作開始	残留熱除去系ポンプ（A）	
作業員への選送指示	-	-	-	-	●非常用電源による作業員への選送指示	60分以内に選送完了					解析上考慮しない 中央制御室で非常用電源が指示する
過剰し安全弁（自動減圧機能）の予備操作による原子炉の低圧状態維持	【1人】 A	-	-	-	●過剰し安全弁（自動減圧機能）1個の予備開放操作	1分					
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	-	●常設代替交流電源設備2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分					
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作	-	1人 C	1人 A	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成操作（現場）	45分					
残留熱除去系機能の回復操作	-	【1人】 C	【1人】 A	-	●残留熱除去系機能の回復操作						解析上考慮しない
原子炉保護系母線の受電操作	【1人】 A	-	-	-	●原子炉保護系母線の復旧準備操作	15分					
	-	-	2人 B, C	-	●原子炉保護系母線の復旧操作（現場）	10分	10分				
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	-	●残留熱除去系低圧注水系の起動操作	4分					
	-	-	-	-	●残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作	2分					
原子炉保護系母線の受電操作	【2人】 A, B	-	-	-	●原子炉保護系母線の復旧操作（中央制御室）	30分					
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作	【1人】 A	-	-	-	●残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水の停止操作	2分					
	【1人】 A	-	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成操作（中央制御室）	30分					残留熱除去系ポンプ（B）
	【1人】 A	-	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動操作 ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱状態の監視	6分					選送実施
使用代替燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用代替燃料プールへの注水操作 ●緊急用低圧注水による低圧注水系の系統構成操作及び起動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作						解析上考慮しない ネロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
									20分		解析上考慮しない 約15時間までに実施する
必要要員合計	2人 A, B	1人 C	3人 A, B, C								

第 7.4.1-3 図 崩壊熱除去機能喪失時の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1) (i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「残留熱除去系の故障（RHR 喪失）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とする「残留熱除去系の故障（RHR 喪失）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2) (i) 該当なし。燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h に対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約 1.7m 上である。原子炉水位が燃料有効長頂部の約 1.7m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 1.7m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 1.7m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 1.7m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されて</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>いることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例（対策の可否は原子炉の状態及び緩和設備の待機状態に依存する。以下同様。）</p> <p>i. 待機中のRHR 等による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保（補機冷却機能が喪失している場合）</p> <p>iii. 待機中のECCS 又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>確認結果（東海第二）</p> <p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。外部電源の喪失を想定することにより、<u>非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な要員及び燃料等の観点でも、厳しい設定となる</u>ことを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>② 「第7.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、<u>原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）1系統のほか、残留熱除去系（低圧注水系）1系統が待機状態とする。原子炉停止後の炉心の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値（約18.8MW）を用いる。この崩壊熱による原子炉圧力容器内の蒸発量は約32m³/hである。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉が冷却されているため、設計値である52℃とする</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(BWR 崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）の使用台数及び原子炉注水量の確認 	<p>2)(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.4.1-2 表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定期間については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水系）：残留熱除去系 1 系列 1 台で、原子炉圧力容器への注水流量は、1,605m³/h とする。これは、原子炉停止 1 日後の崩壊熱に相当する蒸発量である約 32m³/h を上回る流量であることを確認した。 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）：残留熱除去系 1 系列 1 台で、伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 43MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃において）とすることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の使用台数及び熱交換器の伝熱容量の確認</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c. にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モードの開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、原子炉減圧操作、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水については中央制御室による操作であり、現場操作はない。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、起動操作等を中央制御室で実施する他、電動弁隔離等の一部操作を現場で実施する。</p> <p><u>原子炉減圧操作</u>：原子炉水温が100℃に到達後、原子炉圧力容器内を大気圧に維持するために、逃がし安全弁1個を開操作する。本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>待機していた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水</u>：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から約2時間後に実施する。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、原子炉運転停止中における本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p><u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱</u>：残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉水位回復後に実施する。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、中央制御室では、運転員2名がシステムアップや起動操作等を実施し、現場では、4名が電動弁隔離作業を実施するとし、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から2時間後とする</u>ことを確認した。また、原子炉水位回復から約1時間45分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切り替え、原子炉圧力容器からの除熱を開始することを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.（3）操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象の認知及び注水開始までの一連の操作に要する時間を考慮し、事象発生から2時間後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切り替え時間は、一連の操作に要する時間を考慮し、原子炉水位回復から約1時間45分後に操作開始するとしているが、実態の操作開始時間が早まることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水温 ・ 原子炉水位 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード） <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.1.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第 7.4.1-4 図より、崩壊熱による原子炉水温の上昇後、蒸発により原子炉水位が低下していることを確認した。補足説明資料（添付資料 5.1.3）では、原子炉圧力容器内が大気圧条件で維持されている場合には、事象発生から約 1.1 時間後に原子炉水温が 100°C に到達することが示されている。</p> <p>③ 第 7.4.1-4 図より、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水の開始後、原子炉水位が回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の切り替えによる原子炉水位に変動がないことを確認した。</p> <p>④ 第 7.4.1-4 図より、機器条件で設定したとおり、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水量が原子炉水の蒸発量に比べて多い（注水流量：1,605m³/h、原子炉停止 1 日後の崩壊熱に相当する蒸発量：約 32m³/h）ことから、短時間で原子炉水位が事象発生前の通常運転水位に回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去を実施し、原子炉水位の変動がないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては以下のとおり。</p> <p>① 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約1.1時間後に、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約0.9m低下して、燃料有効長頂部の約4.2m上となるが、冠水は維持されることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約4.2m上に低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h（*）を上回ることはないことを確認した。補足説明資料（添付資料5.1.7）において、遮蔽維持に必要な原子炉水位が示されている。</p> <p>（*）崩壊熱除去機能喪失における原子炉建屋原子炉棟6階での作業及び退避は2.2時間以内であり、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも22mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値。</p> <p>② 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉圧力容器内の水位は評価期間を通じて、燃料有効長頂部以上であり、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく放射線の遮蔽を維持できていること及び全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界の確保はできていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、第7.4.1-4図にあるとおり、事象発生から2時間後に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を開始し、短時間で原子炉水位は回復していることを確認した。その後、第7.4.1-4図に示す事象発生から3時間45分後に、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

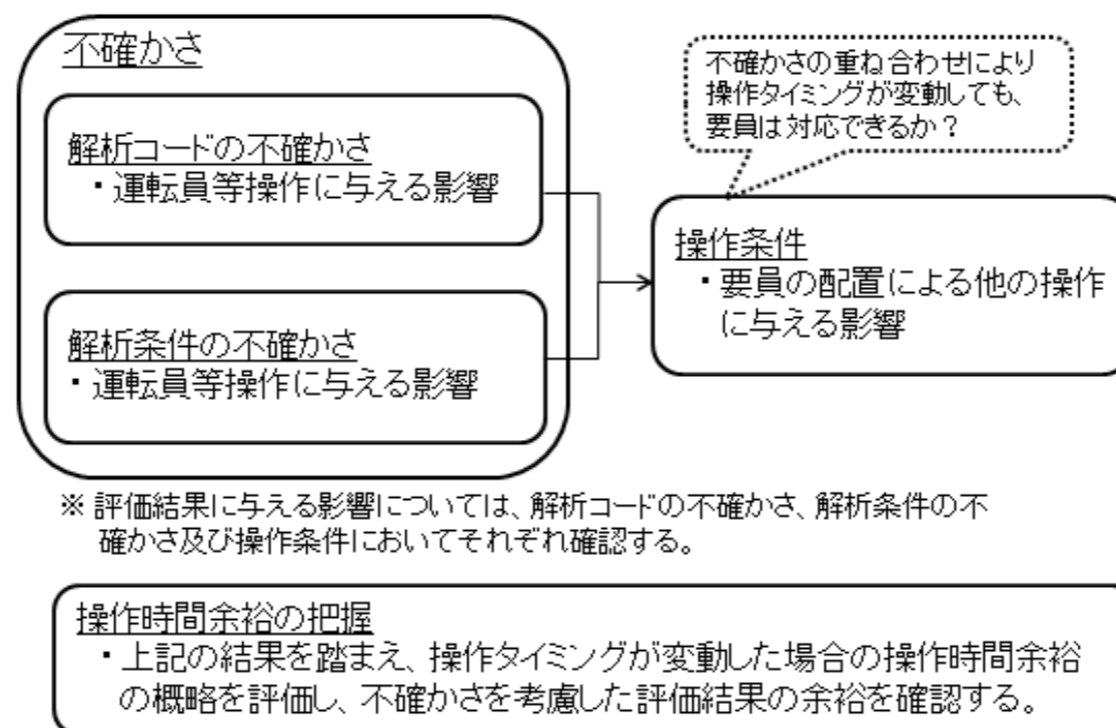
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)(i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作の起点が、崩壊熱除去系機能喪失による異常の認知であるため、評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料の崩壊熱及び初期水温より厳しい原子炉停止 12 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.8 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいこと、また、解析条件の初期水位に対して水位の変動が考えられるが、事象発生後の水位低下量に対して小さいため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 操作条件の不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から2時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から2時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約4.5時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、余裕時間がある</u>ことを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水系）の原子炉圧力容器への注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施され、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の原子炉圧力容器への注水操作は、実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。運転員等の操作時間に与える影響として、注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の原子炉圧力容器への注水操作について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約4.5時間後であり、これに対して、異常を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間であることから、準備時間が確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、12 名である。これに対して、災害対策要員（初動）は 37 名であり対応が可能である。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員（初動）等を確保できていることから、重大事故等への対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置、緊急時対策所用発電機等からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 951kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）の連続定格容量は約 2,208kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・プール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から 7 日間の水源の充足性については上記（iii）のとおり。資源の充足性については、非常用ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置 2 台等を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約 755.5kL、緊急時対策所用発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 70.0kLである。これに対して、軽油貯蔵タンクに約 800kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への切替えによる炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（RHR 喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系の1系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（RHR 喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 2-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 2-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 2-11
(1) 有効性評価の方法	5. 2-11
(2) 有効性評価の条件	5. 2-12
(3) 有効性評価の結果	5. 2-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 2-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 2-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 2-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 2-20
b. 操作条件	5. 2-21
(3) 操作時間余裕の把握	5. 2-22
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 2-23
5. 結論	5. 2-24

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗

(添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 3-3 表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定」)

全交流動力電源喪失	①外部電源喪失 ＋交流電源失敗 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	電源の復旧	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備（DG起動に使用） （直流電源失敗時） 	低	低	高	<p>a. 余裕時間については、事故シーケンス間で差異がなく、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備による給電、低圧代替注水系（常設）による注水といった緩和措置の実施にかかる時間（約25分）に比べて十分な余裕時間がある（最も短いPOS-Sにおいても3.9時間であり、その他のPOSではさらに余裕時間が見込める）ことから、全ての事故シーケンスにおいて「低」とした。</p> <p>b. 原子炉への注水に必要な設備容量については、事故シーケンス間で差がなく、待機中のECCS・低圧代替注水系（常設）の設備容量（残留熱除去系：1,605m³/h、低圧代替注水系（常設）：378m³/h）に比べて十分小さい（最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても約50m³/h）ことから、全ての事故シーケンスにおいて「低」とした。</p> <p>c. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. b. の着眼点について、全シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。</p> <p>c. 頻度の観点では、①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、直流電源喪失となる②の事故シーケンスは、炉心損傷頻度が低く、有効性を確認する左記の対策により①の事故シーケンスと同様に燃料損傷防止が可能であり、さらに可搬型代替直流電源設備による非常用ディーゼル発電機の起動による対応にも期待できることから選定しない。</p>
-	②外部電源喪失 ＋直流電源失敗 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） （交流電源復旧後） 	低	低	低		
		崩壊熱除去機能 ^①	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）^② 	低	低	低		

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、残留熱除去系海水系の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、原子炉圧力容器への注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水等を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による炉心の冷却を実施する必要があることを確認した。</p>

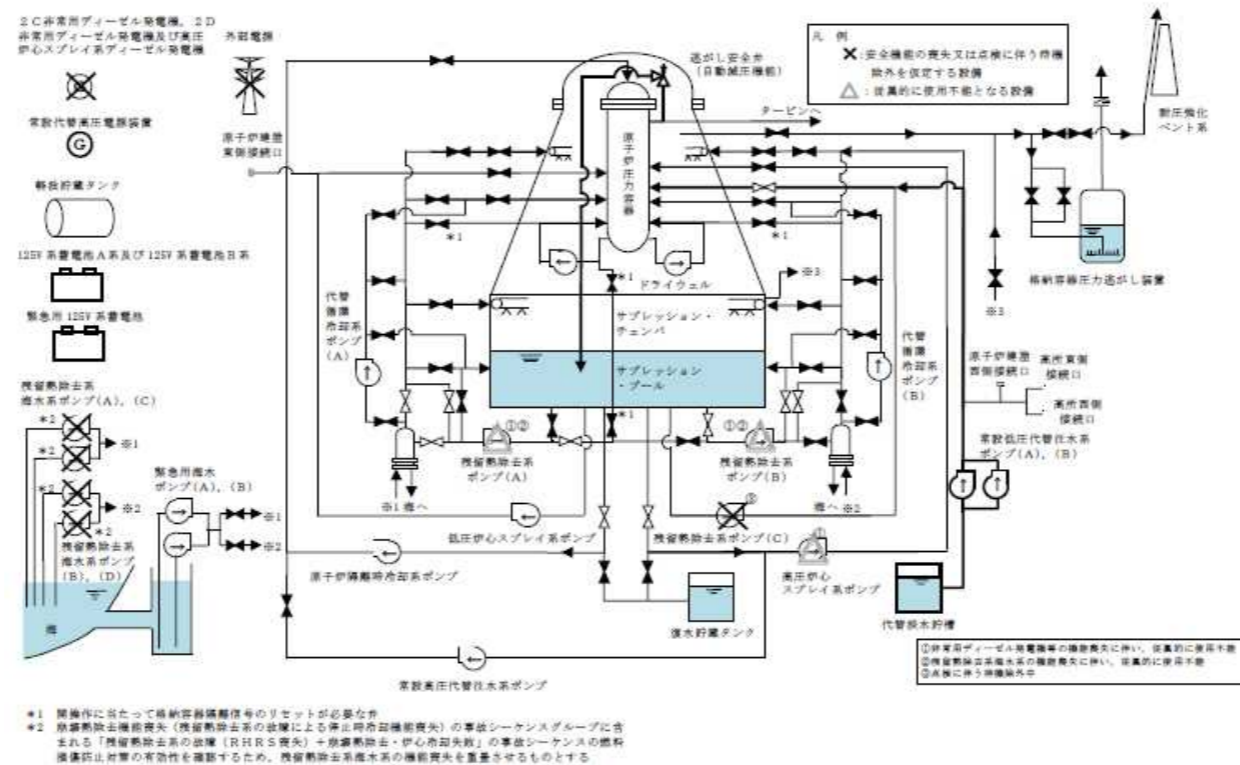
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備は、外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機等からの受電失敗及びすべての非常用母線からの給電に失敗することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失することから、「第 7.4.2-1 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について」において、残留熱除去系系統流量が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>常設代替高圧電源装置による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を通常運転水位に維持する。このため、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、常設低圧代替注水系ポンプ駆動用の電源の確保については「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.4.2-1 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持で用いる重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、軽油貯蔵タンク、125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料(添付資料 5.2.4 7 日間における水源の対応について)には、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の運用に対する検討結果が示されている。</u></p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による炉心の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプの軸受等の冷却は、緊急用海水系で実施する。このため、緊急用海水ポンプ、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を挙げていること、「第 7.4.2-1 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について」において、緊急用海水系及び残留熱除去系で用いる重大事故等対処設備として、緊急用海水系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、常設代替交流電源設備及び軽油貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 原子炉内燃料体の除熱の長期維持については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び緊急用海水系による原子炉内燃料体の除熱を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、原子炉内燃料体の除熱機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>補足説明資料（添付資料 5.2.1 安定停止状態について）には、緊急用海水系を用いた残留熱除去系機能（原子炉停止時冷却系）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定停止状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</u></p>

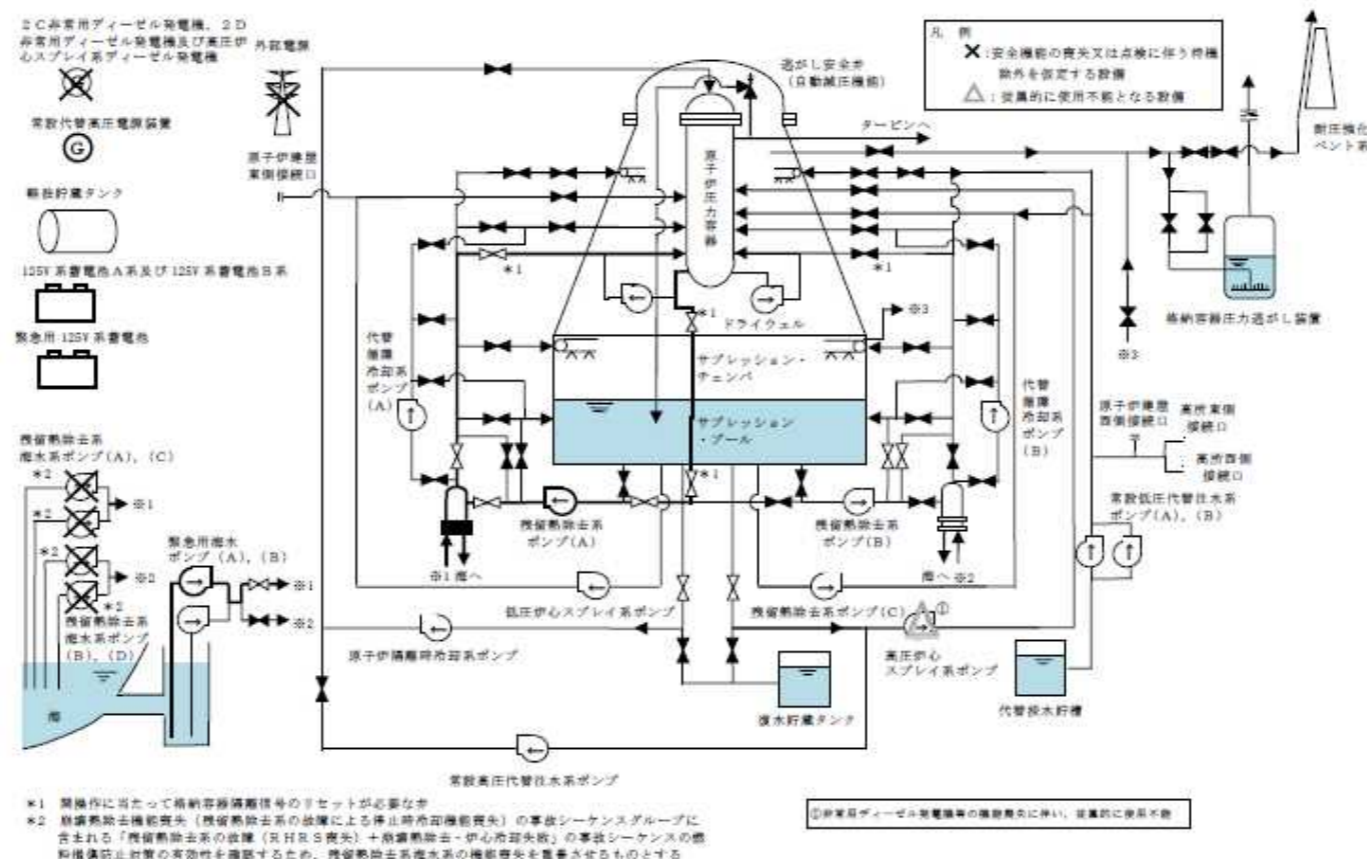
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>補足説明資料(添付資料 5.2.1 安定停止状態について)には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できる」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備を確認 ② 炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第 7.4.2-1 表 全交流動力電源喪失において重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位計 (SA 広帯域)、原子炉水位計 (広帯域)、低圧代替注水系原子炉注水流量計 (常設ライン狭帯域用) 及び代替淡水貯槽水位計が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備として、残留熱除去系系統流量計、残留熱除去系熱交換器入口温度計、緊急用海水系流量計 (残留熱除去系熱交換器) 及び緊急用海水系流量計 (残留熱除去系補機) が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 常設代替交流電源設備から非常用高圧母線への交流電源供給の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプ 1 台を起動後、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉圧力容器からの除熱を実施することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作 ・可搬型代替交流電源設備による受電操作 ・原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱操作 ・代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱操作 <p>② 有効性評価上は期待しないが、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水並びに代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱操作及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱操作については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、可搬型代替交流電源設備による受電操作については、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として原子炉補機冷却機能復旧が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記 (vi) で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1 「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備 (常設、可搬、計装) については、「第 7.4.2-1 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び緊急用海水系に関連する設備として残留熱除去系ポンプ、緊急用海水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり「第 7.4.2-2 図 全交流動力電源喪失の対応手順の概要」及び「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」において確認した。</p> <p>① 「第 7.4.2-2 図 全交流動力電源喪失の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失の判断</u>：外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となった場合。</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合。</p> <p><u>残留熱除去（原子炉停止時冷却系）への切替え判断</u>：常設代替交流電源設備から非常用高圧母線への交流電源供給が完了した場合。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p>

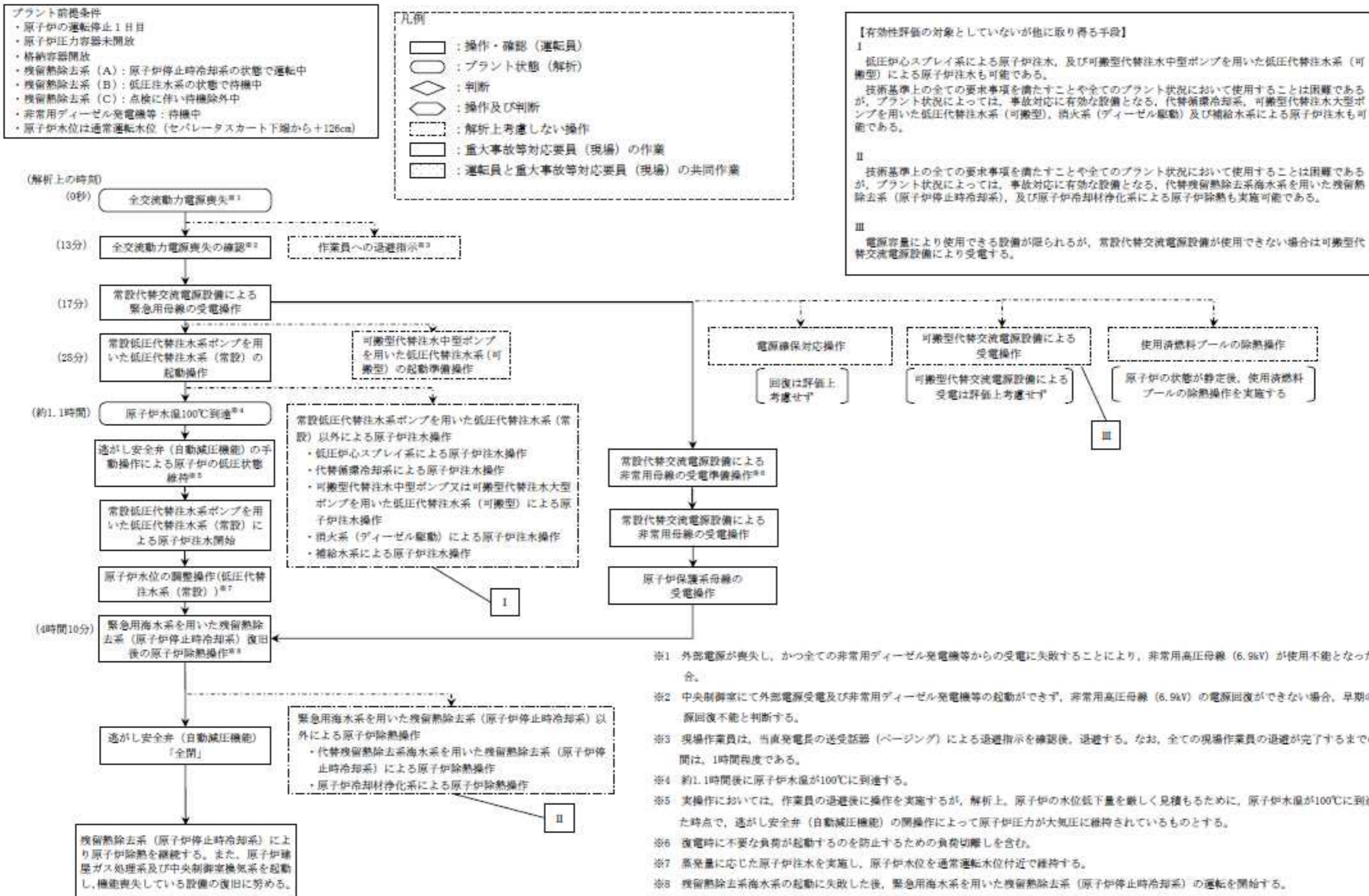
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 外部電源の復旧操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 事象発生直後の中央制御室では 10 分間※1 の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認 10 分+操作時間※2 とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2 を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10 分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10 分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定において a. 及び b. に分類される操作時間の積上げについては、原則 5 分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5 分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5 分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



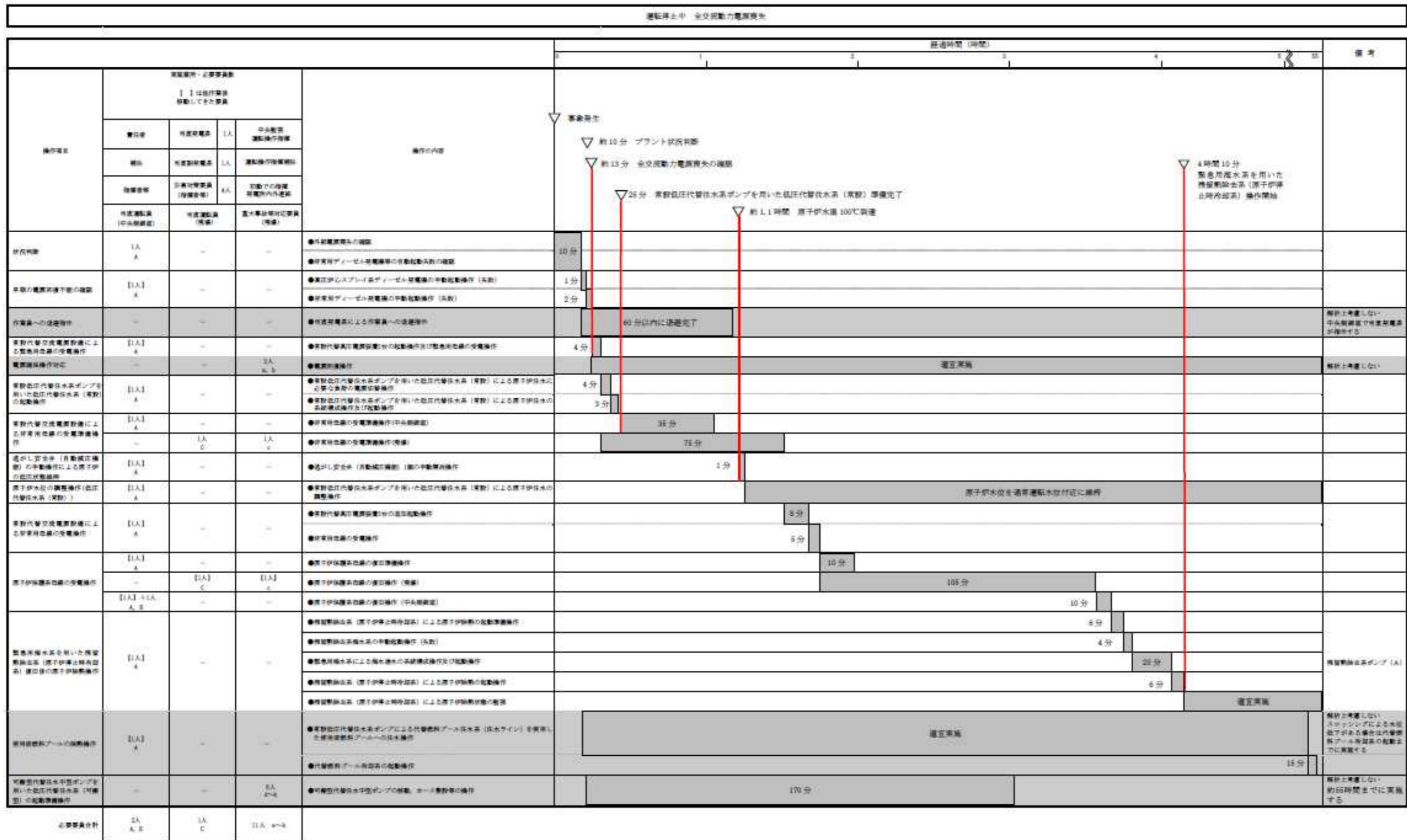
第 7.4.2-1 図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図（1/2）
 （原子炉減圧及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水段階）



第 7.4.2-1 図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図（2/2）
 （緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱段階）



第 7.4.2-2 図 全交流動力電源喪失の対応手順の概要



第 7.4.2-3 図 全交流動力電源喪失時の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1) (i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定された最も厳しい事故シーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは上記のとおりである。なお、残留熱除去系海水系の機能喪失の重畳も考慮することを確認した。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態を選定する。</p> <p>「第 7.4.2-4 図 原子炉水位の推移」において、全交流動力電源喪失時の運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮蔽、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されていることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2) (i) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源が喪失し、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電システムの故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源システムの機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。（ただし、3.2 (3) b を適切に考慮すること。）</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能（RHR（原子炉停止時冷却モード）、燃料プール冷却浄化系及び原子炉冷却材浄化系）の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、残留熱除去系海水系の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失する</u>ことを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系の機能喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② 「第 7.4.2-2 表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）1 系列のほかに、残りの残留熱除去系が待機状態とする。原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止 1 日後の崩壊熱の値（約 19MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約 32m³/h である。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、設計温度である 52℃とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用</p>	<p>2) (i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.4.2-2 表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量である 27m³/h とする。緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃における設計値の約 24MW とする。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>している場合には、その考え方を確認。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系の流量とその理由を確認。 <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c. にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している非常用ディーゼル発電機等の機能及び残留熱除去系海水系の機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、現場対応は 2 名であり、非常用母線の受電操作に 75 分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>緊急用海水系の運転</u>：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、中央制御室の運転員 1 名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備の準備に要する時間を考慮して、事象発生から約 1.1 時間後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「3. (3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ <u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、原子炉水位が低下し始める事象発生から約 1.1 時間後とする。また、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による炉心の冷却の開始時間は、常設代替高圧電源装置の追加起動等に要する時間を考慮して、事象発生から 4 時間 10 分後とする。</u>実際には常設代替交流電源設備からの給電準備が完了次第、原子炉圧力容器への注水することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 動的機器の作動状況： ・ 注入流量 対策の効果： ・ 原子炉水位</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1)(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.2.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.4.2-4 図より、事象の発生後、沸騰開始が約 1.1 時間後であることを示していることから、全交流動力電源喪失により残留熱除去機能が喪失していることを確認した。 ③ 第7.4.2-4 図より、機器条件で設定したとおりの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量（27m³/h）が確保されていることを確認した。 ④ 第7.4.2-4 図により、原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約 1.1 時間後に沸騰し原子炉水位が低下し始めるが、事象発生から 25 分後には低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水準備操作が終了していることから、崩壊熱による蒸発量を補うために必要な注水量を注水することで、原子炉水位は通常運転水位付近で維持され、冠水は維持される。原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位は通常運転水位付近で維持されていることから、原子炉建屋</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 原子炉圧力容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（制御棒全挿入状態維持）</p>	<p>内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10 mSv/h を上回ることはないことを確認した。</p> <p>① 第 7.4.2-4 図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることを確認した。原子炉圧力容器は未開放の状態であり、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h を上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h を上回ることなく、放射線の遮蔽が維持できていること及び事象発生後も、制御棒が挿入維持されており、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、事象発生から 4 時間 10 分後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、燃料の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 事象発生から 4 時間 10 分後以降、緊急用海水系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を運転することで、原子炉水位が回復し、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

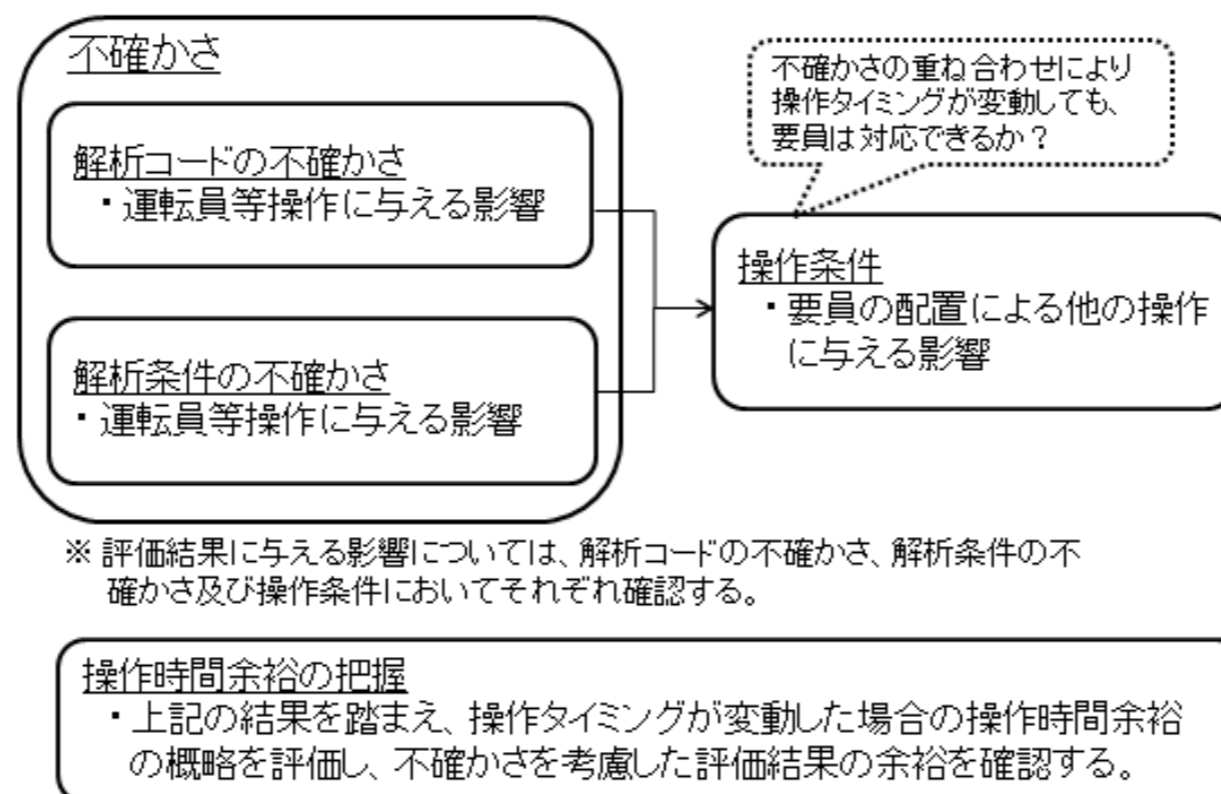
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水操作は、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点に行うため、不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)(i)解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)(i)解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱について影響評価を行うとしていることを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作は、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点に行うため、解析条件の不確かさによって運転員等の操作時間に影響がないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料の崩壊熱及び初期水温より厳しい原子炉停止 12 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.8 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 25 分後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、解析条件の初期水位に対して通常運転水位から 10cm 程度の変動が考えられるが、通常運転水位から 10cm 程度低下した場合でも、事象発生後の水位低下量に対して十分小さいため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、<u>全交流動力電源喪失後、常設代替高圧電源装置から給電し、低圧代替注水系（常設）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から25分後である。注水操作に対する時間余裕について、通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約4.5時間後であることから、十分な時間余裕がある</u>ことを確認した。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は、常設代替高圧電源装置の起動操作後に、中央制御室でのスイッチ操作で原子炉圧力容器への注水が開始されるが、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。具体的には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作を中央制御室で行う要員は、本操作の前に他の操作を行うものの、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、現場で操作を行う要員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生約1.1時間後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、原子炉圧力容器内保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.4.1-4図に示すとおり、事象発生後約1.1時間後に低圧代替注水系（常設）による注水がされるのに対して、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間余裕を確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.2）において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、災害対策要員（初動）20 名である。これに対して、災害対策要員（初動）は 37 名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員（初動）等を確保できていることから、重大事故等への対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策時に必要な電力供給量に対して、常設代替高圧電源装置及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 3,276kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切離しを行うことにより、24 時間の直流電源供給が可能である。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な水は、7 日間の対応を考慮すると、約 90m³ である。これに対して、代替淡水貯槽に約 4,300m³ の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から 7 日間の水源の充足性については上記（iii）のとおり。資源の充足性については、常設代替高圧電源装置 5 台を全出力で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352.8kL、緊急時対策所用発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 70.0kL である。これに対して、軽油貯蔵タンクに約 800kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している常設代替高圧電源装置による給電、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による炉心の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉冷却材の流出

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.3-3
(3) 燃料損傷防止対策	5.3-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.3-11
(1) 有効性評価の方法	5.3-11
(2) 有効性評価の条件	5.3-13
(3) 有効性評価の結果	5.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.3-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.3-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.3-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.3-21
b. 操作条件	5.3-22
(3) 操作時間余裕の把握	5.3-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5.3-24
5. 結論	5.3-25

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンス内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における事故シーケンスは、以下の5つであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材流出 (RHR 系統切替時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>② 原子炉冷却材流出 (CUW ブロー時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>③ 原子炉冷却材流出 (CRD 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>④ 原子炉冷却材流出 (LPRM 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p>

(添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 3-3 表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定」)

原子炉冷却材の流出	① 原子炉冷却材の流出 (RHR 系統切替時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	・ 待機中の ECCS (残留熱除去系 (低圧注水系))	高	低	高	a. 燃料損傷までの余裕時間が最も短い事故シーケンス (①RHR 系統切替時、②CUW ブロー時: 3.5 時間) を「高」、最も長い事故シーケンス (④LPRM 点検時: 12.1 時間) を「低」、それ以外の事故シーケンス (③CRD 点検時: 5.5 時間) を「中」とした。	a. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①、②を抽出した。 b. の着眼点について、③、④は流出流量が比較的多くなるが、燃料損傷防止対策である待機中の ECCS・低圧代替注水系 (常設) の設備容量は、③、④における流出流量と比較して十分大きい。 c. 程度の観点では、①が支配的となった。
				高	低	中		
	② 原子炉冷却材の流出 (CUW ブロー時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗			高	低	中	b. 流出流量が多いほど、燃料損傷回避のために必要な注水設備の容量が大きくなることを考慮し、冷却材流出流量が最も多い事故シーケンスを「高」、最も少ない事故シーケンスを「低」、それ以外の事故シーケンスを「中」とした。	なお、②の事故シーケンスについては、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、中央制御室の運転員他に R/W の運転員も廃液収集タンク等の水位高を認知することができるため、認知が容易であることから選定しない。 また、流出流量の大きい③、④の事故シーケンスについては、CRD 点検時、LPRM 点検時の LOCA による流出流量と比較して、燃料損傷防止対策となる待機中の ECCS・低圧代替注水系 (常設) の設備容量 (残留熱除去系: 1,605 m ³ /h、低圧代替注水系 (常設): 378 m ³ /h) が十分大きいこと、作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため、認知が容易であることから選定しない。
	③ 原子炉冷却材の流出 (CRD 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能 ^{※1}	・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ^{※2}	中	高	中	c. 事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別 CDF に対して 1% 以上の事故シーケンスを「中」、1% 未満の事故シーケンスを「低」とした。	
	④ 原子炉冷却材の流出 (LPRM 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗			低	中	低		

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッション・チェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中の原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器に注水し、原子炉水位を回復するとともに、原子炉冷却材の流出を止める必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を行う必要があることを確認した。</p>

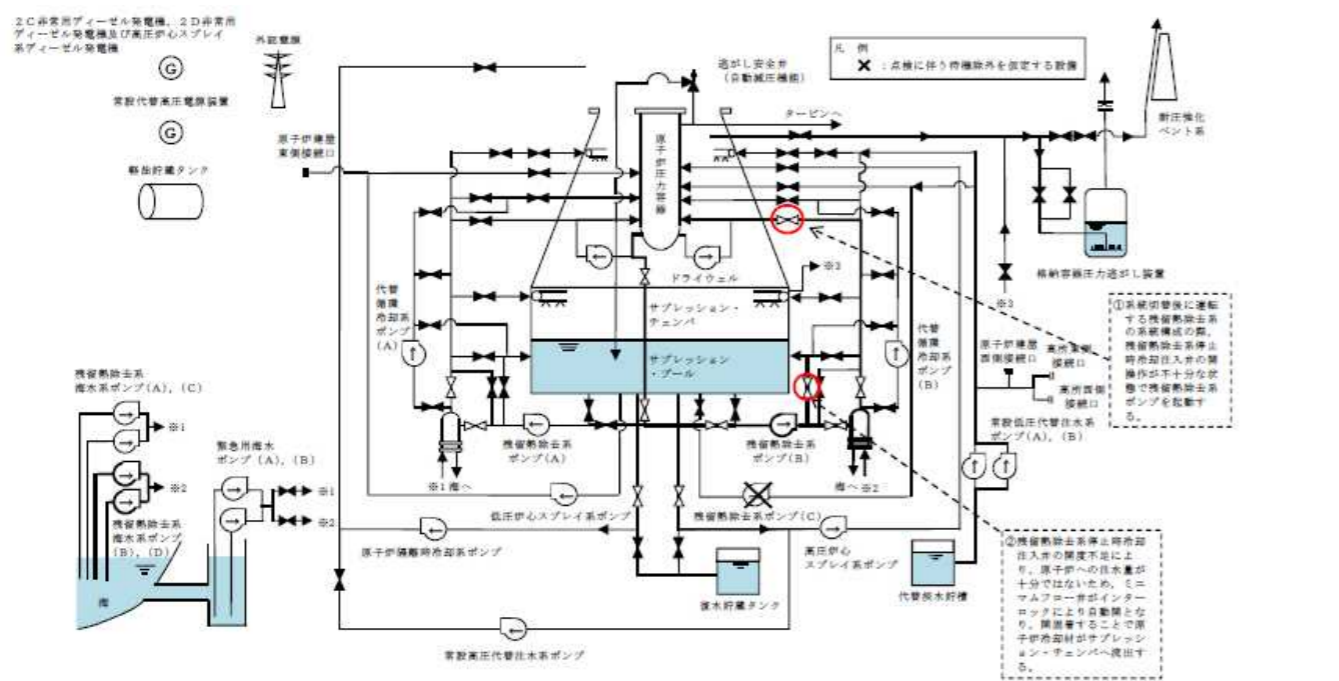
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第 7. 4. 3-1 表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について」において、残留熱除去系統流量、サブプレッション・チェンバ・プール水位が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>待機している残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復した後、原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止める。このため、残留熱除去系（低圧注水系）及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7. 4. 3-1 表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について」において、重大事故等対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）及びサブプレッション・チェンバが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉冷却材の流出を止めた後、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>としていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱は、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>補足説明資料（添付資料 5. 3. 3 安定停止状態について）において、残留熱除去系を原子炉停止時冷却系で除熱を行うことにより、安定状態が確立されることが示されている。</u></p> <p><u>補足説明資料（添付資料 5. 3. 3 安定停止状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できる」としていることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 原子炉の注水による炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第 7. 4. 3-1 表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（SA 広帯域）及び残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。</p> <p>② ①の設備が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱に係る計装設備にも使用できることを確認した。</p>

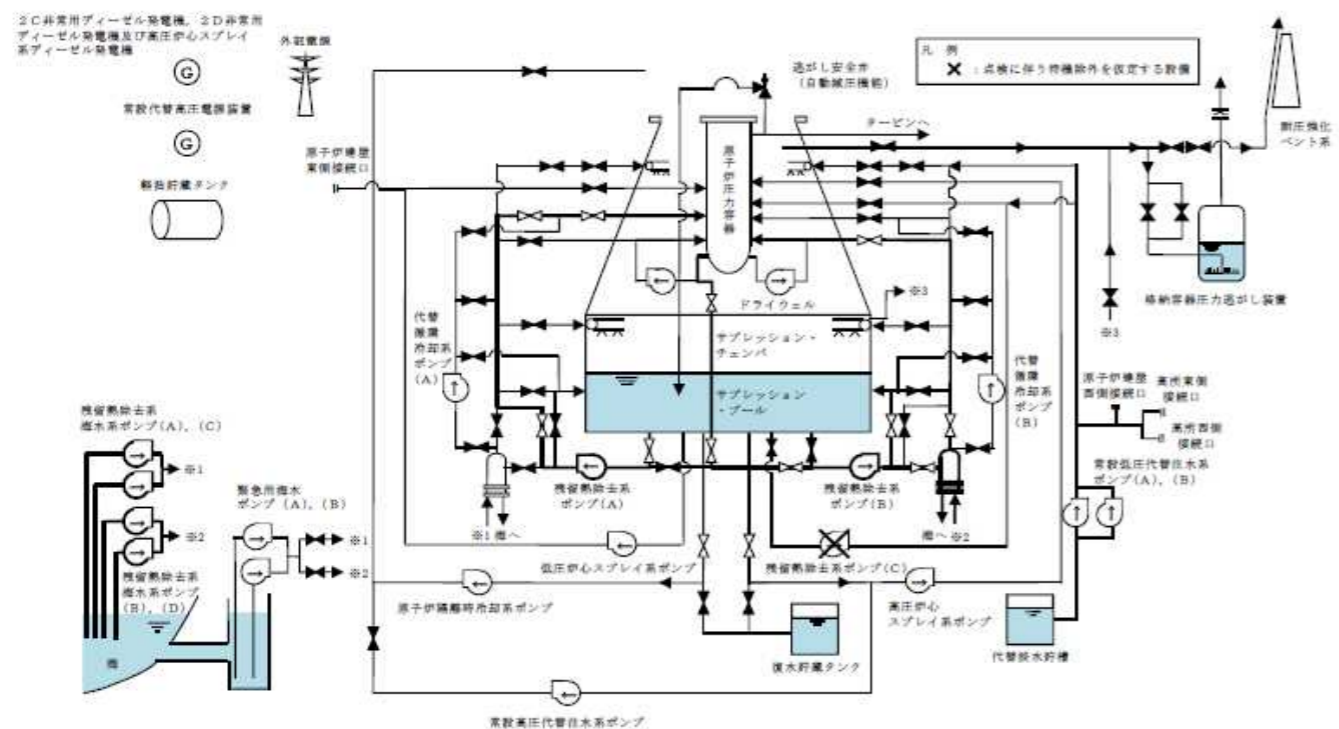
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注入系）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉ウェル水位を回復（ウェル満水）した時点で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱に切り替えることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 実手順としては以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水 ・ 緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作 ・ 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱操作 ・ 原子炉冷却材流出箇所の隔離操作 <p>② 低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱操作については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保については、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、原子炉冷却材流出箇所の隔離操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.3-1表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p>	<p>3) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系、サプレッション・チェンバ・プール及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱に関連する設備として残留熱除去系、残留熱除去系熱交換器等が、配管、弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.4.3-2 図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.4.3-2 図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要」及び「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>原子炉冷却材流出の判断：原子炉ウェル水位低下及びサプレッション・チェンバ・プール水位上昇により、原子炉冷却材流出と判断。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.3.2「原子炉冷却材流出」におけるプラント状態選定の考え方）において、流出評価の対象とした作業等が示されている。</p> <p>他系統の起動判断：待機している残留熱除去系その他系統が使用可能であれば起動操作を実施。</p> <p>原子炉水位回復確認：原子炉水位の回復を確認。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していな</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 原子炉冷却材流出箇所の隔離操作等、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p>

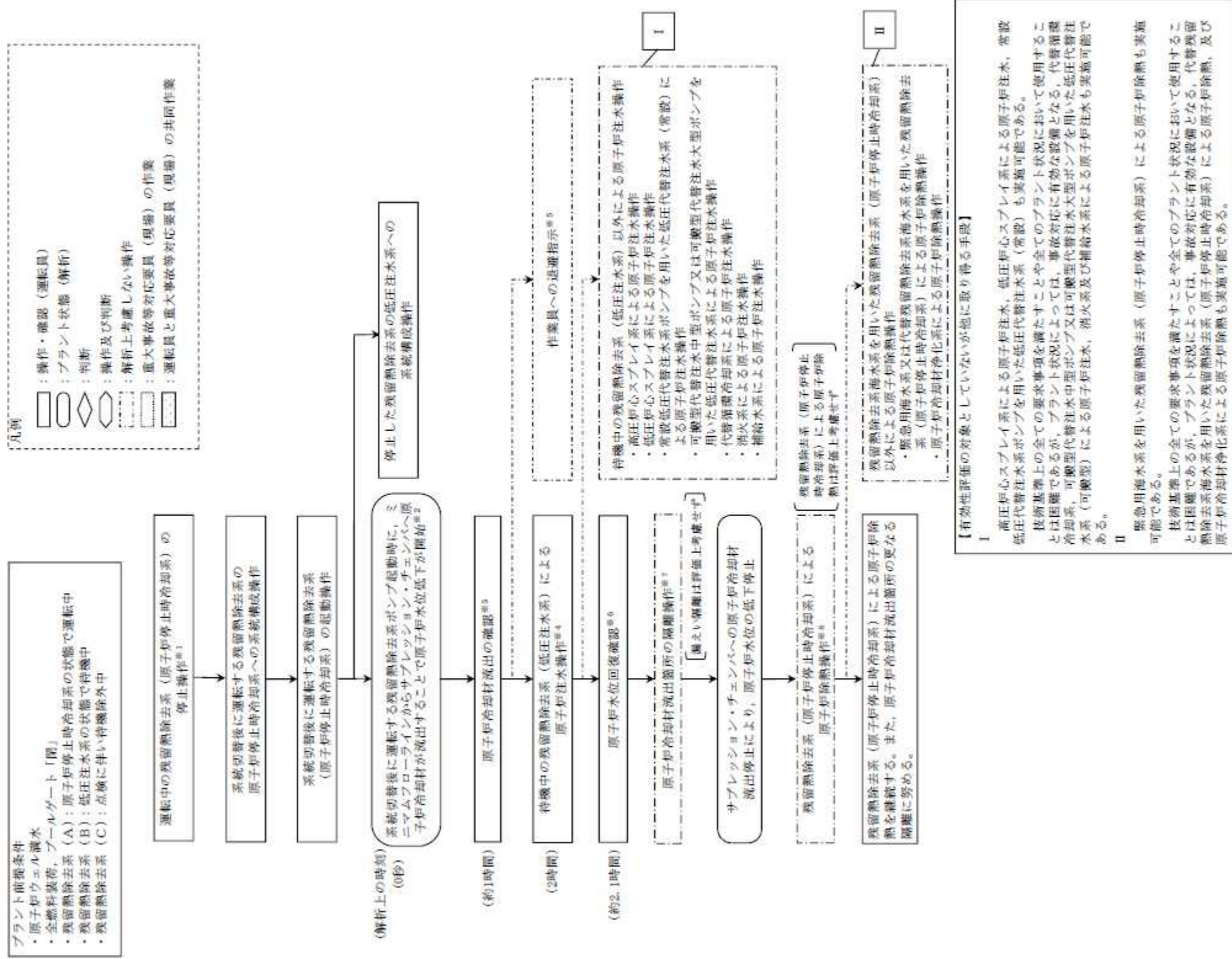
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>い作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 <p>タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。 ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。 その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。 <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa.及びb.に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。 <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第 7.4.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)
(原子炉冷却材流出の発生段階)



第 7.4.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水段階)



※1 作業予定等による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 運転号機の切替を想定。

※2 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転号機の切替時、残留熱除去系停止時冷却注入弁の開度が不十分な状態で切替後に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより、ミニマムフロー弁が自動閉となり、閉鎖することにより、原子炉冷却材がサブプレッジョン・チェンバへ流出することを想定する (原子炉冷却材の流出量は47m³/h、原子炉水位の低下速度は約0.75m/h)。

※3 1時間毎の中央制御室の監視により原子炉水位の低下及びサブプレッジョン・プール水位の上昇により、原子炉冷却材の流出を検知するものとしている。

※4 注水前の原子炉ウエル水位は燃料有効長頂部から約15m上 (原子炉ウエルオーバーフローレベル-1.5m) となる。なお、サブプレッジョン・チェンバの水位上昇は約0.3mである。

※5 現場作業員は、当直発電長の送受話器 (ページング) による退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。

※6 原子炉水位の回復を確認する。燃料の冠水及び必要な放射線の遮蔽等を維持することで評価項目を満足しており、安定状態を維持できる。

※7 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水操作で原子炉水位を維持した状態で、十分な時間余裕がある。

※8 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。

第7.4.3-2 図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要

				運転停止中 原子炉冷却材の流出							
操作項目	実施箇所・必要要員数			操作の内容	経過時間（時間）					備考	
	要員数	当直発電所	1人		0	1	2	3	4		
	【 】は格納庫後移動して来た要員				▽ 事故発生						
										▽ 約1時間 原子炉水位の低下を確認	
										▽ 2時間 待機側の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始	
										▽ 約1.5時間 原子炉水位回復、原子炉冷却材流出の原状調査/隔離操作開始	
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転停機切替操作		2人 B, C	-	●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（現場）	45分						残留熱除去系ポンプ（A）
	1人 A	-	-	●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（中央制御室）		9分					残留熱除去系ポンプ（B）
	11人 A	-	-	●系統切替後に運転する残留熱除去系の原子炉停止時冷却系への系統構成操作及び起動操作		20分					残留熱除去系ポンプ（B）
		12人 B, C	-	●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成（現場）			45分				残留熱除去系ポンプ（A）
	11人 A	-	-	●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成操作（中央制御室）				7分			
状況判断	11人 A	-	-	●原子炉冷却材流出の確認					10分		残留熱除去系ポンプ（B）
作業員への送達指示	-	-	-	●当直発電所による作業員への送達指示					60分以内に送達完了		解析上考慮しない 中央制御室で当直発電所長が指示する
	11人 A	-	-	●原子炉水位、温度監視						適宜監視	
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作	11人 A	-	-	●残留熱除去系注水系の起動操作					4分		残留熱除去系ポンプ（A）
	11人 A	-	-	●残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作					2分		
				●残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水の流量調整操作						原子炉水位を通常運転水位付近で維持	
原子炉冷却材流出箇所の隔離操作	11人 A	-	-	●原子炉冷却材流出の原状調査、隔離操作、残留熱除去系ポンプの停止操作						原状調査後、隔離操作、及び残留熱除去系ポンプの停止を完了	残留熱除去系ポンプ（B） 解析上考慮しない
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作	12人 A	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動準備操作							
	12人 A	-	-	●残留熱除去系注水系の起動操作							
		12人 B, C	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動操作							
	11人 A	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱状態の監視							
必要要員合計	11人 A	2人 B, C	0人								

第7.4.3-3 図 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>確認結果（東海第二）</p> <p>1) (i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「原子炉冷却材の流出（RHR 系統切替時の LOCA）+ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「原子炉冷却材の流出」である。他の冷却材流出事象と比べて、燃料損傷までの時間余裕が短い「原子炉冷却材の流出（RHR 系統切替時の LOCA）」が起きることにより、原子炉冷却材が流出することを確認した。</p> <p>なお、添付資料（添付資料 5.3.2「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方）において、運転停止中のプラント状態と POS との関連が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2) (i) 該当なし。操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出による原子炉水位の低下を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できること並びに放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. RHR の系統切替え（例えば2 系列のRHR を有するプラントではA 系からB 系及びその逆の場合。）時の原子炉冷却材の流出を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、人的過誤等によって仮定し得る原子炉冷却材の流出口及び流出量を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 原子炉冷却材流出口の隔離</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを 確認。 (原子炉冷却材の流出の場合) ・ 残留熱除去系等からの漏えい量の考え方について確認。</p>	<p>確認結果（東海第二）</p> <p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源喪失が発生すると残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の取水ラインの格納容器隔離弁が閉となり、原子炉冷却材の流出が止まるため、外部電源はあるものとする。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、RHR 系統切替時において、残留熱除去系停止時冷却注入弁の開操作が不十分な状態で、ミニマムフロー弁が開固着することによるサプレッション・チェンバへの流出流量は47m³/h とすることを確認した。</p> <p>② 「第7.4.3-2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」において、初期条件、事故条件等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて冷却されているため、その設計値である52℃とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ等の使用台数、設定する流量とその理由を確認。 	<p>2) (i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.3-2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水流量は、残留熱除去系ポンプ1台で設計値である1,605m³/hとすることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している運転中の残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。ただし、待機中の残留熱除去系については緩和機能として考慮することを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モード起動の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3) (i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、残留熱除去系の起動については、中央制御室運転員 1 名にて、速やかに対応できることを確認した。</p> <p>なお、運転中の残留熱除去系ポンプ停止操作、ミニマムフロー弁の閉止操作、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水について、「第 7.4.3-3 図 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間」で成立性を確認した。</p> <p>② 運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により 1 時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から 1 時間後とする。待機している残留熱除去系（低圧注水系）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。</p> <p>なお、流出の停止操作は、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉水位回復後に実施することを確認した。操作余裕時間の評価については、「3. (3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作は、事象発生から 2 時間後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位</p> <p>動的機器の作動状況： ・ 残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉水位</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1)(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.3.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.3-4図より、残留熱除去系ミニマムフロー弁からの原子炉冷却材の流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.3-4図より、機器条件で設定したとおりの残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水より原子炉水位が上昇していることを確認した（注水流量 1,605m³/h）。</p> <p>④ 第7.4.3-4図より、運転中の残留熱除去系からの原子炉冷却材の流出流量と残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水流量が上回ることで原子炉圧力容器内保有水量が回復しているとともに、原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水）</p> <p>② 遮蔽が維持される水位</p> <p>③ 未臨界の確保</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系のミニマムフローラインからサプレッション・チェンパへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から2時間後に原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約15m上まで低下するが、冠水は維持される。放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部の約2.6m上であり、燃料有効長頂部の約15m上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることにはない。原子炉水位が回復後、流出の停止操作を行うとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.3-4図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉水位は燃料有効長頂部の約15m上を確保できていることにより被ばく低減を図ることができていることを確認した。放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることにはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 制御棒は全挿入状態であり未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、待機している残留熱除去系ポンプを起動し原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることにはなく放射線の遮蔽を維持できていること及び未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉水位が回復後、流出の停止操作を行うとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.3-4図にあるとおり、事象発生から2時間に原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位が回復後、原子炉水位は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。なお、原子炉圧力容器への注水時でも、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保されていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

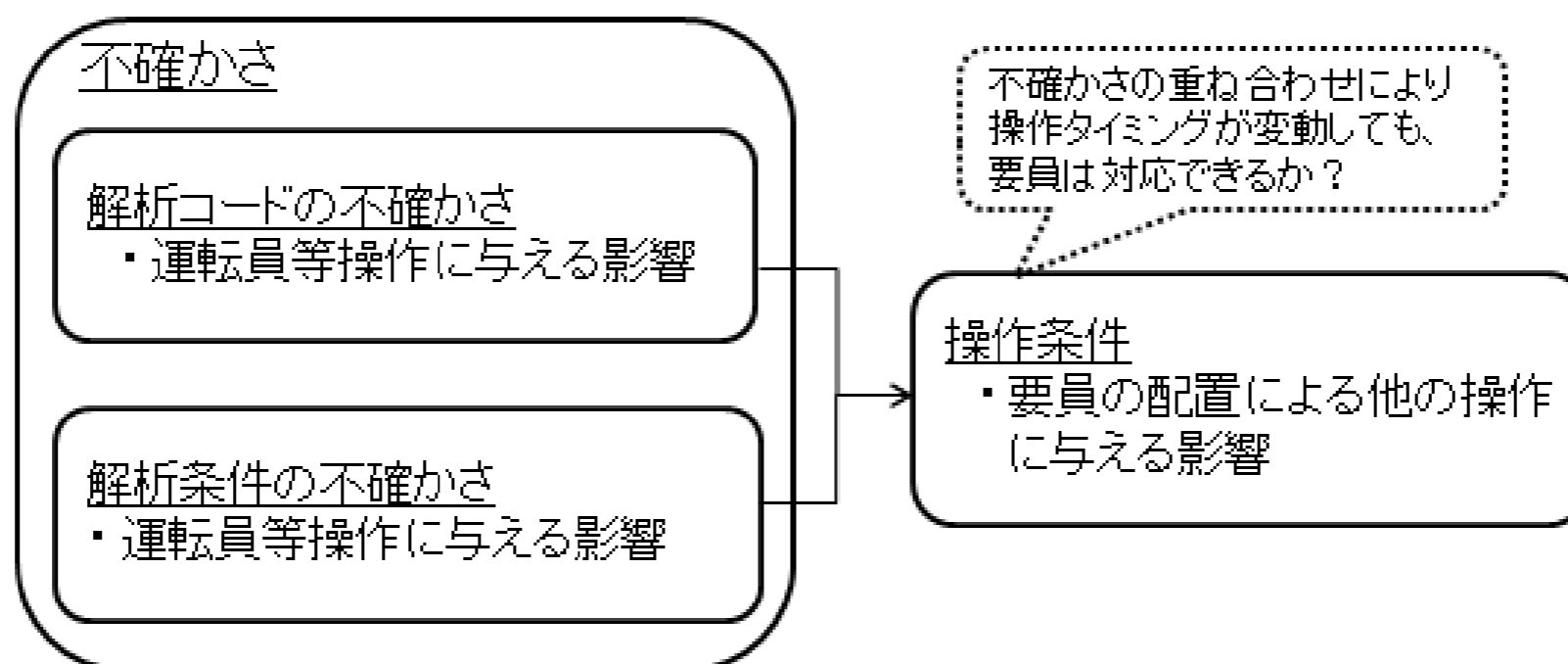
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

操作時間余裕の把握

- ・上記の結果を踏まえ、操作タイミングが変動した場合の操作時間余裕の概略を評価し、不確かさを考慮した評価結果の余裕を確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1) (i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、以下のことから、パラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉注水の開始時間は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から2時間後としている。実際の原子炉注水の操作は、運転員のRHR系統切替時のプラント状態の把握による早期の確認に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、十分な余裕時間がある。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>③ 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる原子炉水位、プールゲートの状態及び原子炉圧力容器の状態について影響評価を行うことを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位は、評価条件の原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており運転員等操作時間に与える影響はない。 ・プールゲートの状態は評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 ・原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 <p>なお、①から③については、該当なしであることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、解析条件の原子炉圧力容器の開放及びウェル満水の場合に比べて、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約2.3時間）は十分長く、確認も容易であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、①から③については、該当なしであることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出））において、不確かさ評価を検討した解析条件の一覧が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
果への感度を確認。	
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	
b. 操作条件	
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、事象発生から 2 時間後に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員 1 名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作を行う要員は、本操作の前に残留熱除去系の切替えのための系統構成を行うものの、残留熱除去系ポンプによる炉心への注水操作と残留熱除去系の切替えのための系統構成の操作は中央制御室からの操作であること、以降は残留熱除去系ポンプの流量調整操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p>	<p>1) <u>原子炉注水の開始時間は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後としている。実際の原子炉注水の操作は、運転員の RHR 系統切替時のプラント状態の把握による早期の確認に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、十分な余裕時間がある。原子炉冷却材流出の停止操作は、注水による水位回復後に実施する操作であることから、十分な余裕時間がある</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作について、必要な遮蔽が維持される最低水位に到達するまで約 20 時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は 2 時間であることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、災害対策要員（初動）9名である。これに対して、災害対策要員（初動）は37名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員（初動）等を確保できていることから、重大事故等への対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、外部電源がある場合を想定した事象であるため、非常用ディーゼル発電機等からの電源供給は想定していないことを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性については上記（iii）のとおりに、燃料の充足性については、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機していた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水、原子炉冷却材の流出停止が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR 系統切替時の LOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の 1 系統について、流出停止後の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR 系統切替時の LOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

反応度の誤投入

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 4-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 4-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 4-8
(1) 有効性評価の方法	5. 4-8
(2) 有効性評価の条件	5. 4-10
(3) 有効性評価の結果	5. 4-13
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 4-16
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 4-18
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	5. 4-19
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 4-19
b. 操作条件	5. 4-20
(3) 操作時間余裕の把握	5. 4-21
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 4-22
5. 結論	5. 4-24

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における事故シーケンスは、「反応度の誤投入」のみであることを確認した。</p> <p>なお、追補 2 I 「事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について」において、この事故シーケンスは PRA 評価において選定していない事故シーケンスであることが示されている。具体的には、制御棒又は燃料の取替え作業において、複数の人的過誤や機械故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、仮に反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いため、停止時 PRA では考慮していないことを確認した。「東海第二発電所 確率論的リスク評価 (PRA) について」の「添付資料 3.1.2.2-1 制御棒誤引き抜け事象の除外理由について」では、プラント停止時の制御棒誤引き抜け事象を起因事象から除外した理由が詳細に示されている。</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 3-3 表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定」）

反応度の誤投入	◎ 制御棒の誤引き抜き ^{※3}	原子炉緊急停止機能	原子炉緊急停止系 （起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10秒） 信号による原子炉スクラム）	-	-	-	代表的な観点から以下の事故を想定する。 ・停止中に実施される検査等により、最大反応度係数を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故。
---------	---------------------------	-----------	--	---	---	---	---

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

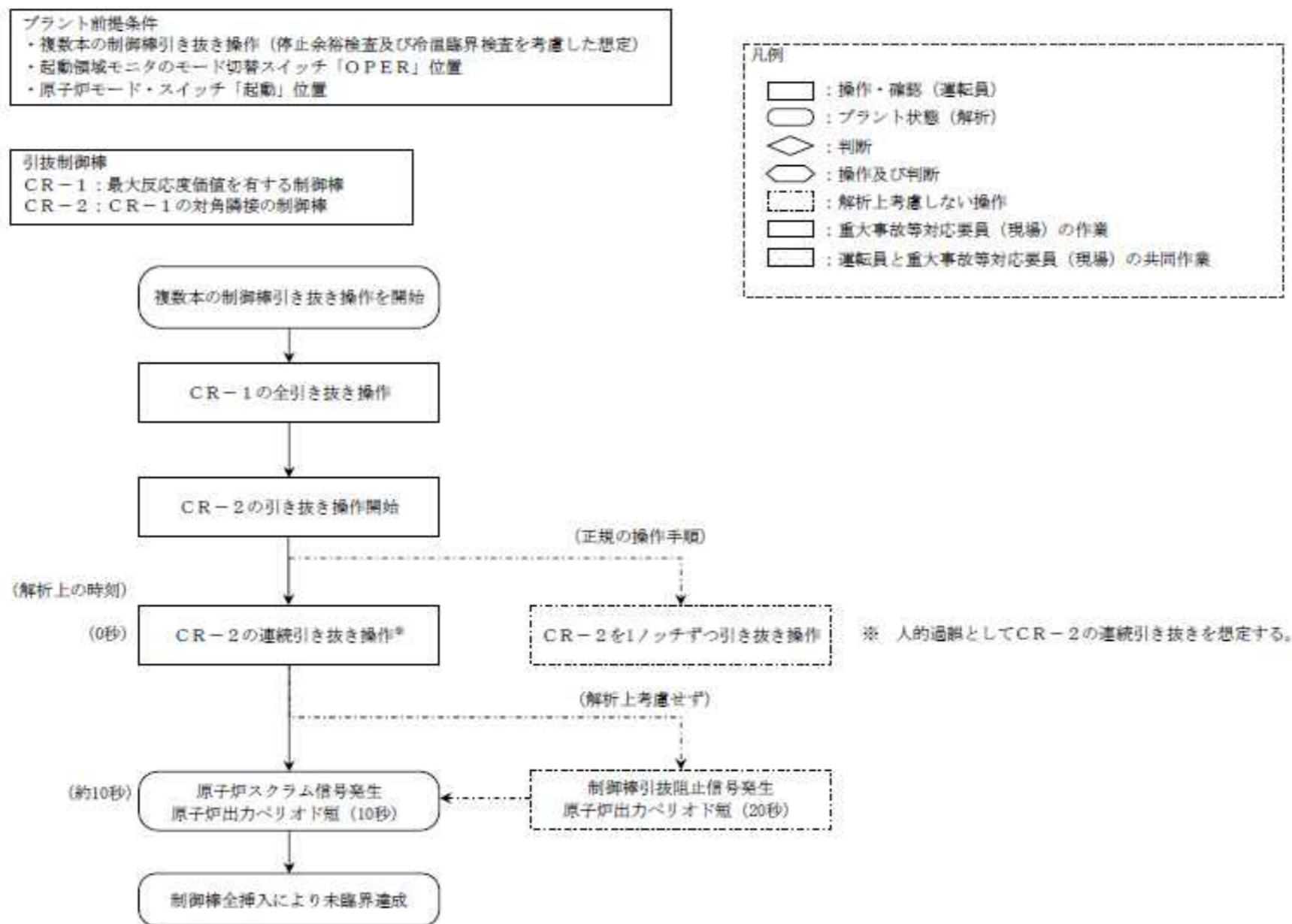
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る」ものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.1「反応度誤投入事象の代表性について」）において、本重要事故シーケンスを選定した根拠が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.1）には、単一の人的過誤として、「燃料の誤装荷」、「制御棒の選択誤り」、「制御棒の連続引き抜き」について、各人的過誤の発生の可能性と反応度の投入速度を検討し、反応度の投入速度が早くなり得る「制御棒連続引き抜き」を選定していることが示されている。更に、これらの人的過誤が重畳する場合についても検討し、これらの人的過誤が重畳する可能性は更に低くなることも示されている。</p> <p>また、補足説明資料（添付資料 5.4.1）には、過去に発生した反応度誤投入事象として、「志賀原子力発電所 1 号炉における制御棒引き抜け事象」と「東海第二発電所における意図せぬ制御棒動作事象」の再発の可能性を検討し、重要事象として選定する必要はないことが示されている。具体的には、前者は、対策を考慮した事象の発生頻度が $4.5E-10$/施設定期検査と評価され十分小さいこと、後者については、全燃料取出状態であったこと及び制御棒は挿入側に動作した事象であることから、反応度が投入された事象ではないことを理由として、選定していないことが示されている。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、未臨界を確保する機能を挙げており、具体的には、原子炉停止機能により原子炉をスクラムし、未臨界とすることを確認した。また、初期の対策により原子炉は未臨界状態を維持することから、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、反応度の誤投入を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第 7.4.4-1 表 反応度の誤投入における重大事故等対策について」において、起動領域計装が挙げられていることを確認した。なお、起動領域計装が反応度の誤投入を検知することにより原子炉スクラム機能が自動で働くため、対策を実施するための運転員等の事象認知はない。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、「原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒全挿入とする。このため、原子炉スクラム信号を発する起動領域計装を重大事故等対処設備として位置付ける」ことを確認した。原子炉スクラムは自動で動作するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であり、その手順については、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」において整備されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、「初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する」ことを確認した。</p> <p>① 初期の対策を参照。</p> <p>② 初期の対策を参照。</p> <p>③ 安定状態を維持するための機能が喪失していないため、さらなる対策は示されていない。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 初期の対策により原子炉が未臨界状態になっていることを確認するため、中性子束の計測に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第 7.4.4-1 表 反応度の誤投入における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 中性子束の計測に係る計装設備として、起動領域計装が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p>	<p>(vi) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>① 有効性評価上は期待していないが実際の対策として、制御棒引抜阻止の発生が記載されていることを確認した。</p> <p>② 制御棒引抜阻止については、自動で働くため、対策を実施するための運転員等の手順はないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおいては、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。これを踏まえて、使用する重大事故等対処設備（計装）については、「第7.4.4-1 表 反応度の誤投入における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) （i）対策に関連する設備として、原子炉緊急停止系が第6.6-1 図及び第6.6-3 図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないよ</p>	<p>4) （i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ① 「第7.4.4-1 図 反応度の誤投入の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>うに、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>なお、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等について、「第7.4.4-1図 反応度の誤投入の対応手順の概要」及び「7.4.4.1(3)燃料損傷防止対策」において以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>制御棒引抜阻止</u>：起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（20秒）により制御棒引抜阻止機能は自動作動することを確認した。</p> <p><u>原子炉スクラムによる制御棒全挿入</u>：起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10秒）の発生により自動作動することを確認した。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5)</p> <p>(i) 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないため、タイムチャートでの整理は必要ないことを確認した。なお、スクラム動作後の原子炉の未臨界状態を確認するための要員が必要であることを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。（対策として、作業はない。）</p> <p>⑤ 該当なし。（対策として、作業はない。）</p>



第 7.4.4-1 図 反応度の誤投入の対応手順の概要

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る検査として、原子炉モード・スイッチを「起動」位置として、複数の制御棒が引き抜かれる検査が実施されている。この検査において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施すること」(※)を確認した。</p> <p>※ 運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モード・スイッチを燃料取替位置として、1本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。</p> <p>しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モード・スイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスでは、誤操作によって制御棒の引き抜きが行なわれることにより異常な反応度が投入されるため、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移が重要現象となることを確認した。</p> <p>(ii) 炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができる APEX を用いることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) BWR</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 制御棒の誤引抜、制御棒及び燃料集合体の誤配置等による反応度投入を想定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 状態監視及び制御棒再挿入等の対応手順の策定による未臨界の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとすることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>・ 想定する炉心、炉心の初期状態、誤って連続引き抜きされる制御棒の位置及びの反応度値を確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転停止中の原子炉において、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定することを確認した。</p> <p>② 「第7.4.4-2表 主要解析条件（反応度の誤投入）」において、初期条件、事故条件等、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心に装荷される燃料は9×9燃料（A型）、炉心の実効増倍率は1.0、原子炉出力は定格値の10^{-8}、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO₂とすることを確認した。</p> <p>運転停止中に実施される検査の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、誤引き抜きされる制御棒は、全引き抜きされた最大反応度値を有する制御棒の斜めに隣接する制御棒とする。この制御棒の反応度値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度値の制限値（1.0%Δk以下）（※）を超える約1.71%Δkとすることを確認した。</p> <p>「第7.4.4-2図 引抜制御棒反応度曲線」に、引抜制御棒反応度曲線が示され、「第7.4.4-3図 スクラム反応度曲線」に、反応度の誤投入に</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>おけるスクラム反応度曲線が示されていることを確認した。</p> <p>※ 通常、制御棒 1 本が全引抜されている状態の未臨界面は深く、また、仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界面近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理^{注)}している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定している。</p> <p>注) 原子炉起動時及び冷温臨界面検査時は、臨界面近接時における制御棒の最大反応度値は 1.0%Δk 以下となるように管理。また、制御棒値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を実施。なお、停止余裕検査においても同様の監視を実施。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の引抜速度 ・ 制御棒引抜阻止の作動条件 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.4.4-2 表 主要解析条件（反応度の誤投入）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>制御棒の引抜速度：制御棒は、引抜速度の上限値 9.1cm/s にて連続で引き抜かれるものとする。ことを確認した。</p> <p>原子炉自動スクラム信号：原子炉自動スクラムは、起動領域計装の原子炉出力ベリオド短（10 秒）信号により作動するものとする。ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>・ 原子炉自動スクラムの作動条件 （運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 安全施設の適用条件 b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。 c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(3)c. にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。本重要事故シーケンスにおいては、安全機能の喪失を仮定していない。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。 (i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。 ※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。</p> <p>① 本運転停止中重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、現場操作はない。</p> <p>② 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な操作はない。</p> <p>③ 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な操作はない。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <p>1. 起動領域モニタの信号により制御棒引抜阻止し、異常な反応度の投入を抑制していることを確認。さらに、起動領域モニタの信号により自動スクラムが作動し、未臨界が確保できるかを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること ・トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.4.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.4-4図により、制御棒の誤引き抜きにより、異常な反応度が投入され、炉心平均中性子束が異常に上昇していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.4-4図により、起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10秒）の信号により、制御棒引き抜き開始から約58秒後に自動スクラムしていることを確認した。</p> <p>④ 第7.4.4-4図により、制御棒引き抜き開始から約30秒後に制御棒の引き抜きが阻止されることにより、投入される反応度がほぼ一定となり、原子炉周期がほぼ一定で炉心平均中性子束が上昇していることを確認した。制御棒引き抜き開始から約10秒後に自動スクラムすることにより、未臨界が確保され、炉心平均中性子束が低下していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（自動スクラムによる急速な負の反応度の投入）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、制御棒の引き抜き開始から約10秒後に起動領域計装の原子炉出力ペリ オド短(10秒)信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約15%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状 態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程で投入される反応度は約1.13ドル（投入反応度最大値:0.68%Δk）であることから、反 応度投入事象（※）に至るが、燃料エンタルピは最大で約85kJ/kgUO₂であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」 （昭和59年1月19日 原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kgUO₂（65cal/gUO₂）を 超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約77kJ/kgUO₂であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進 んだ燃料の取扱いについて」（平成10年4月13日 原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度65,000Mwd/t以上の燃料に対するペ レット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分167kJ/kgUO₂（40cal/gUO₂）を超えるこ とはなく、燃料の健全性は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 当該期間においては、原子炉圧力容器内において蒸気の発生がないことにより原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水を維 持しており、放射線の遮蔽を維持されることを確認した。</p> <p>② 制御棒の引き抜きによる異常な反応度の投入に伴い一時的に臨界超過状態になり、原子炉出力は異常上昇するものの、原子炉スクラムにより未 臨界は確保されることを確認した。</p> <p>※ 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日 原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、 「臨界又は臨界近傍の原子炉に、原則的に1ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料の エンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、原子炉 自動スクラムにより未臨界状態にできること、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、放射線の遮蔽 を維持できることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p>	<p>1)</p> <p>(i) 初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> 初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認。 	

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

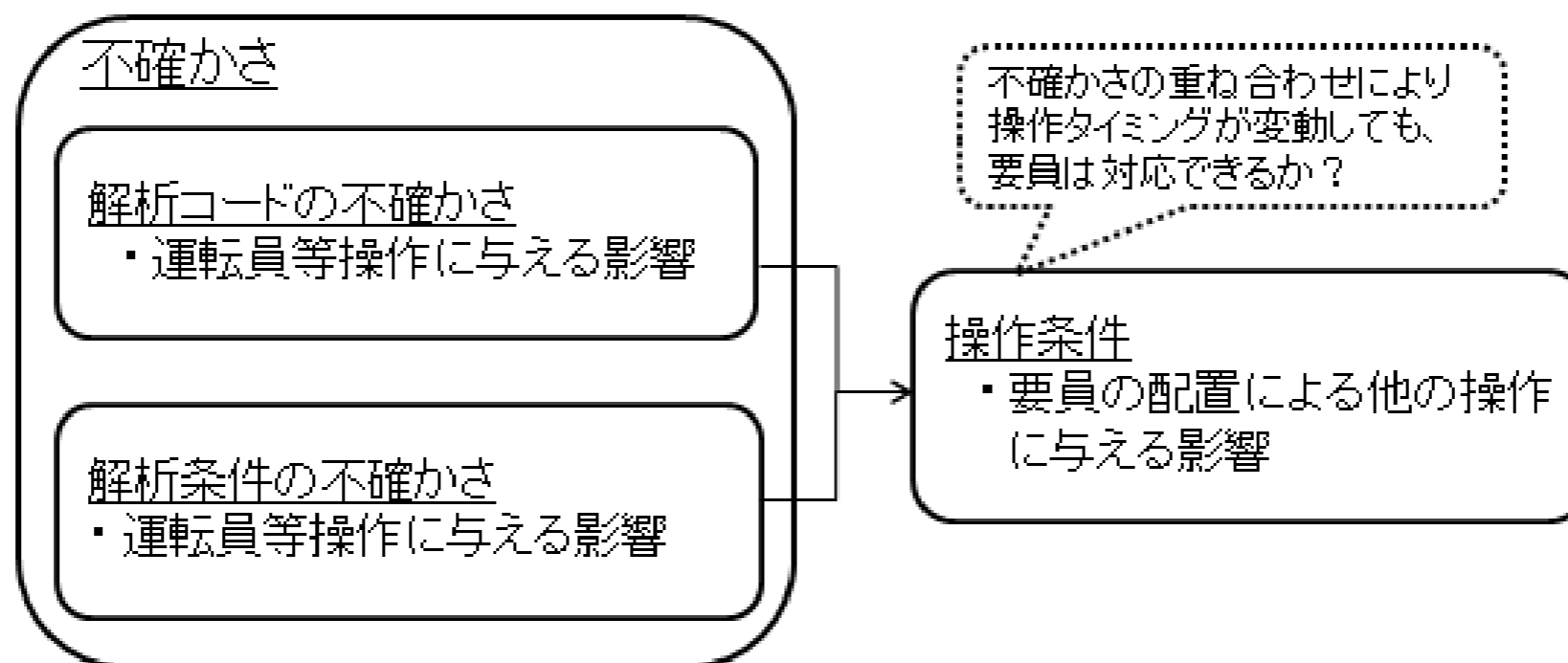
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

操作時間余裕の把握

- ・上記の結果を踏まえ、操作タイミングが変動した場合の操作時間余裕の概略を評価し、不確かさを考慮した評価結果の余裕を確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、評価結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、評価項目となるパラメータに与える影響を評価するものとしていることを確認した。なお、重大事故等対策（原子炉スクラム機能）は自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する必要はないことを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等の操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等の操作の起点となる事象によって運転員等の操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等の操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>ドップラー反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>ことを確認した。具体的な確認内容を以下に示す。</p> <p>① 以下の不確かさを考慮し、感度解析を実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドップラー反応度フィードバック</u>：不確かさは、実験にて7～9%と評価されている。 ・ <u>制御棒反応度</u>：制御棒値測定との比較から、不確かさは約9%と評価されている。 ・ <u>実効遅発中性子発生割合</u>：臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されている。 <p>② ①の不確かさを考慮し、感度解析を実施したことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドップラー反応度フィードバック効果</u>：不確かさを±10%とした場合においても、投入される反応度は約1.13ドルとベースケースと比べて殆ど差異はないことを確認した。 ・ <u>制御棒反応度</u>：不確かさを±10%とした場合においても、投入される反応度は約1.15ドル、約1.12ドルであり、これらの不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。 ・ <u>実効遅発中性子発生割合</u>：不確かさを±10%とした場合においても、投入される反応度は約1.11ドル、約1.16ドルであり、これらの不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 装荷炉心、燃焼度が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>② 初期実効増倍率初期出力が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 燃料被覆管温度及び冷却材温度が変動した場合の評価結果への感度を確認。なお、事象発生前は、燃料ペレット、燃料被覆管温度及び冷却材温度は等温度状態である。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>① サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、9×9 燃料（B 型）平衡炉心の反応度印加率を包絡する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合の感度解析を実施すると、投入される反応度は約 1.16 ドルであり、感度解析結果を考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.5 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について）において、炉心状態の不確かさを踏まえた感度解析結果の一覧が示されている。</p> <p>② 初期出力は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。定格の 10⁻⁸ の 10 倍及び 1/10 倍とした場合の感度解析を行い、ベースケースでの結果（約 1.13 ドル）と大きく差異がなく、約 1.09 ドル（10 倍）及び約 1.17 ドル（1/10 倍）であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60℃とした場合の感度解析を実施し、ベースケースでの結果（約 1.13 ドル）と大きく差異がない、約 1.13 ドルであることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（5）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>1) 本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることから、運転員等の操作の時間遅れによる影響を確認する必要はないことを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は 1 名である。これに対して、中央制御室には 5 名の運転員がおり、対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 原子炉運転停止中は、上記①で確認した 5 名の運転員を含めて重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員（初動）等を確保できていることから、重大事故等への対処が可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、外部電源がある状態を想定していることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <p>初期状態として、安定状態を想定している。反応度誤投入 事象が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおいては、反応度誤投入事象が発生後、原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰するため、原子炉圧力容器への注水等はないことを確認した。</p>
<p>（iv）発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <p>初期状態として、安定状態を想定している。反応度誤投入事象</p>	<p>（iv）発災から 7 日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はなく、また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰する。</p>	

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p>また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

必要な要員と資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件	6-2
(1) 要員の評価条件	6-2
(2) 資源の評価条件	6-3
6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果	6-6
(1) 必要な要員の評価結果	6-6
6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果	6-7
(1) 水源の評価結果	6-7
(2) 燃料の評価結果	6-8
(3) 電源の評価結果	6-8

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（必要な資源と要員の評価）

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 必要な要員及び資源の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を確認する。</p> <p>(BWR の場合)</p> <p>① 評価対象とするプラント状態を確認。</p> <p>② 発電所外から招集される参集要員についての条件を確認。</p> <p>③ 運転中の発電所内の初動対応要員数を確認。</p> <p>④ 停止中の発電所内の初動対応要員数を確認。</p> <p>⑤ 使用済燃料プールに燃料を取り出している期間の初動対応要員数を確認。</p> <p>⑥ 屋外作業にかかる要員の評価で用いる仮定を確認。</p>	<p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 各事故シーケンスにおける要員については、単一号炉であることから、それを前提として重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行うことを確認した。</p> <p>② 発電所外から招集される緊急時対策要員については、以下の条件で評価することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては、中央制御室の当直発電長、当直副発電長、当直運転員及び発電所構内に常駐している災害対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。 <p>③ 参集要員に期待する事故シーケンスにおいては、事象発生 2 時間までは、中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している災害対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること、さらに事象発生 2 時間以降は発電所構外から招集される参集要員についても考慮して、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から招集される参集要員については、実際の運用では集まり次第、作業対応が可能であるが、評価上は事象発生 2 時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。運転中の初動対応については、以下の条件で評価することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 初動要員数は、中央制御室の運転員 7 名及び発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名の合計 39 名（これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能。） ・ 事象発生 2 時間以降の参集要員は 72 名 <p>④ 停止中の初動対応については、以下の条件で評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 初動要員数は、中央制御室の運転員 5 名、発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名の合計 37 名（これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能。） ・ 事象発生 10 時間以降の参集要員は 72 名 <p>⑤ 使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間については、④と同様の条件で評価していることを確認した。</p> <p>⑥ 屋外作業として可搬型重大事故等対処設備にかかる作業を想定し、以下の条件で評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型設備操作において、災害対策要員が発電所構内に常駐していることを考慮し、2 時間以内に活動を開始することとして要員を評価する。 <p>補足説明資料において、基準地震動 Ss の影響を受けないアクセスルートを少なくとも 1 ルート確保する方針であることが示されている。 （「实用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 添付資料 1.0.2「東海第二発電所可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照。）</p>

(2) 資源の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第 37 条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1) 資源の評価内容を確認する。 （i）資源の評価条件のうち、共通的な条件を確認する。 ① 有効性評価ガイドに倣い、7 日間の資源の充足性を評価する方針であるかを確認。 ② 有効性評価の評価内容を踏まえた資源の評価となっているかを確認。</p>	<p>（i）資源の評価条件のうち、共通的な条件について、以下のとおり確認した。 ① 有効性評価ガイドに倣い、重大事故等対策を 7 日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行うことを確認した。 ② 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施することを確認した。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮することを確認した。</p>
<p>（ii）水源の評価内容を確認する。 （BWR の場合） ① LOCA 事象等で炉心への注水を行う場合の水源の評価内容、水源の有効水量を確認。 ② 原子炉格納容器への注水を行う場合の水源の評価内容、水源の有効水量を確認。</p>	<p>（ii）水源の評価内容について、以下のとおり確認した。 ①及び② 以下のとおり評価を行うことを確認した。 （a）原子炉及び格納容器への注水において、水源となる代替淡水貯槽の保有水量（有効水量：約 4,300m³）又は西側淡水貯水設備の保有水量（有効水量：約 4,300m³）が、他の淡水源から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。 （b）代替淡水貯槽については、西側淡水貯水設備からの水の移送について、可搬型代替注水中型ポンプを用いて必要注水量以上が補給</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 使用済燃料プールへの注水が必要な場合の水源を確認。</p> <p>④ 水源の評価結果の包絡性について確認。</p>	<p>可能であることを評価する。</p> <p>③ 使用済燃料プールへの注水において、水源となる西側淡水貯水設備の保有水量（約 4,300m³）が枯渇しないことを評価することを確認した。</p> <p>④ 水源の評価については、必要注水量が多い重要事故シーケンス等が水源として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料の評価内容について確認する。</p> <p>(BWR の場合)</p> <p>① 燃料について、全交流動力電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする燃料の量を確認。</p> <p>② 燃料について、外部電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする燃料の量を確認。</p> <p>③ 電源設備等の燃料消費の考え方について確認。</p>	<p>(iii) 燃料の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>以下のとおり評価を行うことを確認した。</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型窒素供給装置、非常用ディーゼル発電機等及び緊急時対策所用発電機のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料（軽油）が備蓄している軽油量にて 7 日間の運転継続が可能であることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機等からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。常設代替交流電源設備からの給電を想定する事故シーケンスグループ等においては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油貯蔵タンク（約 800kL）の容量を考慮する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油貯蔵タンク（約 800kL）の容量を考慮する。</p> <p>(d) 可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替大型ポンプ又は可搬型窒素供給装置の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型窒素供給装置の燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、可搬型設備用軽油タンク（約 210kL）の容量を考慮する。</p> <p>(e) 緊急時対策所用発電機の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（約 75kL）の容量を考慮する。</p> <p>③ 燃料消費の考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p>
<p>(iv) 電源の評価内容について確認する。</p> <p>① 全交流電源喪失の発生や重畳を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>② 外部電源喪失を考慮している場合の評価内容を確認。</p>	<p>(iv) 電源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>以下のとおり評価を行うことを確認した。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量（約 5,520kW）未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、非常用ディーゼル発電機等からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機等から給電するものとして評価する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 各事故シーケンスで必要な補機類の評価内容を確認。</p>	<p>外部電源が喪失するものとした場合、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行う事故シーケンスグループ等については、その最大負荷が、常設代替交流電源設備 2 台の連続定格容量（約 2,208kW）未満となることを評価する。</p> <p>③ 各事故シーケンスにおける対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認することで、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>

6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 必要な要員の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果を確認する。</p> <p>① 運転中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 停止中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等で必要な要員の評価結果を確認。</p> <p>③ 燃料取り出し期間中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等に必要な要員の評価結果を確認。</p>	<p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.1.3.1 全交流動力電源喪失(長期 TB)」、「7.1.3.2 全交流動力電源喪失(TBD、TBU)」、「7.1.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)」及び「7.1.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」であり、事象発生後2時間に必要な要員は24名であり、必要な作業対応は、中央制御室の運転員7名及び発電所構内に常駐している災害対策要員32名の初動体制の要員39名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能であることを確認した。また、事象発生2時間以降に追加で必要な要員数は6名であり、参集要員(72名)により確保可能であることを確認した。</p> <p>② 原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.4.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、必要な要員は20名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員5名及び発電所構内に常駐している災害対策要員32名の初動体制の要員37名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.3.1 想定事故1」及び「7.3.2 想定事故2」であり、事象発生2時間までに必要な要員は17名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員5名及び発電所構内に常駐している災害対策要員32名の初動体制の要員37名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能であることを確認した。</p>

6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対策を7日間継続するための水源は確保されているか。</p> <p>1) 水源の評価内容を確認する。 （BWRの場合）</p> <p>(i) 炉心注水、格納容器内注水及び使用済燃料プールへの注水の継続性について確認する。</p> <p>① 炉心注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>② 原子炉格納容器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>③ 使用済燃料プールへの注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p>	<p>(i) 炉心注水及び格納容器内注水の継続性について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び② 原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」である。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替格納容器スプレイにおいて、合計約5,490m³の水が必要となる。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³及び西側淡水貯槽に約4,300m³の水を保有しており、事象発生43時間以降に西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ水の移送を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、代替淡水貯槽を水源とした7日間の注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.3.1 想定事故1」及び「7.3.2 想定事故2」である。可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プール注水において、約2,120m³の水が必要となる。水源として、西側淡水貯水設備に約4,300m³の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果が示されている。（添付資料 6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照。）</p>

(2) 燃料の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であることを確認する。 (BWRの場合)</p> <p>① 最も必要な燃料の量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p>	<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.3.1 想定事故1」及び「7.3.2 想定事故2」である。事故対応に必要な軽油は、合計約837.5kLとなり、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて備蓄している軽油量の合計は約1,085kLであるため、必要量の軽油を供給可能であることを確認した。必要な軽油量の内訳は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷でこれらの運転を想定すると、7日間の運転継続に約755.5kLの軽油が必要となる。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ2台による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ（2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.0kLの軽油が必要となる。 ・ 緊急時対策所用発電機については、事象発生直後から7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。 <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.4 水素燃焼」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。事故対応に必要な軽油量は約441.3kLであり、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに合計約1,085kLの軽油を備蓄しており、対応可能である。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果が示されている。（添付資料6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照。）</p>

(3) 電源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかを確認する。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮しない場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮する場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認するとともに、直流電源の充足性について確認。</p>	<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合、それらを考慮しない場合の各々について、以下のとおり電源供給が可能であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「7.1.3.2 全交流動力電源喪失（TBD、TBU）」及び「7.1.3. 全交流動力電源喪失（TBP）」である。常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約4,510kWが必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量である5,520kW未満であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 ・ 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は、非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定しているが重大事故等対策に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれていることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。 ・ 直流電源については外部電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機等又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお、事故シーケンスグループ「7.1.3 全交流動力電源喪失」及び「7.1.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」においては、交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも直流

	<p>電源負荷の制限及び常設代替直流電源設備への切替えの実施により、事象発生後 24 時間の連続した直流電源の供給が可能である。</p> <p>補足説明資料において、常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について、必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることが示されている。（添付資料 6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照。）</p>
--	--

有効性評価 確率論的リスク評価（PRA）

はじめに	付録 1-4
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について	付録 1-5
1.1 事故シーケンスグループの分析について	付録 1-5
(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理	付録 1-9
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-9
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-9
(2) 抽出した事故シーケンスの整理	付録 1-10
(2) - 1. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応	付録 1-10
(2) - 2. 追加すべき事故シーケンスグループの検討	付録 1-13
1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて	付録 1-14
1.3. 重要事故シーケンスの選定について	付録 1-14
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方	付録 1-14
(2) 重要事故シーケンスの選定結果	付録 1-15
(3) 事故シーケンスの分析	付録 1-15
1.4. まとめ	付録 1-18
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について	付録 1-20
2.1 格納容器破損モードの分析について	付録 1-20
(1) 格納容器破損モードの抽出、整理	付録 1-20
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-20
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-21
(2) レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討	付録 1-22
(2) - 1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討	付録 1-22
(2) - 2. 新たな格納容器破損モードの追加検討	付録 1-22
2.2. 評価事故シーケンスの選定について	付録 1-23
(1) 評価対象とするPDSの選定	付録 1-23
(2) 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果	付録 1-25
(3) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性	付録 1-26
(4) 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策	付録 1-27
2.3. 事故シーケンスの分析	付録 1-28
2.4. まとめ	付録 1-29
3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	付録 1-30
4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	付録 1-31
4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について	付録 1-31
(1) 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスの検討・整理	付録 1-31
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-31
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-33

4.2 重要事故シーケンスの選定について	付録 1-33
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方	付録 1-33
(2) 重要事故シーケンスの選定結果	付録 1-34
4.3 事故シーケンスの分析	付録 1-35
4.4 まとめ	付録 1-35
5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて	付録 1-36

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA））

1. 要求事項

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ（※¹）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※²）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止について、想定事故1及び想定事故2を想定するとしている。停止中評価ガイドは、燃料の損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

（事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈が、必ず想定することを要求しているもの））

- ① 運転中事故シーケンスグループ
 - a. 高圧・低圧注水機能喪失
 - b. 高圧注水・減圧機能喪失
 - c. 全交流動力電源喪失
 - d. 崩壊熱除去機能喪失
 - e. 原子炉停止機能喪失
 - f. LOCA時注水機能喪失
 - g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
- ② 格納容器破損モード
 - a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - b. 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
 - c. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
 - d. 水素燃焼
 - e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
 - f. 熔融炉心・コンクリート相互作用
- ③ 想定事故1及び想定事故2
 - a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
 - b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失
- ④ 運転停止中事故シーケンスグループ
 - a. 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉冷却材の流出
 - d. 反応度の誤投入

（※¹）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※²）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) PRAの方法、評価対象、適用範囲が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA評価対象がどの時点の設備であるかを確認。(平成4年に計画・整備される以前の設備、いわゆる、「裸のPRA」に相当するか。)</p> <p>③ 内部事象（出力運転時、停止時）、地震、津波PRAが扱われていることを確認。PRAの整備状況について現状を整理し、これを踏まえて適用範囲を定めていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 追補2. Iの「はじめに」に、今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設計基準事故対処設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築していることを確認した。なお、津波PRAの前提条件として、耐津波設計としての設計基準対象施設である津波防護施設及び浸水防止設備（防潮堤やその他敷地内への流入経路に対する止水対策）に期待していることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記のPRAを実施している。</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時） レベル1.5PRA（出力運転時） 地震レベル1PRA 津波レベル1PRA</p> <p>PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については、定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行っており、PRAの評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。</p>

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

1.1 事故シーケンスグループの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA 時注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記 1-1 (a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記 1-1 (a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 事故シーケンスグループの各事象（内部事象、地震及び津波、その他）に対する抽出方法が、日本原子力学会標準に照らして妥当であることを確認。具体的には、有効性評価のグループ化の過程について、以下に示す基準を見たしていることを確認。</p>	<p>① 内部事象レベル 1PRA の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p> <p>上記の、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーで、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーを構築して行うという手法は、日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとった標準的な手法に沿ったものであること及び、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とする PRA に代わる方法として、定性的な検討により発生する事故シーケンスを分析していることは妥当と判断した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>①-a 起因事象の選定については、考慮すべき事象として、以下の a)～e) が含まれていることを確認。</p> <p>日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）： 2013 附属書 E（規定）からの抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象</p> <p>a) 過渡事象 原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが、プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。</p> <p>b) LOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA 事象を細分化する場合にはその考え方を示す。</p> <p>c) インターフェイスシステム LOCA 原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障、又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。</p> <p>e) 従属性を有する起因事象 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には、ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障、さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。</p> </div> <p>①-b 起因事象の選定において、除外する事象がある場合には、以下の a)～c) のいずれかの基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、附属書 H（参考）からの抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>H.2 除外判定基準の例</p> <p>ASME/ANS PRA 標準では、同定した起因事象のうち、これ以上評価を行わなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。</p> <p>a) 起因事象発生頻度が 10^{-7}/炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損</p> </div>	<p>①-a 抽出した起因事象は追補 2. I 別添 第 1.1.1.2-4 表「起因事象の発生頻度」にまとめられており、その中に過渡事象、LOCA、インターフェイスシステム LOCA 及び従属性を有する起因事象が含まれていることを確認した。また、LOCA については破断口の大きさの違いによる事故時挙動への影響を考慮して、大破断、中破断、小破断に細分化していることを確認した。なお、従属性を有する起因事象としては、地震 PRA の中で建屋損傷や原子炉圧力容器等の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる同時損傷（大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（以下「Excessive LOCA」という。））、計装・制御系の損傷に伴う機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。さらに、津波 PRA の中で防潮堤損傷といった緩和系に期待できない事象も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。</p> <p>①-b 東海第二では、BWR プラントで用いられる起因事象のうち、適用除外とするものはないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>は除く。</p> <p>b) 起回事象発生頻度が 10^{-6}/炉年未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象</p> <p>c) 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象</p>	
<p>①-c 起回事象のグループ化において、以下の基準を満たしていることを確認。</p>	<p>①-c 事故シーケンスのグループ化の結果は追補2. I第1-2表「PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」にまとめられており、「事象の類似性による起回事象のグループ化」の方針に従って、炉心損傷に至る主要因ごとにグループ化されていることを確認した。また、「起回事象のグループ化の禁止」に該当する事故シーケンスとして、原子炉建屋損傷、格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、計測・制御系喪失、Excessive LOCA、防潮堤損傷については、各々単独のグループとして扱っていることを確認した。</p>
<p>同、本文</p> <p>6.2 起回事象のグループ化</p> <p>6.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行う。グループ化は、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル2PRAとの関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備、並びに緩和操作の観点から類似している事象 - グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。 <p>6.2.2 起回事象のグループ化の禁止</p> <p>同定した起回事象のうち、以下の項目に示すものについては、他の起回事象とは事象シナリオの展開及び/又は必要とされる緩和機能が異なることから、他の起回事象とは同一のグループとはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 起回事象従属性を有する事象 - プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起回事象、又は格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象。このような起回事象には、極度のLOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模のLOCA）、インターフェイスシステムLOCA及び隔離されない格納容器外破断を含む。 - 隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起回事 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>象</p>	
<p>(ii) 現状の PRA の整備状況では、外部事象すべてに PRA を適用できないため、外部事象で評価する対象を確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。（全般④）</p> <p>第 6 条解釈（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第 6 条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第 1 項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>7 第 3 項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 14・07・29 原院第 4 号（平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>① 地震及び津波以外の自然現象として、風（台風）、竜巻、積雪等の 11 事象を評価対象として選定しており、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定方法は次の通り。</p> <p>・検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く）があり、これらについて、国内外の 9 の基準を参考に、網羅的に 55 の自然現象と 23 の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、11 の自然現象と 7 の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理した（追補 2. I 別紙 1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」）。</p> <p>これにより、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊に対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。</p>

(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) - 1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>PRAに基づく整理</p> <p>(i) 起因事象の選定及び評価（機器の故障率や地震・津波の発生確率が適切に設定されていることを確認する）</p> <p>① 起因事象の発生頻度評価のバックデータである機器故障率、地震・津波ハザード曲線について、設計情報や運転情報に裏付けられているか、またその妥当性確認のためプラントウォークダウンを実施しているかを確認。</p> <p>② 各事象（内部事象、地震、津波）の評価に用いた起因事象と発生頻度の評価結果が記載されており、発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル1.5PRA（内部事象））の対応状況を確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器の故障については、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）で定義している故障率、故障モード及び機器バウンダリとの整合性を確保した基事象を元にしており、実機の運転情報に裏付けられている。 ・地震ハザード曲線については、地震PSA学会標準の方法に基づき評価を行い、地質調査等を参考に設定していることを確認した。また、地震PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより地震影響等の確認を行っている。 ・津波ハザード曲線については、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会、2011）」の方法に基づき、津波PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより津波影響等の確認を行っている。 <p>② 起因事象発生頻度については、以下の通り追補2. I 別添 に整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内部事象 第1.1.1.2-4表「起因事象の発生頻度」 ・地震 第1.2.1.4-1表「起因事象発生頻度」 ・津波 第1.2.2.4-3表「津波区分ごとの炉心損傷頻度」 <p>また、プラント構成（非常用炉心冷却系等）や立地条件の違いを勘案した上で、先行BWR（柏崎刈羽6号炉及び7号炉）の評価値から著しく乖離していないことを確認した。</p>
<p>(ii) 事故シーケンスの分析（地震及び津波PRA固有の評価方針に基づくことを確認する）</p> <p>① 地震及び津波PRAでは、内部事象PRAでは扱わない複数系列の同時破損、複数の電気盤損傷等、緩和系に期待できない事象を網羅的に抽出していることを確認。また、網羅的に抽出したことを示すエビデンスを確認。</p>	<p>① 地震及び津波レベル1PRAでは、これらの発生する可能性のある起因事象をプラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成することにより、事象発生を組合せた事故シーケンスの抽出を行っていることを確認した。また、事故シーケンスの定量化の結果を追補2. I 第1-8図「事故シーケンスグループごとの寄与割合」～第1-1表「イベントツリーにより抽出した事故シーケンス」に整理していることを確認した。</p>
<p>(iii) 事故シーケンスの定量化（内部事象に加えて地震・津波の影響が発生確率の増加の形で考慮されていることを確認）</p> <p>① 各事象（内部事象、地震、津波）における事故シーケンスグループ及び発生確率が表の形で整理されており、選択された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンス毎に内部事象、地震、津波に分けてCDFを整理していることを確認した（追補2. I 第1-2表「PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」～第1-3表「事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度」）。また、抽出された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認した。</p>

(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 地震、津波以外の PRA が使えない外部事象の影響が PRA 分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 地震、津波以外の外部事象の PRA 評価への影響を考慮していることを確認。</p> <p>② 地震、津波以外の外部事象を考慮して PRA 評価に影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 地震、津波以外の外部事象として、溢水又は火災の発生の際には同一区内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、給水流量喪失等の事象が想定されている。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮、人為事象等の影響について検討していることを確認した。なお、これらの要因による建屋外部に設置された設備への影響として、海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、いずれも今回内部事象レベル 1PRA から得られた事故シーケンスに含まれると推定していることを確認した（追補 2. I 別紙 1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」）。</p> <p>② 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかったとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。 <p>この判断については、設置許可基準規則解釈にのっとり、申請者が頻度の観点から全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認していること、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。</p>

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

(2) - 1. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	
<p>(i) 事故シーケンスグループが漏れなく選定され、炉心損傷対策の有無により分類がなされていることを確認。</p>	
<p>① 事故シーケンスグループが審査ガイドの有効性評価で指定しているもの（BWRでは7個）が完備していることを確認。</p> <p>② PRA以外の評価で事故シーケンスグループを設定した場合には、その根拠を説明していることを確認。</p> <p>③ 内部事象、地震及び津波に分けてPRA評価結果が整理されていることを確認。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを、炉心損傷を防止できるか否か、格納容</p>	<p>① 追補2. I第1-2表「PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」に示された事故シーケンスグループに、審査ガイドがBWRに対して必ず想定するよう求めている以下の事故シーケンスグループが完備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・LOCA時注水機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） <p>また、上記以外の事故シーケンスについては、以下の通りとしていることを確認した。</p> <p>・イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する7つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の6つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、計測・制御系喪失、Excessive LOCA）、津波特有の5つの事故シーケンス（最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後RCIC停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗、原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）、防潮堤損傷）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。ここで、津波特有の5つの事故シーケンスは、防潮堤（T.P.+20m）を超える津波を、3つに区分した津波高さに対応するとしている（※）。</p> <p>（※）太平洋側の特徴である津波水位が高く、頻度も全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいというレベルではないという知見をもとにした津波ハザード曲線（防潮堤前面）を反映したPRA結果を踏まえ、防潮堤（T.P.+20m）を超える津波を、安全機能への影響から3つに区分（T.P.+20m～T.P.+22m、T.P.+22m～T.P.+24m、T.P.+24m超過）した。T.P.+20m～T.P.+22mの場合は非常用の海水ポンプの被水・没水により最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が喪失する3つの事故シーケンス（最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後RCIC停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗）を、T.P.+22m～T.P.+24mの場合は原子炉建屋内浸水により複数の緩和機能が喪失する事故シーケンス（原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失））を、T.P.+24m超過の場合は防潮堤損傷により屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンス（防潮堤損傷）を追加している。</p> <p>② 東海第二の場合、PRA以外の評価による新たな事故シーケンスの追加はないことを確認した。</p> <p>③ 追補2. I第1-3表「事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度」に事故シーケンスごとに内部事象、地震、津波に分けてシーケンス別CDFが整理されていることを確認した。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを以下のように分類していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>器機能に期待できるか（下記参照）等で、確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の格納容器破損防止機能に期待でき、炉心損傷対策があるもの（規則解釈 1-2(a)を適用）。 ・ 炉心損傷後に格納容器破損防止機能に期待できないもの（規則解釈 1-2(b)を適用）。 ・ 炉心損傷を防止できないもの（規則解釈 1-2(a)、1-2(b)を適用できないもの） <p>（⑧事故シーケンスグループを、炉心損傷防止できるか否か等で分類）</p>	<ul style="list-style-type: none"> a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ <ul style="list-style-type: none"> （a）高圧・低圧注水機能喪失 （b）高圧注水・減圧機能喪失 （c）全交流動力電源喪失 （d）LOCA 時注水機能喪失 b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ <ul style="list-style-type: none"> （e）崩壊熱除去機能喪失 （f）原子炉停止機能喪失 （g）格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） c. 1-2(a)及び（b）以外の事故シーケンスグループ なし

（２）－２．追加すべき事故シーケンスグループの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な事故シーケンスグループを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p> <p>② ①において、審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外の新たな事故シーケンスが追加された場合には、その事故シーケンスが発生した場合における環境条件等において、対策に使用する重大事故等対処設備が必要な機能を有効に発揮するものであることを確認。</p>	<p>① 審査ガイドの解釈で指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスとしては、外部事象（地震）に特有な事故シーケンス 6 つについて確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋損傷 ・ 原子炉格納容器損傷 ・ 原子炉圧力容器損傷 ・ 格納容器バイパス ・ 計装・制御系喪失 ・ Excesssive LOCA <p>また、太平洋側のプラントである東海第二に固有な事故シーケンスとして、外部事象（津波）に特有な事故シーケンス 5 つについて確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後 RCIC 停止） ・ 最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗 ・ 最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ・ 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失） ・ 防潮堤損傷 <p>外部事象（地震）及び外部事象（津波）時の事故シーケンスの有効性評価への影響については、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 11 の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。 <p><外部事象（地震）特有の事故シーケンス></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震特有の 6 つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。 ・ 影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認した。 <p><外部事象（津波）特有の事故シーケンス></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 津波特有の 5 つの事故シーケンスについて、防潮堤損傷を除く 4 つの事故シーケンスは、防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水又は没水することにより最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が喪失し、非常用炉心冷却系による炉心冷却機能が喪失するとともに、崩壊熱除去機能が喪失することで炉心損傷に至ること、全炉心損傷頻度に占める割合が有意であることから、新たな事故シーケンスグループ（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）として追加することとした。 ・ 防潮堤損傷は、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。 ・ 影響度の観点からは、津波波力により防潮堤が損傷し、流入した津波により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>・以上より、津波特有の4つの事故シーケンスを含む津波浸水による最終ヒートシンク喪失を新たなシーケンスグループとして追加し、地震特有の6つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、新たに追加する必要はないとした。</p> <p>② ①において、津波特有の4つの事故シーケンスを含む津波浸水による最終ヒートシンク喪失が新たな事故シーケンスグループとして追加されたことから、その事故シーケンスが発生した場合における環境条件等において、対策に使用する重大事故等対処設備が必要な機能を有効に発揮するものであることを第43条において確認した。 →確認内容の詳細については、設置許可基準規則第43条の確認事項へ</p>

1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 炉心損傷を免れないために有効性評価の対象外とするシーケンスの影響を考慮していることを確認する。</p> <p>① 国内外の先進的な対策によっても、炉心損傷対策を講じるのが困難なシーケンスを洗い出し、有効性評価で対象外としても影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとするとしていることを確認した。具体的には、該当する事故シーケンスとして、以下の3つを選定し、頻度と影響度の観点から評価事故シーケンスに含める必要がないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 ・直流電源喪失+原子炉停止失敗 ・交流電源喪失+原子炉停止失敗 <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. I別紙3「諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について」に整理していることを確認した。</p>

1.3. 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。 	<p>① 有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いていることを確認した。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が速いものなど、より厳しいシーケンスを選定していることを確認した（追補2. I第1-4表「重要事故シーケンス等の選定」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 審査ガイドの方針に従って事故シーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、上記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンス（「高」の数が同じ場合は「中」の数が多きシーケンス）が重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第1-4表「重要事故シーケンス等の選定」）。</p>

(3) 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による特徴として、以下が抽出されていることを確認した。（追補2. I別紙6「内部事象PRAにおける主要なカットセット及びFV重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について」）</p> <p><高圧・低圧注水機能喪失></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、機器故障又は保守点検のための待機除外により電源、補機冷却系等のサポート系の機能喪失が重畳し、それに伴い高圧・低圧注水機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、補機冷却が不要であり、また、代替電源である代替交流電源設備からの給電が可能な低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。 ・ また、高圧・低圧注水機能喪失における低圧代替注水系（常設）と設計基準事故対処設備の共有部分となる注入弁の故障を伴うカットセットについては、低圧代替注水系（常設）に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は0.1%未満と非

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>常に小さい。また、低圧代替注水系（常設）の注入弁が故障した場合においては、高圧代替注水系により炉心損傷防止が可能である。</p> <p><高圧注水・減圧機能喪失></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、注水不能認知失敗のヒューマンエラー、原子炉減圧失敗のヒューマンエラーにより減圧機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、過渡時自動減圧機能による原子炉減圧が有効である。 <p><全交流動力電源喪失（長期 TB）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の故障が重畳して全交流動力電源喪失に至るカットセット並びに軽油貯蔵タンク閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替交流電源や交流動力電源に依存しない代替注水手段が有効である。 <p><全交流動力電源喪失（TBD、TBU）></p> <p>○ TBD</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障又は保守点検による待機除外と蓄電池の故障が重畳し、全交流動力電源喪失に至るカットセットが上位に抽出されている。 <p>○ TBU</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障の重畳又は軽油貯蔵タンクの閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至り、ポンプ故障、保守点検のための待機除外、流量制御器故障、直流電源喪失等が要因となって原子炉隔離時冷却系が機能喪失するカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、高圧代替注水手段による原子炉注水又は代替直流電源による原子炉減圧後の低圧代替注水手段による原子炉注水が有効である。 ・ また、全交流動力電源喪失（T B U）における高圧代替注水系と設計基準事故対処設備の共有部分となる注入弁や蒸気供給弁の故障を伴うカットセットについては、高圧代替注水系に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は 0.1% 未満と非常に小さい。また、これらの故障が発生した場合においても、常設代替交流電源設備により交流動力電源を回復し低圧代替注水系（常設）により原子炉注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。 <p><全交流動力電源喪失（TBP）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障の重畳又は軽油タンクの閉塞／破損により全交流動力電源喪失に至り、逃がし安全弁の再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失するカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、代替交流電源や交流動力電源が不要な代替注水手段を確保することが有効である。 ・ なお、高圧・低圧注水機能喪失における低圧代替注水系（常設）と設計基準事故対処設備の共有部分となる注入弁の故障を伴うカットセットについては、低圧代替注水系（常設）に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は 0.1% 未満と非常に小さくなっており、その場合においても常設代替交流電源設備により交流動力電源を回復し、低圧代替注水系（常設）により原子

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>炉注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p><崩壊熱除去機能喪失></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TW については、いずれの事故シーケンスにおいても、ポンプ故障、弁故障、ストレーナ閉塞、点検のための待機除外等の要因により、残留熱除去系又はそのサポート系である残留熱除去系海水系が機能喪失することにより崩壊熱除去機能が喪失するカットセット及び残留熱除去系操作失敗のヒューマンエラーにより崩壊熱除去機能が喪失するカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、残留熱除去系海水系が機能喪失している場合（取水機能喪失時）は、緊急用海水系及び残留熱除去系を用いた除熱又は格納容器圧力逃がし装置若しくは耐圧強化ベントによる除熱が有効である。また、残留熱除去系が機能喪失している場合（RHR故障時）は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントによる除熱が有効である。 ・ TBW については、いずれの事故シーケンスにおいても、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障が重畳する等、交流電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能喪失に至るカットセットも抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、常設代替交流電源設備により交流動力電源を回復することが有効である。なお、残留熱除去系海水系又は残留熱除去系の故障が重畳した場合は、TWと同様の対策が有効である。 <p><原子炉停止機能喪失></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、電氣的故障としてスクラムコンタクタの故障を原子炉停止機能喪失の要因とするカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系による対応が有効である。 ・ なお、直流電源故障（区分Ⅰ、Ⅱ）時は当該区分のATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）が機能しないが、これらのカットセットの寄与は全炉心損傷頻度及び事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して非常に小さくなっており、また、その場合においても再循環系ポンプの手動停止に期待でき、ほう酸水注入系も健全であることから炉心損傷防止が可能である。 ・ また、LOCA起因の原子炉停止失敗時には、原子炉冷却材の流出により、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっており、また、その場合においてもATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による反応度制御により対応可能である。 <p><LOCA時注水機能喪失></p> <p>○中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗、小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注水機能のうち、高圧炉心スプレイ系が喪失する主要な要因として高圧炉心スプレイ系の弁の故障及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のメンテナンス／ストレーナ閉塞が、原子炉隔離時冷却系が喪失する主要な要因として復水貯蔵タンクからサブプレッション・チェンバへの切替操作失敗及び原子炉隔離時冷却系ポンプ起動失敗が抽出されている。また、低圧注水機能が喪失する要因としてサポート系である残留熱除去系海水系のストレーナ閉塞がカットセット上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系（常設）の注水容量の及ぶ範囲の破断面積までであれば、原子炉手動減圧後の低圧代替注水系（常設）による注水が有効である。 ・ なお、低圧代替注水系（常設）と設計基準設備の共有部分となる注入弁の故障を伴うカットセットについては、低圧代替注水系（常設）に期待が出来ないものの、事故シーケンスグループに対する寄与割合は0.1%未満と非常に小さい。また、注入弁の故障が重畳した場合は、炉心損傷防止が困難である。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>○中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗、小破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注水機能が喪失する主要な要因として高圧炉心スプレイ系の弁の故障及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のメンテナンス/ ストレーナ閉塞が、減圧機能及び原子炉隔離時冷却系が喪失する要因として水位トランスミッタの故障と認知失敗の重畳がカットセット上位に抽出されている。 ・ 中破断 LOCA 及び小破断 LOCA 時における減圧操作に対する認知失敗については、発生した場合は炉心損傷を防止することができないが、LOCA が発生しているにもかかわらず、認知に失敗したまま長時間気づかないことは現実的には考え難く、これら認知失敗が含まれるカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっている。また、上位のカットセットには含まれていないが自動減圧回路の機能喪失要因が格納容器圧力高信号を発信する機器の故障等であれば、過渡時自動減圧回路による原子炉減圧にも期待できる。 ・ なお、中破断 LOCA 時のいずれのカットセットにおいても、LOCA の破断面積の大きさが一定の範囲を超えるような場合は、炉心損傷を防止することができないが、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しないカットセットについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認することとしている。 <p><格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスにおいても、原子炉冷却材圧力バウンダリにおける複数の隔離弁が、施設定期検査時の通常状態への復旧失敗や機械的故障が重畳することで同時に機能喪失し、低圧設計配管が過圧され破断するカットセットが上位に抽出されている。 ・ これらのカットセットに対する炉心損傷防止対策としては、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）が発生した系統以外の高圧注水機能又は低圧注水機能（原子炉を減圧した後に使用）を用いた原子炉注水が有効である。その後は、隔離弁の再閉操作等、破断箇所の隔離を試みるとともに、使用可能な緩和設備による水位維持、除熱を行うことで、炉心を安定状態とすることが可能である。

1.4. まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとった標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベルIPRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の6つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから妥当であると判断した。津波特有の5つの事故シーケンスのうち最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後RCIC停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗及び原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）の4つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に占める割合が有意であることから、新たな事故シーケンスグループ（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）として追加し、防潮堤損傷の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さくなることを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとった考え方であることから、妥当であると判断した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。</p>

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

2.1 格納容器破損モードの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>①個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 外部事象の影響のうち、地震と津波以外のその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに格納容器破損モードを追加する必要はないとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> レベル1PRAの観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと判断しており、原子炉格納容器が直接破損することも想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。 プラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAの結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。

(1) 格納容器破損モードの抽出、整理

(1)-1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① プラント損傷状態が定義されていることを確認。</p>	<p>① プラント損傷状態の設定については、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。 レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、各事故シーケンスのPDSを特定した後、PDSごとに事故シーケンスを整理した。 さらに、PDSごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故進展フェーズで発生する重要な物理化学現象について、各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事象進展を整理し、格納容器イベントツリーを作成した。格納容器破損に至る事故シーケンスが、2-1(a) 必ず想定する格納容器破損モードのうち水素燃焼を除く5つの格納容器破損モードのいずれかに対応していることを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。
<p>(ii) 格納容器破損モードの評価</p> <p>① 格納容器破損モード毎に格納容器イベントツリーで抽出された事象が記載されていることを確認。</p>	<p>① 内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを一般社団法人日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり検討対象としていることを確認した。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会のPRA実施基準のBWR分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>1) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</p> <p>2) 格納容器隔離失敗</p> <p>3) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>4) 早期過圧破損（未臨界確保失敗時）</p> <p>5) 原子炉圧力容器外での水蒸気爆発</p> <p>6) 格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>7) 熔融物直接接触</p> <p>8) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>9) 過温破損</p> <p>10) 過圧破損（崩壊熱除去失敗）</p> <p>11) 過圧破損（長期冷却失敗）</p> <p>12) 水素燃焼</p>

（1）－2．PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに格納容器破損モードの評価に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討を実施した。</p> <p>地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離失敗、格納容器圧力抑制機能喪失及び地震による原子炉格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については（ii）①の 12 の破損モードで抽出されていること、地震による原子炉格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> <p>（1）地震の影響</p> <p>格納容器破損モードについては、地震動による建物の大規模な損壊の可能性は十分低く、内部事象により選定した破損モード以外に追加を要するものはないと考えられる。</p> <p>事故シーケンスについては、地震レベル 1 PRA で考えられる地震特有の事故シーケンスがある。（原子炉格納容器隔離機能喪失、原子炉格納容器圧力抑制機能喪失、原子炉格納容器本体の破損）</p> <p>（2）津波の影響</p> <p>格納容器破損モードについては、原子炉格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられることから、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>（3）内部溢水及び内部火災の影響</p> <p>追</p> <p>炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル 1PRA で用いた事象以外に追加すべきものは発生しないと推定しており、格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと考えられる。</p> <p>(4) その他外部事象の影響</p> <p>プラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル 1PRA の結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはなく、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p>

(2) レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討

(2) - 1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(i) 審査ガイドで指定されている格納容器破損モードのうち、除外するものがないか、またその理由が明記されているか確認する。</p> <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに含まれるもののうち、プラント固有の条件により発生の可能性がないと思われるもの（格納容器直接接触等）について、その除外の理由を説明していることを確認。</p>	<p>① 検討対象とした 12 の格納容器破損モードに、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードのうち格納容器直接接触（シェルアタック）を除く 5 つの格納容器破損モードが含まれていることを確認した。</p> <p>格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-II 型である東海第二では評価の対象外としていることを確認した。これは、当該モードが BWR マーク I 型の原子炉格納容器（原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTAL に開口部がある）に特有の事象とみなされており、溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造である Mark-II 型では発生の可能性がないと考えられるためである。</p>

(2) - 2. 新たな格納容器破損モードの追加検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な格納容器破損モードを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている格納容器破損モード以外で、追加すべき格納容器破損モードがある場合もない場合も、その理由が</p>	<p>① 必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）について、発生確率は極めて低いと評価したこと、及び 3 つの破損モード（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、格納容器隔離失敗）、早期過圧破損（未臨界確保失敗）、過圧破損（崩壊熱除去失敗））について、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価することから新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はないとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載されていることを確認。</p>	<p>よって、想定する格納容器破損モードは、以下の5つとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（過圧破損（崩壊熱除去失敗）、過圧破損（長期冷却失敗）、過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（溶融物直接接触、格納容器雰囲気直接加熱） ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（原子炉圧力容器外での水蒸気爆発） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用） ・ 水素燃焼（水素燃焼） <p>抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する6つの事故シーケンスグループとの関係を整理した結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない炉心損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしている。</p> <p>審査においては特に、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗についての扱いを明確にすることを申請者に求めた。申請者は、それぞれ格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されている。 2) 格納容器隔離失敗については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を1日に1回記録を採取していること及び出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、格納容器からの漏えいが存在する場合は、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いことなどにより、人的過誤による国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されている。 <p>以上の説明に対し、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については発生確率が極めて低いと認められること、格納容器隔離失敗については格納容器圧力監視の運用がなされていることを確認したことから、申請者がこれらの破損モードを新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしたことは妥当と判断した。</p>

2.2. 評価事故シーケンスの選定について

(1) 評価対象とするPDSの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 破損モード毎の PDS の中から評価対象を選定する方針について確認。</p> <p>① 各破損モード別に該当する PDS の一覧と、その中で最も厳しい PDS（本文に説明）が選定されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて定義していることを確認した（追補2. I 第2-1 図「格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス」～第2-2 図「シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード」）。</p> <p>また、以下のように選定結果とその理由を示していることを確認した。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）及び（格納容器過温破損）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本格納容器破損モードに至る可能性のある PDS のうち、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。 ・ LOCA は格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物質の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。 ・ 対策の観点では、過圧破損に対しては格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>以上の観点を総合的に考慮し、本格納容器破損モードを代表とする PDS として LOCA を選定する。これに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・長期 TB は炉心損傷に至る前に原子炉隔離時冷却系による一時的な炉心冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの余裕時間の観点では TQUX、TBD、TBU の方が厳しい。 ・高圧状態で原子炉圧力容器破損に至る点では TQUX、TBD、TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。 <p>以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の観点からは、ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、ペDESTAL（ドライウエル部）へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 ・また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策であるペDESTAL（ドライウエル部）への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 ・これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX、TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。 ・LOCA は、上記が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。 <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない場合のジルコニウム－水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から、LOCA とほかの PDS とに大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられる。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかの PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられることから選定する。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失を重畳させていることを考慮し、LOCA に全交流動力電源喪失を重畳するものとする。</p> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック） シェルアタックは、追補 2. I 別紙 9「格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由について」に示すとおり、想定する格納容器破損モードから対象外とする。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損する場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した際の粒子割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、ペDESTAL（ドライウエル部）へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 ・また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施される。 ・これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX、TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。 ・LOCA はペDESTAL（ドライウエル部）への冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。</p> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>

（2）評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p>	<p>① 格納容器破損モードごとの PDS から、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなる PDS を選定し、この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮していることを確認した（追補 2. I 第 2-1 図「格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス」～第 2-2 図「シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属—水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(i) 審査ガイドの方針に従って評価対象とするシーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定では、前段で最も厳しいPDSを選定したことを踏まえた選定になっているか確認。</p>	

(3) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 外部事象によって評価事故シーケンスが変わらないかどうかを確認する。</p> <p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに評価事故シーケンスの選定に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを以下の通り検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>ル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

（4）直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理したものがあれば、それをすべて列挙すると共に、評価事故シーケンスでの取扱い方について説明していることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスとして、以下の2つを選定していることを確認した。また、選定した事故シーケンスの取り扱いも確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断 LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・ 直流電源喪失＋原子炉停止失敗 ・ 交流電源喪失＋原子炉停止失敗 <p>大破断LOCAの事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。</p> <p>直流電源喪失又は交流電源喪失＋原子炉停止失敗時の事故シーケンスについては、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信され则认为られる。また、地震レベル1PRA では機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。</p> <p>事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、現実的に想定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンスは、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断したとしている。</p> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. 1別紙3「諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について」に整理していることを確認した。</p>

2.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による東海第二の特徴として、以下が抽出されていることを確認した（追補2. I別紙6「内部事象PRAにおける主要なカットセット及びFV重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について」）。</p> <p>< 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損） ></p> <ul style="list-style-type: none"> 最も支配的な事故シーケンスは、T Q U Xによって炉心損傷に至った後に過圧破損に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分I）が故障し、H P C S - D Gの運転継続、原子炉減圧及びR H R スプレイに失敗することにより過圧破損に至る事象が抽出されている。 本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、常設代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源供給の対策に加え、低圧代替注水系（常設）による損傷炉心への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱が有効である。 <p>< 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損） ></p> <ul style="list-style-type: none"> 最も支配的な事故シーケンスは、長期T Bによって炉心損傷に至った後に過温破損に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、外部電源喪失が発生し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損やD G及びH P C S - D Gの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、過温破損に至る事象が抽出されている。 本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、常設代替交流電源設備による電源供給の対策に加え、低圧代替注水系（常設）による損傷炉心への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による除熱が有効である。 <p>< 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ></p> <ul style="list-style-type: none"> 最も支配的な事故シーケンスは、長期T Bによって炉心損傷に至った後に格納容器雰囲気直接加熱に至るシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、外部電源喪失が発生し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損やD G及びH P C S - D Gの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、原子炉圧力容器が高圧状態で破損し、格納容器雰囲気直接加熱により格納容器破損に至る事象が抽出されている。 本破損モードについては、交流電源が喪失しても原子炉圧力容器の減圧操作は可能であることから、格納容器破損を防止することが可能である。 なお、ヒューマンエラーによる原子炉の減圧失敗については、発生した場合は格納容器破損を防止することができないが、認知に失敗したまま長時間気づかない場合や、操作に失敗したにもかかわらずその後の対応をとらないことは現実的には考え難く、これらのカットセットの炉心損傷頻度は非常に小さくなっている。 <p>< 原子炉圧力容器外溶融燃料－冷却材相互作用 ></p> <ul style="list-style-type: none"> 最も支配的な事故シーケンスは、T Q U Xによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融物と水との接触に伴い、溶融物の持つ熱エネルギーが爆発的な機械エネルギーに変換され、格納容器への荷重が生じることで格納容器が破損するシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分I）が故障した後、H P C S - D Gの運転及び原子炉減圧に失敗することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融物と冷却材との相互作用によって格納容器破損に至る事象が抽出されている。 本破損モードに対しては、仮に発生した場合においても格納容器圧力バウンダリの機能喪失に至らないことを確認しており、対策は講

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>じていない。</p> <p><溶融炉心・コンクリート相互作用></p> <ul style="list-style-type: none"> 最も支配的な事故シーケンスは、TBUによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、ペDESTAL（ドライウェル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続するシーケンスとなる。本事故シーケンスにおける主要なカットセットとしては、直流電源（区分I）が故障し、軽油貯蔵タンク閉塞／破損やDG及びHPCS-DGの故障の重畳によって全交流動力電源喪失に至ることにより、ペDESTAL（ドライウェル部）床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続して格納容器破損に至る事象が抽出されている。 本破損モードに対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が有効である。

2.4. まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとりて検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。</p> <p>申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。</p>

3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

本確認項目は、添付書類十別添 7 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方の「6.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」に記載されているものを参照した。

（想定事故 1 及び 2 は、個別プラントで追加のシーケンスの有無の確認は求められておらず、追補 2「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補 2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」には記載されない。）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>3-1</p> <p>(a) 想定事故 1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故 2： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 有効性評価の重要事故シーケンスとして、想定事故 1 及び 2 が選定されていることを確認。</p>	<p>① 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故として、想定事故 1 及び想定事故 2 を想定することを確認した。</p>

4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

(1) 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスの検討・整理

(1) - 1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① 評価対象とする定検工程の選定について、プラント状態（POS）がすべて網羅されていることを確認。</p> <p>② 主要パラメータの推移等から POS 分類が選定されていることを確認。（第3.1表、第3.2図）</p> <p>③ 特定の POS（原子炉ウェル満水時等）を対象として燃料損傷頻度の評価を行う場合には、リスク等の観点から選定の理由を説明していることを確認。（3.1内部事象④）</p> <p>④ 停止時の機器の待機除外状態が示されていることを確認。</p>	<p>① プラント停止時のプラント状態（POS）を、時系列的に網羅していることを確認した（追補2. I第3-2図「施設定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移」、追補2. I第3-3図「停止時PRAにおけるプラント状態の分類及び施設定期検査工程」）。</p> <p>② 各POSの推移を、原子炉水位、崩壊熱の大きさ（大中小）、原子炉圧力容器の開放状況等と共に示していることを確認した（上記第3.2図）。また、各POSの継続時間（日数）を示していることを確認した（上記第3.1表）。</p> <p>③ 原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態（以下「POS」という。）に分類し、評価対象としていることを確認した。また、事故シーケンスグループ毎に評価対象とするPOSを以下の通り選定していることを確認した。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 <p>b. 選定理由</p> <p> 代表性の観点から、残留熱除去系の故障（RHR喪失）を起因事象とする事故シーケンスを選定した。</p> <p> なお、残留熱除去系海水系の喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の故障（RHR喪失） <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・待機中の残留熱除去系[低圧注水系] <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 <p>b. 選定理由</p> <p> 代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p> 「外部電源喪失＋直流電源喪失」は燃料損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備による電源供給等による注水等により燃料損傷が防止できることから選定しない。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失＋交流動力電源喪失 <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替直流電源設備 ・ 低圧代替注水系（常設） ・ 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材流出 (RHR 系統切替時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗 <p>b. 選定理由</p> <p> 余裕時間及び代表性の観点から、起因事象として原子炉冷却材流出（RHR 系統切替時の LOCA）を選定する。</p> <p> なお、原子炉冷却材の流出（CUW ブロー時の LOCA）+ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗については、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、中央制御室の運転員の他に R/W の運転員も廃液収集タンク等の水位高により認知することができるため、認知が容易であることから選定しないこととする。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 待機中の残留熱除去系 [低圧注水モード] <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入 <p>b. 選定理由</p> <p> 代表性の観点から停止余裕検査や停止時冷温臨界試験等の制御棒が 2 本以上引き抜ける試験時に、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、ほかの 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定する。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入 <p>d. 燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起動領域モニタペリオド短（10 秒）による原子炉スクラム <p>④ 各 POS について、停止時の系統/システムの待機状態を示していることを確認した（追補 2. I 第 3-3 図「停止時 PRA におけるプラント状態の分類及び施設定期検査工程」）。</p>
<p>(ii) 起因事象の選定及び評価</p> <p>① 国内外のトラブル事例や評価事例等を参考に起因事象が選定されていることを確認。</p>	<p>① 原子炉停止後の運転停止中の各 POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイヤグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等をイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(iii) 事故シーケンスの分析</p> <p>① 選定された起因事象毎にイベントツリーが図示されていることを確認。</p> <p>② 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスが抽出されないかを検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した（追補2. I第3-4図「停止時PRAにおけるイベントツリー」）。</p> <p>② 抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしていることを確認した。</p>
<p>(iv) 事故シーケンスの定量化</p> <p>① 事故シーケンスの発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスの発生頻度については、追補2. I第3-1表「運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度」に整理されていることを確認した。（上記第3.5表、追補2. I第3-5図「事故シーケンスグループごとの寄与割合」）。</p>

(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 運転停止中の外部事象について、PRAに代わる手法により事故シーケンスグループ選定への影響を検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中の事故シーケンスグループの選定に係る外部事象については、運転中と同様の手法により考慮していることを確認した。追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」</p>

4.2 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>实用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>实用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	<p>① 停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いていることを確認した（追補2. I第3-3表「重要事故シーケンス（運転停止中）の選定」）。</p> <p>各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとった標準的な手法であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定する方針であることを確認。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 各事故シーケンスグループにおいて、前記の方針に従って重要事故シーケンスを選定した過程がその理由と共に記載されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）等に基づいて、重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第3-3表「重要事故シーケンス（運転停止中）の選定」）。</p>

4.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。	① 各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンスにおいてミニマルカットセットの分析(MCS)を実施し、整備された炉心損傷防止対策が有効となることを確認した。(追補2. I 別紙6内部事象PRAにおける主要なカットセット及びFV重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について)。

4.4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
② 以上の確認結果から、運転停止中事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。	① 申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。 事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。 以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) PRAの方法が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRAプロセスの確認のため、専門家によるピアレビューの実施結果が記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル1.5PRA（内部事象）、外部事象（地震））の対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 申請者が実施した上記のPRAのプロセスが最新の知見を踏まえているかについて説明を求めた。その結果、これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」（平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認したとしていることから、標準的な手法にのっとり実施されていると判断した。</p>

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

1. はじめに	付録 2-2
2. 評価温度及び圧力の設定	付録 2-3
3. 健全性確認	付録 2-4
4. 結論	付録 2-12

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価）

1. はじめに

有効性評価ガイドは、以下に示すとおり、1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求めている。東海第二発電所においては、原子炉格納容器の評価温度及び評価圧力（以下「限界温度、限界圧力」という）をそれぞれ 200°C、2Pd（0.62 MPa[gage]、Pd: 最高使用圧力（0.31 MPa[gage]））としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

（有効性評価ガイド）

（炉心の著しい損傷の防止）

1-6 上記 1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

1-3 上記 1-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2 倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

（原子炉格納容器の破損の防止）

2-3 上記 2-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

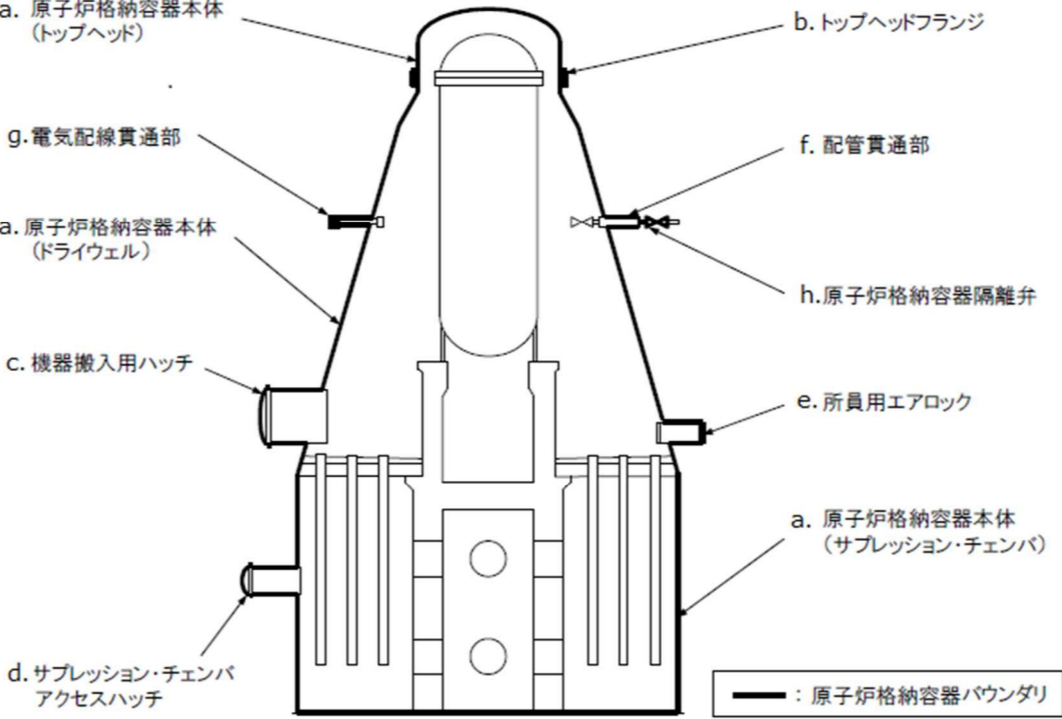
- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

2. 評価温度及び圧力の設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>有効性評価の結果を踏まえ、評価温度及び圧力は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものであるか。</p> <p>(i) 限界温度・圧力は重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を包絡するものであるかを確認する。</p> <p>① 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する限界温度及び限界圧力の設定値を確認。</p>	<p>(i) 限界圧力及び限界温度は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器壁面温度の最高値は約 165℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.58MPa[gage]（ともに格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の場合）であり、その後、原子炉格納容器温度、圧力は緩やかに低下することを確認した。</p> <p>② 上記①の結果を踏まえ、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を 200℃、2Pd（0.620MPa[gage]）として設定することを確認した。</p>

3. 健全性確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>限界温度・圧力の根拠と妥当性を確認するに当たり、評価対象、機能喪失要因及び評価方法は適切か。</p> <p>(1) 放射性物質の閉じ込め機能の確保の観点から、限界圧力・温度の環境下において健全性を確認する対象が明らかになっているかを確認。</p> <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかを確認する。</p> <p>① 過去の事故事例も踏まえ、原子炉格納容器の健全性確認における評価対象の抽出に係る考え方を確認。</p> <p>② 評価対象とした原子炉格納容器バウンダリの構成部を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の構造が図示されていることを確認。</p>	<p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要があること、さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏洩要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスとなる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにフランジガスケットの劣化及びシート部の開口に伴いリークパスになる可能性があるシール部を確認する必要があることから、評価対象としていることを確認した。</p> <p>② 上記①の考え方を踏まえ、以下を評価対象部位として挙げていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 b. トップヘッドフランジ c. 機器搬入用ハッチ d. サプレッション・チェンバアクセスハッチ e. 所員用エアロック f. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ 接続配管 ・ スリーブ ・ 平板類※ <ul style="list-style-type: none"> ※ 平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板、フルードヘッド ・ セーフエンド ・ 伸縮継手 g. 電気配線貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ アダプタ、ヘッダ、モジュール h. 原子炉格納容器隔離弁 <ul style="list-style-type: none"> ・ 不活性ガス系バタフライ弁 ・ 移動式炉心内計装ポール弁 <p>③ 「第 1 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図」において、上記②で挙げた原子炉格納容器本体、トップヘッドフランジ、原子炉格納容器隔離弁等が図示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	 <p style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>
<p>(2) 評価対象部位の想定される機能喪失要因は明らかにされているか。機能喪失要因のスクリーニング結果は妥当か。</p> <p>(i) (1)(i)②で挙げられた評価対象部位の機能喪失要因を確認する。</p> <p>① 機器喪失要因として、材質や構造、使用条件、設置状況等を踏まえた破壊モードが示されていることを確認。</p> <p>② 上記①から、各評価対象部位に選定した機能喪失要因と、その選定理由が示されていることを確認。また、選定された以</p>	<p>(i) 評価対象部位における機能喪失要因は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 機器喪失要因となる破壊モードについて、以下の7つが挙げられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 延性破壊 ・ 座屈 ・ 変形 ・ 脆性破壊 ・ 疲労破壊 ・ 高温劣化（シール部） ・ 破損（締付けボルト） <p>② 上記①で挙げられた機能喪失要因について、各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由については表1のとおりであり、以下に各評価部位で選定された機能喪失要因が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>外の要因については考慮が不要である根拠が示されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 延性破壊 b. トップヘッドフランジ 延性破壊、変形、高温劣化（シール部） c. 機器搬入用ハッチ 延性破壊、変形、高温劣化（シール部） d. サプレッション・チェンバアクセスハッチ 延性破壊、変形、高温劣化（シール部） e. 所員用エアロック 延性破壊、変形、高温劣化（シール部） f. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ 接続配管 延性破壊 ・ スリーブ 延性破壊 ・ 平板類 延性破壊、変形、高温劣化（シール部） ・ セーフエンド 延性破壊 ・ 伸縮継手 疲労破壊 g. 電気配線貫通部 延性破壊、高温劣化（シール部） h. 原子炉格納容器隔離弁 <ul style="list-style-type: none"> ・ 不活性ガス系バタフライ弁 延性破壊、変形、高温劣化（シール部） ・ 移動式炉心内計装ボール弁 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(3) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準は妥当か。</p> <p>(i) 構造健全性で用いる評価手法と評価対象部位の分類方法を確認する。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格を確認。</p> <p>② 評価方法による評価対象機器の分類を確認。</p>	<p>(i) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格は以下の3つであることを確認した。</p> <p><u>実験結果：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電力会社等による共同研究（電共研）、原子力発電技術機構（NUPEC）での試験結果等による評価 <p><u>規格：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価 ・ 設計・建設規格の準用等による評価 <p>② 評価方法による評価対象機器の分類は、以下に示す「第2図 評価方法による評価対象機器の分類」に示されており、選定された評価対象機器は、第2図のフローにしたがって分類されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）		
	<div style="text-align: center;"> <p>評価対象機器の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器本体 一般構造部、構造不連続部 ・トップヘッドフランジ フランジ部 ・機器搬入用ハッチ 円筒胴、鏡板、フランジ部 ・サブプレッション・チェンバアクセスハッチ 円筒胴、鏡板、フランジ部 ・所員用エアロック 円筒胴、隔壁、扉板、シール部 ・配管貫通部 接続配管、スリーブ、平板類、セーフエンド、伸縮継手 ・電気配線貫通部 アダプタ、ヘッダ、モジュール ・原子炉格納容器隔離弁 耐圧部（弁箱）、シール部 <p>機能喪失要因の抽出と評価方法の設定</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; text-align: center;">構造部（規格を用いた評価）</td> <td style="width: 50%; text-align: center;">シール部（試験結果等を用いた評価）</td> </tr> </table> <p>既往研究又は解析結果等を活用した評価により確認</p> <p>第3表の評価方法(c)参照</p> <p>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価により確認できる</p> <p>Yes</p> <p>第3表の評価方法(a)参照</p> <p>No</p> <p>設計・建設規格の準用等による評価により確認</p> <p>第3表の評価方法(b)参照</p> </div> <p style="text-align: center;">第2図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	構造部（規格を用いた評価）	シール部（試験結果等を用いた評価）
構造部（規格を用いた評価）	シール部（試験結果等を用いた評価）		

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかを確認。</p>	<p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p><u>電共研及び NUPEC での試験結果による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トップヘッドフランジの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の開口量評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 機器搬入用ハッチの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の開口量評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の開口量評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 所員用エアロックの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の開口量評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 配管貫通部のうち平板類の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の開口量評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 電気配線貫通部の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、電共研、NUPEC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた機密性能確認結果に基づき 200℃、2Pd における耐漏えい性を評価し、判定基準「設計漏えい量を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、実機を模擬した漏えい確認試験の結果に基づき評価し、判定基準「設計漏えい量を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装ポール弁）の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部についてガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 <p><u>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器本体のうち一般構造部の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格 PVE-3230 (2) a 項の評価式を準用し、200℃における許容応力を 2/3Su として許容圧力を評価し、判定基準「2Pd+重大事故時の水頭圧を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。また、既工事計画認可申請書で認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、200℃における応力評価を行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 原子炉格納容器本体のうち構造不連続部の機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書で認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、200℃における応力評価を行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ トップヘッドフランジの機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格 PVE-3700 の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 機器搬入用ハッチのうち、円筒胴及び鏡板の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格の評価式を準用し 200℃における許容応力を 2/3Su として許容圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。また、機器搬入用ハッチについては、既工事計画認可申請書で認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、200℃における応力評価を行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ サプレッション・チェンバアクセスハッチのうち、円筒胴及び鏡板の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格 PVE-3230 (2) a 項の評価式を準用し 200℃における許容応力を 2/3Su として許容圧力を評価し、判定基準「2Pd+重大事故時水頭圧を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。また、サプレッション・チェンバアクセスハッチについては、既工事計画認可申請

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>書で認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、200℃における応力評価を行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。所員用エアロックのうち円筒胴の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格の評価式を準用し 200℃、2Pd において応力評価を行い、200℃における許容応力を 2/3Su として許容圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所員用エアロックのうち隔壁の機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書で認可された評価値を準用し、200℃における応力評価を行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 配管貫通部のうち接続配管の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を行い、判定基準「1 次、2 次応力が許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 配管貫通部（スリーブ本体、平板、セーフエンド）の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、設計・建設規格 PVE-3230、3410、3611 を準用し、200℃における許容応力を 2/3Su として許容圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 配管貫通部（スリーブ取付部）の機能喪失要因である延性破壊については、自重、圧力及び原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、既工事計画認可申請書と同様の手法で行い、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 伸縮継手の機能喪失要因である疲労破壊については、設計・建設規格 PVE-3810 に準拠し疲労評価を行い、判定基準「疲労累積係数 1 を下回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 電気配線貫通部（アダプタ、ヘッダ）の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格 PVE-3410、3611 を準用し、200℃における許容応力を 2/3Su として許容圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁、移動式炉心内計装ボール弁）の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格別表 1-1 に基づき弁の許容圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施するとしていることを確認した。
<p>(4) 各評価対象の評価結果は判定基準を満足しているか。 (i) 上記(3)で示した評価方法に基づき、各評価対象は判定基準を満足していることを確認する。</p>	<p>(i) 各評価対象は判定基準を満足していることを以下のとおり確認した。 原子炉格納容器、トップヘッドフランジ、原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入用ハッチ、サブプレッション・チェンバアクセスハッチ、所員用エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を第 4 表のとおり確認した。また、トップヘッドフランジ、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。</p> <p>補足説明資料（参考資料-3 改良 EPDM 製シール材における各種試験について）において、改良 EPDM 製シール材の試験の詳細と結果が示されている。</p> <p>補足説明資料（参考資料-8 バックアップシール材のシール機能について及び参考資料-9 バックアップシール材塗布による設計影響について）において、改良 EPDM の試験の詳細と結果及び悪影響がないことが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項

確認結果（東海第二）

第2表 評価結果まとめ

第4表 評価結果まとめ（1/2）

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値 ^{※1}	判定基準	評価結果
原子炉格納容器本体	一般構造部	設計・建設規格を準用 既工認の評価値を準用 した評価	200℃ 2Pd	許容圧力：0.693MPa[gage] (円筒胴部) 発生応力：[]	[] gage] (2Pd+SA 時の 水頭圧)以上 281MPa 以下	破断せず
	構造不連続部	既工認の評価値を準用 した評価	200℃ 2Pd	発生応力：[] (疲労累積係数 [])	422MPa 以下 (疲労累積係数 1 以下)	破断せず (1 以下)
トップヘッドフランジ	構造部 (フランジ, ボルト)	フランジ：PVE-3700 ボルト：工認手法	2Pd	発生圧力 (フランジ)：185MPa 発生応力 (ボルト)：[]	422MPa 以下 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持 ^{※2}
機器搬入用ハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用 した評価 設計・建設規格準用 工認手法	200℃ 2Pd	許容圧力 (円筒胴)：2.445MPa[gage] 許容圧力 (鏡板)：10.110MPa[gage] 発生応力 (ボルト)：[]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持 ^{※2}
サブプレッション・チェン バアクセスハッチ	構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	既工認の評価値を準用 した評価 設計・建設規格準用 工認手法	200℃ 2Pd	許容圧力 (円筒胴)：4.493MPa[gage] 許容圧力 (鏡板)：10.637MPa[gage] 発生応力 (ボルト)：[]	[] gage] (2Pd+SA 時の 水頭圧)以上 576MPa 以下	破断せず
	シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[] (内側), [] (外側)	許容開口量 [] 以下	シール機能維持 ^{※2}
所員用エアロック	構造部 (円筒胴)	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力：3.716MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	構造部 (隔壁)	既工認の評価値を準用 した評価	2Pd	発生応力：[]	422MPa 以下	破断せず
	シール部 (扉板シール 部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量 [] 以下	シール機能維持 ^{※2}
	シール部 (その他シール 部)	ガスケット試験 材料仕様	200℃	200℃以上	200℃以上	シール機能維持 ^{※3}

※1 複数評価している項目は最も厳しい値を記載
 ※2 フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認
 ※3 シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認
 ※4 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

第4表 評価結果まとめ（2/2）

評価対象	評価点	評価方法	評価条件	評価値 ^{※1}	判定基準	評価結果	
配管 貫通部	接続配管	同左	代表配管：PPC-3520, PPC-3530	200℃ 2Pd	発生応力 (X-31)：169MPa	許容応力 (257MPa) 以下	破断せず
	スリーブ	スリーブ本体	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力 (X-18)：26.617MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		スリーブ取付部	工認手法	2Pd	発生応力 (X-31)：250MPa	許容応力 (422MPa) 以下	破断せず
	平板類	構造部 (ボルト締め平板)	設計・建設規格を準用	2Pd	許容圧力 (X-28)：1.90MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		構造部 (フランジ, ボルト)	J I S B 8265	2Pd	発生応力 (X-28 フランジ)：124MPa 必要有効断面積 (X-28 ボルト)：1.212 × 10 ³ mm ²	許容応力 (281MPa) 以下 総有効断面積 (6.765 × 10 ³ mm ²) 以下	破断せず
		シール部 (フランジ, ガスケット)	文献の理論式	200℃ 2Pd	開口量：[]	許容開口量 [] 以下	シール機能維持 ^{※2}
	セーフエント	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (X-18)：4.529MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
伸縮継手	同左	設計・建設規格を準用	2Pd	疲労累積係数 (X-14)：[]	疲労累積係数 1 以下	1 以下	
電気配線 貫通部	アダプタ	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：10.645MPa[gage] 許容圧力 (高圧)：10.619MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	ヘッド	同左	設計・建設規格を準用	200℃ 2Pd	許容圧力 (低圧)：27.948MPa[gage] 許容圧力 (高圧)：10.69MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
	モジュール	シール部 (モジュール)	電気ベネ共研, N U P E C 試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持 ^{※4}
原子炉 格納容器 隔離弁	不活性ガス 系バタフライ 弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.40MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		弁シート部	漏えい確認試験	200℃ 2Pd	漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持 ^{※4}
	T I P ボール 弁	耐圧部 (弁箱)	レーティング設計	200℃ 2Pd	許容圧力：1.32MPa[gage]	0.62MPa[gage] (2Pd) 以上	破断せず
		シール部	ガスケット試験	200℃ 2Pd	200℃以上	200℃以上	シール機能維持 ^{※3}

※1 複数評価している項目は最も厳しい値を記載
 ※2 フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認
 ※3 シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認
 ※4 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

4. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器内部に設置されている貫通部等は限界圧力・温度の環境下においても閉じ込め機能を維持できる結果となっているか。</p> <p>(i) 1.～3.の内容を踏まえ、原子炉格納容器は限界温度・圧力の環境下においても機能を維持できることを確認。</p>	<p>第37条第2項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。</p> <p>同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認している。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認している。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※¹）。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（ドライ条件に換算して水素濃度が13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。）</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を掘り原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>上記の評価項目(a)及び(b)において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。</p> <p>申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する圧力（以下「限界圧力」という。）及び温度（以下「限界温度」という。）として最高使用圧力の2倍（2Pd）及び200℃を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるトップヘッドフランジ、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。</p> <p>以上のことから、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、東海第二発電所の原子炉格納容器本体、トップヘッドフランジ、原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバアクセスハッチ、所員用エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下において構造健全性を有していること、トップヘッドフランジ、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部について、200℃、2Pdの環境下での機能を維持できることから、原子</p>

(※¹) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」としている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	炉格納容器は限界温度・限界圧力の環境下においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(1/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化 (シール部)	破損 (締付けボルト)
原子炉格納容器本体	○ 高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が原子炉格納容器本体に生じない	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	—
トップヘッドフランジ	○ 原子炉格納容器膨張による強制変位及び内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	—	○ フランジ部の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	× 締付ボルトに生じる応力は許容応力以下であり破損しない
機器搬入用ハッチ	○ 原子炉格納容器膨張による強制変位及び内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	—	○ フランジ部の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	× 締付ボルトに生じる応力は許容応力以下であり破損しない
サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	○ 原子炉格納容器膨張による強制変位及び内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	—	○ フランジ部の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	× 締付ボルトに生じる応力は許容応力以下であり破損しない
所員用エアロック	○ 高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 座屈しても破損には至らない	○ 扉の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	—

凡例

○：機能喪失要因として評価を実施
 ×：機能喪失要因として考慮するが、除外可能な理由がある
 —：対象外

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(2/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化 (シール部)	破損 (締付けボルト)
配管貫通部	接続配管	○ 原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用し、これに伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が接続配管に生じない	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—
	スリーブ	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力がスリーブに生じない	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—
	平板類	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	—	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 締付けボルトに生じる応力は許容応力以下であり破損しない
	セーフエンド	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力がセーフエンドに生じない	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—
	伸縮継手	—	—	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	○ 低サイクル疲労による疲労破壊	—
電気配線貫通部	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力がスリーブ、アダプタ、ヘッドに生じない	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	—

凡例
 ○：機能喪失要因として評価を実施
 ×：機能喪失要因として考慮するが、除外可能な理由がある
 —：対象外

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(3/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因		延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化 (シール部)	破損 (締付けボルト)
原子炉格納容器 隔離弁	不活性ガス系バタフライ弁	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 事故環境下におけるシール機能の低下(改良 EPDM 材へ変更)	—
	移動式炉心内計装ボール弁	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 事故環境下におけるシール機能の低下(改良 EPDM 材へ変更)	—

凡例
 ○：機能喪失要因として評価を実施
 ×：機能喪失要因として考慮するが、除外可能な理由がある
 —：対象外

解析コード

1. はじめに	付録 3-4
2. 有効性評価における物理現象の抽出	付録 3-5
2. 1 炉心損傷防止	付録 3-5
2. 2 格納容器破損防止	付録 3-5
2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止	付録 3-5
3. 抽出された物理現象の確認	付録 3-6
4. 適用候補とするコード	付録 3-6
5. 有効性評価に適用するコードの選定	付録 3-6
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性	付録 3-8
6. 1 SAFER	付録 3-8
(1) 重要現象の特定	付録 3-8
(2) 解析モデル	付録 3-8
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-9
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-9
(5) まとめ	付録 3-10
6. 2 REDY	付録 3-11
(1) 重要現象の特定	付録 3-11
(2) 解析モデル	付録 3-11
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-12
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-12
(5) まとめ	付録 3-14
6. 3 SCAT	付録 3-15
(1) 重要現象の特定	付録 3-15
(2) 解析モデル	付録 3-15
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-15
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-16
(5) まとめ	付録 3-18
6. 4 MAAP	付録 3-19
(1) 重要現象の特定	付録 3-19
(2) 解析モデル	付録 3-19
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-20
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-21
(5) まとめ	付録 3-23
6. 5 APEX	付録 3-23
(1) 重要現象の特定	付録 3-23

(2) 解析モデル	付録 3-24
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-24
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-25
(5) まとめ	付録 3-26

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード）

1. 要求事項

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」及び「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」は、有効性評価の手法として、①実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデル（コード）を用いること、②不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮することを求めている。

審査にあたっては、まず有効性評価で扱う事故シーケンスの解析で重要となる物理現象を正確に取り扱える解析コードを選定する必要がある。この審査のために①有効性評価における物理現象の抽出、②抽出された物理現象の確認（国内外の基準を用いて、抽出漏れが無いかどうかを確認）、③適用候補とするコードの選定、④有効性評価に適用するコードの選定（各コードの特性を比較し、対象となる物理現象に最適なものを選定）という流れで審査を行う。次に、選定されたコード毎に、⑤解析対象とする物理現象に対する解析精度の検証が行われているかの確認、⑥検証範囲を超えて使用する場合には、感度解析や同種他コードとの比較による不確かさ評価が行われているかの確認、という観点で審査する。

1. はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 有効性評価に使用するコードの検証方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認（例：信頼性が高い汎用コードであっても、ベンチマークなどの検証範囲に有効性評価の使用条件が含まれることを確認する必要がある）。</p> <p>② 有効性評価に使用する主要コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードと原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードの各々について検証方針が示されていることを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの「1. はじめに」の部分に、事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定（第2章）、階層構造分析の手法を参考に、第2章で抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認（第3章）、有効性評価において適用候補となるコードの検討（第4章）、事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について必要なモデルを備えているかの検討、および有効性評価で用いるコードの選定（第5章）、選定されたコード毎に申請解析で対象とする具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性の確認（第6章）、という構成で検証を行う方針であり、有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認した。</p> <p>② 解析コードのうち、炉心損傷防止対策の有効性評価で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同様な妥当性確認方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行った。他方、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による妥当性の確認が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の適切性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行った。</p>

2. 有効性評価における物理現象の抽出

2. 1 炉心損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 炉心損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心（核、燃料、熱流動） ・ 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む） ・ 原子炉格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p> <p>なお、津波浸水による最終ヒートシンク喪失については、全交流動力電源喪失及び崩壊熱除去機能喪失と共通していることから、解析コードを用いた評価を省略していることを確認した。</p>

2. 2 格納容器破損防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 格納容器破損防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である格納容器バウンダリ圧力・温度、放射性物質の総放出量、原子炉冷却材圧力、熔融炉心の侵食量等を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 格納容器破損防止の評価で扱うすべての格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼、熔融炉心・コンクリート相互作用）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心（核、燃料、熱流動） ・ 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む） ・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）（炉心損傷後） ・ 原子炉格納容器（炉心損傷後） <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンスの中で、解析コードを用いた評価を行うもの（反応度の誤投入）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心（核、燃料、熱流動） <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

3. 抽出された物理現象の確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 2. で抽出された物理現象に抽出漏れがないかのチェックを行っていることを確認</p> <p>① 国内外の基準（日本原子力学会の「統計安全評価の実施基準：2008」等）で推奨されている分析手法を用いて、2. で選択された物理現象以外に抽出すべきものがないかどうかを検討していることを確認。</p>	<p>① 米国NRCや日本原子力学会標準委員会が推奨するEMDAP(Evaluation Model and Assessment Process)に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、抽出した物理現象と輸送プロセスの関係を整理し、対応する物理現象がないものについて検討した結果、新たに抽出すべき物理現象がないことを判断していることを確認した。また、EURSAFEプログラム（2001～2003）で作成されたPIRTと、抽出された物理現象の対応関係を整理し、抽出されなかった物理現象について、有効性評価解析を実施する上で新たに抽出する必要がない理由を説明していることを確認した。</p>

4. 適用候補とするコード

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 有効性評価に使用する候補となるコードの選定が妥当であることを確認</p> <p>① 選定されたコードの各々について、機能の概要及び安全性評価への使用実績を示していることを確認。</p> <p>② 代表的なコードであっても、機能上の制限で使用が適切でないとの理由で候補から除外する場合には、その理由が具体的に説明されていることを確認。</p>	<p>① 適用候補とするコード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFER ・ CHASTE ・ REDY ・ SCAT ・ MAAP ・ APEX ・ 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード ・ ISCOR ・ LAMB ・ 短期間格納容器圧力応答解析コード ・ 長期間格納容器圧力応答解析コード ・ 可燃性ガス濃度解析コード ・ TRAC <p>（ただし、炉心動特性や燃料・炉心熱流動特性のみを評価対象とするコードは除く）の各々について、その機能の概要と安全評価への使用実績について記載されていることを確認した。</p> <p>② TRACについては、第4.1表「各コードの使用実績」に示すように米国の設計認証申請において適用実績を有するものの、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のある解析コードであるREDYが適用可能であるため、選定されたコードとの比較対象として、適宜、参考として解析結果の比較に用いることとする。</p>

5. 有効性評価に適用するコードの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応表から、事象毎に最適なコード（及び組み合わせ）を選定していることを確認。</p> <p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析で考慮すべき物理現象</p>	<p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析対象となるすべての事故シーケンスや格納容器破損モードにおいて必要となる解析モデルを備えているかを、整備状況に応じて4段階で評価した結果を対応表の形でまとめていることを確認した（第5.1表～第5.13表「抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>を扱う解析モデルを備えているかについて、対応表を作成していることを確認。</p> <p>② ①の対応表を基に、候補としたコード間で総合的に比較評価を行い、その中で最適と客観的に判断できるコードが有効性評価の対象とする事故シーケンス毎に選定されていることを確認。</p>	<p>② 上記の対応表を基に、コードの中で最も整備状況が良好なものを選定していることを確認した。有効性評価で使用する解析コードの選択結果が以下の通りであることを確認した。</p> <p>（１）炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析する上で原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能なSAFERを使用している。 ・ 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の熱水力挙動に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能なREDYを使用している。PCTの評価については、REDYの計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能なSCATを使用している。 ・ 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内で発生した水蒸気及び非凝縮性ガスが原子炉格納容器内へ長期間にわたり放出され、原子力格納容器内の温度及び圧力が上昇することから、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能なMAAPを使用している。 <p>（２）格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有するMAAPを使用している。 <p>（３）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能なAPEX及びSCAT (RIA用)を使用している。他の３事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性

6. 1 SAFER

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの一第1部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、SAFERは、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有し、原子炉圧力容器に接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの各種配管の破断事故、原子炉冷却材の喪失事故、原子炉冷却材保有量の異常な変化等を評価することが可能な熱水力過渡変化解析コードであるとしていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保存則 ・ 蒸気スリップ流（気泡上昇モデル、ドリフトフラックスモデル） ・ 炉心内流動（気液対向流モデル（Wallis型の相関式）、CCFLブレークダウンモデル、気液並行上昇モデル） ・ 破断流（臨界流モデル及び差圧流モデル） ・ 注水系（ECCS、RCIC及び代替注水設備） <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>炉心燃料については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料棒表面熱伝達モデル ・ 崩壊熱モデル ・ ジルコニウム-水反応モデル ・ 膨れ・破裂（被覆管の変形モデル） ・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定。以下、「ECCS性能評価指針」という）において使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価解析）に適用実績がある。

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件（スケール等）の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p> <p>③ 有効性評価解析の各熱伝達モードに対して、熱伝達相関式の妥当性の確認が行われていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達、二相流体の流動）のモデルについては、総合効果試験である TBL（※¹）、ROSA-Ⅲ（※¹）及び FIST-ABWR（※²）の解析結果により妥当性を確認している。 ・ 逃がし安全弁を含む原子炉圧力容器における重要現象のうち臨界流のモデルについては、TBL 試験、ROSA-Ⅲ試験及び FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認しており、二相流体の流動モデルについては FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認している。 ・ 炉心（燃料）における重要現象（燃料棒表面熱伝達）のモデルに用いる熱伝達相関式については、熱伝達相関式の実験データベースの参照及び妥当性確認実験の結果との比較より、有効性評価解析に対しても適用できることを確認している。 <p>（※¹）TBL と ROSA-Ⅲは、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置 （※²）FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置</p> <p>② 設計基準事故解析（ECCS の性能評価）の解析と同様に、TBL、ROSA-Ⅲ及び FIST-ABWR の総合効果試験の解析をもって、SAFER を有効性評価解析にも適用できることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、従来の BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価の解析）で用いていた熱伝達相関式を有効性評価解析にも適用できることをを説明した。具体的には、SAFER で使用している、Jens-Lottes の式（核沸騰熱伝達）、Dittus-Boelter の式（蒸気単相熱伝達）、修正 Bromley の式（低流量膜沸騰熱伝達）、Sun-Saha の式（噴霧流熱伝達）について、妥当性確認実験データや熱伝達相関式のデータベース（※）により、有効性評価解析の PCT 等のパラメータの変化範囲にも適用できることを示した。これにより、SAFER で使用している熱伝達相関式が有効性評価解析へ適用できると判断した。</p> <p>（※）従来から、ECCS の性能評価の解析への適用性に用いていた妥当性確認実験や熱伝達相関式データベースも含む。</p>

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 代替注水系による炉心再冠水の過程における熱伝達係数等の不確かさが検討されていることを確認。</p> <p>③ 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p>	<p>① 申請者は、PCTについては、有効性評価解析の結果が従来の妥当性確認実験データよりも高い1000℃程度に上昇するケースもあるため、申請者は、新たに、冷却材の物性値に関する適用範囲を検討し、1000℃付近の蒸気過熱度まで Dittus-Boelter の式（蒸気単相熱伝達）が適用できることを示した。これにより、SAFER で使用している熱伝達相関式が、PCT が1000℃付近においても適用できると判断した。</p> <p>② 申請者は、中小 LOCA（ECCS の性能評価）解析の結果と有効性評価の LOCA 時注水機能喪失の解析結果を比較し、事象進展が類似していることから、SAFER を有効性評価に適用できることを説明した。更に、有効性評価においては、再冠水に使用するのは ECCS 系に比べて注水能力が小さい代替注水系であるため、原子炉水位の上昇が ECCS 性能評価の解析より遅くなることから、再冠水過程における熱伝達係数等の不確かさの影響を説明した。具体的には、噴霧流冷却熱伝達の不確かさ、また、解析における二相水位変化に起因する燃料棒冷却（蒸気単相冷却）の不確かさを踏まえると、全体として PCT の不確かさは 20℃～40℃程度であると推定できることを説明した。これにより、再冠水過程における熱伝達係数等の不確かさの影響が PCT 評価に対して限定的であることから、SAFER を有効性評価に適用することは妥当であると判断した。</p> <p>③ 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに含まれており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 以上の確認結果から、有効性評価における SAFER の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① SAEFRIについての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く）における炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ ECCS性能評価指針」で適用性が認められており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価の解析）に適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 重要現象に係る解析モデルについて、対象となる炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く）に対して、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。 ((3) 妥当性確認（実験解析等）) ・ RELAP5/MOD3.3を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。 <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のSAFERの特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6. 2 REDY

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの—第3部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、<u>REDY は、制御系、熱水力、炉心動特性（一点炉近似動特性）、原子炉圧力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有し、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体の熱流動と炉心動特性との相互作用を評価することが可能なプラント過渡特性解析コードである</u>ことを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。炉心動特性のモデルについては</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 核特性モデル ・ 反応度モデル（ボイド・ドップラ、ボロン） <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>炉心燃料のモデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱モデル ・ 燃料棒モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保存則（質量、エネルギー） ・ 炉心ボイドモデル ・ 再循環系モデル ・ 逃がし安全弁モデル ・ 給水系モデル ・ ほう酸水拡散モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器のモデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器モデル ・ 逃がし安全弁モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>本コードは、実機プラントの起動試験などで妥当と確認されたものであり、BWR の原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過</u>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>「渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。</p>

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があるとして、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心の中性子動特性挙動に係る重要現象（核分裂出力、反応度フィードバック効果（ポイド、ドップラ））と炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ポイド率変化）のモデルについては、ABWR 実機試験等における中性子束、シュラウド外水位等の過渡変化挙動の解析結果により、妥当性を確認している。 ・ 炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ポイド率変化）のモデルについては、日本国内で実施されたポイドマップ確認試験等の解析結果により妥当性を確認している。 ・ 再循環系における重要現象（冷却材流量変化）のモデルについては、実機試験の解析結果により制御系の応答特性等の妥当性を確認している。 ・ 給水系（代替注水設備を含む）における重要現象（ECCS 注水）のモデルについては、実機試験の解析結果等により妥当性を確認している。 ・ 逃がし安全弁における重要現象（冷却材流出（臨界流、差圧流））のモデルについては、実機試験の解析結果により妥当性を確認している。 ・ 原子炉圧力容器内へのほう酸水注入に係る重要現象（ほう酸水拡散）のモデルについては、実機を模擬した試験装置（縮尺モデル）の試験結果を根拠に、ほう酸水が拡散しにくい保守的な設定している。 ・ 原子炉格納容器における重要現象（サプレッション・プール冷却）のモデルについては、空間的に原子炉格納容器を一体とし、基礎的な物理法則を適用した単純計算により保守性を確保している。

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p>	<p>① 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡事象に伴う原子炉出力評価に対して影響が大きいとされる動的ポイド係数及び動的ドップラ係数について、当該事象の進展に係る変化の様相の影響、一点炉近似動特性モデルの影響、炉心内の空間的な過渡変化による影響、評価炉心変更の影響等を考慮して、感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを確認している。本コードが、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ評価においては、「原子炉停止機能喪失」時の事象進展中における反応度係数（REDYコード用）の不確かさ</p> <p>③ REDY で取り扱えない重要現象の影響①事象進展中の出力分布変化の確認。</p> <p>④ REDY で取り扱えない重要現象の影響②核熱水力不安定現象の確認。</p>	<p>事象進展中の原子炉出力分布が一定として取り扱うことについても、感度解析等によりPCTの評価への影響が限定的であることを確認している。一点炉近似動特性モデルにおけるポロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。</p> <p>② 申請者は、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価において、原子炉設置変更許可申請書の添付書類八記載の平衡炉心サイクル末期の反応度係数に一律の係数（動的ボイド係数には1.25倍、動的ドップラ係数には0.9倍）を乗じた反応度係数をREDYの入力に用いており、その妥当性について説明した。具体的には、「原子炉停止機能喪失」時の炉心損傷防止対策の有効性評価解析では、原子炉出力が上昇する時間領域と下降する時間領域があることから、事象発生から140秒までの時間領域を、原子炉出力の変化の特徴に応じて、出力変動期（0秒～10秒：中性子束100%→560%→100%以下）、出力抑制期（10秒～40秒：中性子束約40%まで低下）、出力再上昇期（40秒～140秒：中性子束約180%まで再上昇）の3つのサブ領域に分け、各サブ領域における静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる摂動計算の結果（※¹）及び解析コード等の不確かさ（※²）並びにその他の要因に基づく安全余裕に基づき、事象進展中の反応度係数の変動範囲を示した。さらに、反応度係数の変動範囲がPCT（※³）の評価に与える影響を調べるために感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを示した。これにより、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価解析において、一律の係数（動的ボイド係数には1.25倍、動的ドップラ係数には0.9倍）を乗じた反応度係数を用いることは、妥当であることを確認した。</p> <p>（※¹）各サブ領域の炉心状態を踏まえて摂動の種類を選択し摂動計算を実施している。</p> <p>（※²）解析コード等の不確かさとは、解析コードの不確かさ、取替炉心設計段階の不確かさのこと。解析コードの不確かさには、REDYコードの不確かさの他に前処理コード（例：単位燃料集合体核特性計算コード）の不確かさも含む。</p> <p>（※³）SCATにより、PCTを評価している。</p> <p>③ 申請者は、REDYにおいて軸方向出力分布の時間変化が模擬できないことが、REDYが計算する炉心出力にどの程度影響を与えるかを説明した。具体的には、「原子炉停止機能喪失」時の事象進展中において、給水加熱喪失時に炉心入口サブクールが増加することにより軸方向出力分布が下方ピークにシフトすることから、下方ピーク分布を固定インプットデータとして、REDYの感度解析を実施し、原子炉圧力の変化量が0.14 MPa等、REDYの炉心出力への影響は限定的であり、PCT（※）の評価への影響も限定的であることを示した。これにより、軸方向出力分布の時間変化が模擬できないことによるREDYの出力への影響は小さいことを確認した。</p> <p>（※）次節で有効性評価への適用性を確認するSCATコードにより、PCTを評価している。ここは、REDYの炉心出力への影響だけを検討するため、SCATはノミナル軸方向出力分布を入力としており、下方ピーク分布にしていない。</p> <p>④ 申請者は、海外のBWRプラントにおいて、事象進展の過程で核熱水力不安定現象が発生した事例があることから、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価においても、原子炉高出力で低炉心流量状態の期間について、核熱水力不安定現象が発生する可能性及びその影響について説明した。具体的には、REDYでは、核熱水力不安定現象を取り扱うことができないことから、「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」の事象進展中における核熱水力不安定現象による中性子振動の影響を確認するため、REDYによる保守的な炉心出力等の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>時間変化を与える条件の下でTRAC（※）による参考解析を実施した。参考解析では核熱不安定が生じやすい熱水力的に厳しい解析条件を設定して実施していたことから、核熱水力不安定現象による中性子振動が大きくなる傾向が見られたが、この中性子振動に逃がし安全弁閉による中性子振動を重畳させても、その影響によるPCTの上昇幅は数十℃程度であることを示した。これにより、核熱水力不安定事象を取り扱えないREDYの解析結果でも、原子炉停止機能喪失事象の対策の有効性を判断できることを確認した。</p> <p>（※）他のコードでの解析結果を参照し、プラント挙動に大きな 差異がないことを確認するという目的で、原子炉の熱水力挙動を評価する多次元2流体モデル及び炉心の中性子動特性を評価する三次元中性子動特性モデルを使用し、米国において運転時の異常な過渡変化評価や原子炉スクラム失敗事象評価、安定性評価での適用実績がある（各LTR（Licensing Topical Report）に対してNRGの承認が得られている）TRACを用いた。</p>

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 以上の確認結果から、有効性評価における REDY の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① REDYの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「原子炉停止機能喪失」時の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、BWRの原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認や感度解析により検討が行われ、適用範囲が示されている。 ((3) 妥当性確認（実験解析等）) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価（感度解析等）) ・ RELAP5/MOD3.3を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。 <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のREDYの特性に応じた使用方法は、概ね妥当と認められる。</p>

6. 3 S C A T

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i)コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p> <p>※</p>	<p>① 追補2. Ⅲの-第4部の表2-2 「原子炉停止機能喪失における物理現象のランク（SCATコード）」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、SCATは、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算でき、燃料の熱的余裕及びPCTを評価することが可能な単チャンネル熱水力解析コードである」としていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける単一チャンネル内（燃料集合体内）の燃料棒の熱伝導及び熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていること及び本コードの入力の一部はREDYコードの解析結果を引き継いでいることを確認した。</p> <p>具体的には、燃料棒の熱伝導モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 出力分布モデル ・ 熱伝導モデル ・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル <p>について、熱流動のモデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保存則（質量、エネルギー、気液混相の運動量保存則） ・ 被覆管表面熱伝達モデル ・ 沸騰遷移評価モデル ・ リウエットモデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 本コードは、BWRの原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における最小限界出力比（MCPR）の評価に適用実績がある。一方、有効性評価では、新たに、原子炉停止機能喪失の事象で生じる沸騰遷移後のPCT及び燃料被覆管表面の酸化量を評価する。

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件（スケール等）の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心内の燃料棒表面熱伝達に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウエット）のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験（※）の解析結果により妥当性を確認している。 （※）平成 8 年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」、(財)原子力発電技術機構、平成 9 年 3 月（本試験は、平成 9 年度、平成 10 年度及び平成 11 年度にも実施されている。） 炉心内の沸騰遷移に係る重要現象（沸騰遷移評価モデル）のモデルについては、ATLAS 試験データの解析結果により妥当性を確認している。 炉心内の気液熱非平衡に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウエット）のモデルについては、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験の解析結果により妥当性を確認している。 炉心内の燃料被覆管における重要現象（燃料被覆管酸化）については、「ECGS 性能評価指針」において使用の妥当性が認められている Baker-Just 式により評価している。 <p>② SCAT の解析モデルは、①に記載している試験において検証されており、また、(4) 不確かさ評価（感度解析等）の確認結果②～④においては、検証解析条件（スケール等）については考慮されていることを確認した。</p>

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達モデルの適用性の確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱平衡に係る重要現象のモデル（被覆管表面熱伝達モデル、リウエットモデル）に用いる相関式が、有効性評価で着目する燃料被覆管温度の高温領域でも PCT を高めに評価する傾向を示すことを根拠に、PCT 評価の保守性が維持されていることを確認している。</p> <p>② 申請者は、被覆管表面熱伝達モデルの適用性について、従来の試験結果により、燃料被覆管温度が 500°C 程度までの適用性を示しており、更</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ PCT の高温領域におけるリウエットモデルの適用性の確認。</p> <p>④ 9×9 燃料（A 型）部分長燃料棒を考慮した評価の適用性の確認。</p>	<p>に、「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析が対象とする燃料被覆管温度の高温範囲（1,000℃付近まで）に対しても、被覆管表面熱伝達モデルの適用性を試験結果等により示した。具体的には、10×10 燃料模擬の 5×5 部分バンドル過渡沸騰遷移試験の解析結果より、SCAT で沸騰遷移後の熱伝達相関式として用いている修正 Dougall-Rohsenow 式が、PCT700℃～800℃の範囲において、PCT を高めに評価することを示した。さらに、PCT が 1,000℃付近の領域においては、修正 Dougall-Rohsenow 式を用いた熱流束の評価は蒸気の過熱度が増加するにつれて保守性が低下する傾向であることを踏まえ、熱水力的に厳しい蒸気単相状態を想定して、修正 Dougall-Rohsenow 式による PCT の評価値を蒸気単相熱伝達に適用される Dittus-Boelter 式（※）による評価値と比較することにより、修正 Dougall-Rohsenow 式の適用性を示した。具体的には、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価解析において最高 PCT が発生する第 3 及び第 4 スペーサ付近を蒸気単相状態と想定し、修正 Dougall-Rohsenow 式による PCT の評価値が Dittus-Boelter 式による評価値よりも高いことを確認し、PCT が 1,000℃付近までの領域について修正 Dougall-Rohsenow 式の保守性を維持できることを示した。これにより、SCAT で用いられている沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達モデルは、同コードが輻射熱伝達を無視することにより PCT を保守的に評価していることも考慮して、「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析に適用できることを確認した。</p> <p>（※）蒸気単相状態において、Dittus-Boelter 式は熱伝達を低く評価する。</p> <p>③ 申請者は、リウエットモデルの適用性について、従来の試験結果を用いて、燃料被覆管温度が 500℃程度までの適用性を示しており、更に、「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析結果の 1,000℃付近までの適用性について説明した。具体的には、当該相関式は PCT が高くなるとリウエット開始予測時刻を遅く評価する傾向にあること及び当該相関式に用いる PCT は修正 Dougall-Rohsenow 式により高温領域でも高め（※）に評価されることから、当該相関式により評価したリウエット開始予測時刻は遅くなり、当該相関式は高温領域でも保守性を維持される見込みであることを示した。更に、リウエット時刻を遅らせた感度解析から、PCT が緩やかな上昇を示した以降の状態において、当該相関式によるリウエット時刻の予測精度が PCT に及ぼす影響は大きくないことを示した。これにより、リウエット時刻の不確かさ評価を考慮し、試験データによる妥当性の確認時より厳しい予測結果を得るモデル条件の下での評価を実施することにより、PCT の高温領域においても当該相関式をリウエット開始時刻の評価に適用した結果が有効であることを確認した。</p> <p>（※）上記の確認結果②を参照</p> <p>④ 申請者は、PCT の高温領域において、9×9 燃料（A 型）の PLR が沸騰遷移後の燃料表面熱伝達に与える影響について、試験解析の結果等により、高温領域において、PLR が被覆管表面熱伝達モデル及びリウエットモデルの適用性に与える影響について説明した。具体的には、9×9 燃料（A 型）を模擬した 4×4 バンドル試験結果と解析結果との比較により、PCT が 500℃付近までの温度範囲では、修正 Dougall-Rohsenow 式とリウエット開始時刻の評価に用いる相関式の組み合わせは、PLR からの距離によらず燃料棒表面熱伝達を低く予測して PCT を高く評価することを示し、一方、リウエット時刻に関しては、PLR からの距離の違いによる影響が示唆されており、これは PLR による局所的な気相流速の変化が影響しているとの見方を示した。高温範囲においても、PLR による局所的な気相流速の変化は、温度によらず同様に生じると考えられることから、高温範囲においても、修正 Dougall-Rohsenow 式及び当該相関式を適用することで、PCT は高めに評価される見込みであることを示した。さらに、PCT が緩やかな上昇を示した以降の状態においてはリウエット時刻の予測精度が PCT に与える影響は大きくないこと（※）を考慮すると、PLR の存在により当該相関式によるリウエット時刻の予測精度に影響があったとしても、高温領域に当該相関式を適用するに当たっての取扱いに従うことで PCT の評価に与える影響は小さいことを示した。なお、これにより、PCT の高温領域において、PLR の影響を考慮しても、修正 Dougall-Rohsenow 式及び当該相関式を適用することで、PCT は PLR のない場合と同様に評価されることを確認した。なお、PLR のない 9×9 燃料（B 型）についても、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験の解析結果及び PCT 高温領域における解析モデルの適用性を申請者に示させ、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価に SCAT が適用できることを確認した。</p> <p>（※）上記の確認結果③を参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
⑤ 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。	⑤ 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに含まれており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
① 以上の確認結果から、有効性評価における SCAT の使用方法が妥当と判断できることを確認。	<p>① SCATの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「原子炉停止機能喪失」時における炉心の熱流動と燃料に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ 本コードは、沸騰遷移に至る前の炉心を対象としており、BWRの原子炉設置許可申請書等の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における沸騰遷移に至るまでの安全余裕の解析に適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認により検討が行われ、PCT評価に係る適用範囲が示されている。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等)) ・ RELAP5/MOD3.3 (※) を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。 <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のSCATの特性に応じた使用方法は、概ね妥当と認められる。</p>

6. 4 M A A P

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの一第5部の表2. 3-1「有効性評価の物理現象のランク（炉心損傷防止）」及び表2. 3-2「有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> <p>(参考)</p> <p>シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と、取り扱う物理現象毎に解析モデルの説明がなされていること。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器内、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を評価することが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 <p>また、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、炉心モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力 ・ 崩壊熱 ・ 熱水力モデル（伝熱） ・ 水位計算モデル <p>原子炉圧力バウンダリ内については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） ・ 原子炉圧力バウンダリ破損モデル ・ 破断流モデル <p>原子炉格納容器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） ・ 水素発生 ・ 格納容器破損モデル <p>安全系モデルについては、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS ・ 格納容器スプレイ ・ 主蒸気逃がし安全弁 <p>デブリ挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ヒートアップ ・ リロケーション ・ 原子炉圧力容器下部プレナムでのデブリ挙動 ・ 原子炉圧力容器破損 ・ 原子炉圧力容器破損後の高圧炉心デブリ放出 ・ 格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉格納容器下部（ペDESTAL内）でのデブリ挙動（落下及び溶融プール、溶融プールの伝熱、コンクリート浸食） <p>FP挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ FP放出 ・ 遷移・輸送 ・ 崩壊熱 <p>に関し、解析モデルの説明がなされていることを確認した。 また、本コードの使用実績については、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。 <p>（参考） FP挙動におけるソースターム上の扱いについての追加説明と、FP放出速度に関する不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者がPHEBUS-FP（FPT1）実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高めに評価し、FP放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、ABCOVE実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていることを確認した。</p>

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があるとして、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p>
<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析及びBWRの炉心溶融過程を模擬したCORAX実験解析により妥当性を確認している。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析や類似する解析コードとの比較により定性的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析や類似する解析コードとの比較を通じて、解析結果の妥当性が評価されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし安全弁における重要現象（冷却材放出）については、放出流量が設計値に基づいて設定されている。 ・ LOCA 破断口における重要現象（臨界流：Henry- Fauske のモデル）については、Marviken 試験装置による実験の結果より、妥当性を確認している。 ・ 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験、及び CSTF 実験の解析により妥当性を確認している。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性を確認している。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性を確認を行っている。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性を確認している。

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>① MAAPは特に不確かさが大きいと考えられることから、MELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認した。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得た。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者に対し感度解析による不確かさ評価を行うよう求めた。不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」時及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断LOCA）」時の事象進展中における炉心露出開始時間について、SAFERとの比較により不確かさを評価していることを確認した。また、FCI、DCH、MCCIの各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② MCCI の解析では、溶融燃料の落下条件により解析結果が大きく変動する場合については、デブリジェット径、微粒子化割合、キャビティ床面上の水量及び水温、溶融燃料の落下の緩急、キャビティ床面上の広がり方の違い等を考慮した感度解析を実施する必要がある。</p>	<p>② 申請者の説明では、落下した溶融炉心がペDESTAL床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し、DEFOR試験や OECD-MCCI試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>感度解析は、以下のパラメータについて実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャビティ水深 ・エントレインメント係数 ・炉心デブリの広がり面積 ・水-炉心デブリ間の熱伝達係数 ・上記パラメータの組み合わせの影響 <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合、コンクリート侵食は最大約23cmとなり、実際のペDESTALの厚さ（約1.5メートル）及びペDESTAL床面のコンクリート厚さ（数メートル）と比較して十分に小さいことを確認した。</p> <p>また、BWRプラントでは、ペDESTAL床面がPWRのキャビティ床面より狭いため、申請者は、落下した溶融炉心の堆積量が高くなることを踏まえ、OECD MCCI試験で報告された珪酸系コンクリートにおける侵食の非均一性及び異方性について、有効性評価において感度解析により不確かさ評価を行っている。これにより、コンクリート侵食非均一性及び異方性に関する感度解析の結果が、米国SNLで実施されたSURC4試験及びOECD-MCCI試験の結果を踏まえたものであることを確認した。</p> <p>(参考 1)</p> <p>申請者は、炉心損傷防止対策の有効性評価において、原子炉圧力容器内の熱水力モデルの不確かさ及びその影響について説明した。具体的には、原子炉水位の低下が比較的緩慢な「高圧注水・減圧機能喪失」及び原子炉水位の低下が比較的速い「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）」の2つの事故シーケンスグループを対象に、SAFER と MAAP との解析結果を比較した。この比較により、事象発生から炉心が再冠水するまでの短期間の原子炉水位変化については両コード間の解析結果の差異が小さいこと、長期間の原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱流動は崩壊熱の影響が支配的となることから、両コード間の熱水力モデルの差異が原子炉格納容器内の温度及び圧力の長期的な推移に与える影響は小さいことを示した。これにより、原子炉圧力容器内の熱水力モデルの不確かさは、有効性評価における原子炉格納容器内の長期間の熱水力挙動評価に対して、影響が小さいと判断した。</p> <p>(参考 2)</p> <p>申請者は、今までの FCI 現象の知見を整理し、大規模な水蒸気爆発に至る可能性及び圧カスパイクの不確かさ評価を説明した。具体的には、FARO 実験（欧州委員会 JRC）、KROTOS 実験（欧州委員会 JRC）、ALPHA 実験（旧日本原子力研究所）、COTELS 実験（旧 NUPEC）、SERENA 実験（OECD/NEA）（※）について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、FCI の知見を踏まえ、溶融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧カスパイクについて、ペDESTAL水深、溶融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組合せを含む感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>(※) フェーズ 2 において、KROTOS 実験及び TROI 実験の装置を使用した実験が実施されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 以上の確認結果から、有効性評価における MAAP の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① MAAPの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、BWR実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 実験による妥当性の確認や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) <p>なお、不確かさ評価に先立ち、これまでにMELCORによりモデルプラントを対象とした複数の事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等))</p> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のMAAPの解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。</p>

6. 5 A P E X

（1）重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの-第6部の表2. 3-1「有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

（２）解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> <p>② APEXのように、複数のコードの出力を入力とする場合は、各コードが作成する入力データを整理して確認。</p> <p>③ 検出器（SRNM、IRM）モデルが、スクラム開始時刻を遅く評価するように保守的となっていることを確認。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、一点炉近似動特性方程式、定常の２次元(RZ)拡散方程式等を用いて、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等が可能な解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEXの解析結果を入力として、SCAT（RIA用）を用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価することを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。炉心動特性のモデル（APEX）については</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 一点近似動特性モデル ・ 二次元（RZ）拡散モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>炉心燃料のモデル（SCAT）については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱伝導モデル ・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>原子炉熱流動モデル（SCAT）については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料棒表面熱伝達モデル ・ 沸騰遷移評価モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ APEXとSCAT（RIA用）は、BWRの原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に使用されているものと同様である。「反応度の誤投入」時の物理事象が、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」と基本的に同一の物理現象を扱い、反応度の投入量も少ないことから、本コードは「反応度の誤投入」時の有効性評価に対して適用性がある。 <p>② APEXの入力である初期炉心状態、引抜制御棒反応度及びスクラム反応度は、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる評価結果を用いており、動特性パラメータ、核定数等は、単位燃料集合体核特性コードの評価結果を用いていることを確認した。</p> <p>③ 事故シーケンス「反応度の誤投入」では、制御棒引き抜きに伴い出力が上昇した後、中間領域計装（以下「IRM」という。）の中性子束高信号、又は起動領域計装（以下「SRNM」という。）の原子炉周期短信号が発生して原子炉スクラムし、事象が収束する。「IRM」のモデルでは、IRM検出器周囲の出力ピーキング係数を小さめに設定し、「SRNM」のモデルにおいては、SRNMの計数率の上昇率が炉心平均出力の増加率より小さく評価することから、スクラム時刻を保守側（遅め）に評価することを確認した。</p>

（３）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した２つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② APEX のように、複数のコードの出力を入力とする場合は、個々のコードに分離して段階的に検証を行っていることを確認（すべてを一括して総合的に検証する場合には、個々のコードの解析誤差が相殺されて、偶然に良好な結果が得られる可能性を排除できない）。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ APEX の炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラ反応度フィードバック効果等）については、SPERT-III E-core 実験の解析結果により、総合的に妥当性を確認している。 <p>② APEX の入力を作成するのコード毎に、そのコードの機能の検証に適した実験を選定して検証を行い、誤差を積み上げることにより総合的な誤差評価が行われていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ドップラ反応度フィードバック効果については、核定数としてのドップラ反応度係数（※¹）を Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較により検証し、また実効遅発中性子発生割合（※²）を MISTRAL 臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。 ・ 制御棒反応度値（※³）については、実機での制御棒値測定試験の解析結果により妥当性を確認している。 <p>（※¹） 核定数は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。Hellstrand の式の実効共鳴積分の温度依存性と単位燃料集合体核計算コードによる実効共鳴積分の温度依存性の比較をしている。</p> <p>（※²） 実効遅発中性子割合は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。単位燃料集合体核計算コードによる解析値と試験の測定値を比較している。</p> <p>（※³） 制御棒反応度値は APEX の入力データであり、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより求めている。</p>

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 2次元(RZ)体型への縮約に伴う不確かさの影響を確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、「反応度の誤投入」時において、投入反応度量及び燃料エンタルピ増分の評価に対して影響が大きいと思われるドップラフィードバック効果及び制御棒反応度値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。</p> <p>② RZ 体系への縮約に伴う不確かさが解析結果に及ぼす影響を、縮約を介さずに炉心三次元体系で動特性解析を行うことができる三次元動特性解析コードTRACG Ver.5（以下「TRACG」という。）を用いて評価した結果、APEXコードの二次元（RZ）体系への縮約操作に伴う不確かさが、判断指標に対する結論に影響を与えるものでないことを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 以上の確認結果から、有効性評価における APEX の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>APEXの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「反応度の誤投入」時の事象進展中における炉心の中性子動特性等と単チャンネル熱水力解析に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。（(1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル） ・ 本コードについては、BWRの原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に適用実績がある（(2) 解析モデル） ・ 重要現象が「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の物理現象に包含されることから、本コードは「反応度の誤投入」時の解析に適用できる。（(3) 妥当性確認（実験解析等）） ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。（(4) 不確かさ評価（感度解析等）） <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のAPEXの特性に応じた使用方法は、概ね妥当と認められる。</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1.0）

（１）重大事故等対処設備に係る事項	1.0-2
①切り替えの容易性	1.0-2
②アクセスルートの確保	1.0-2
（２）復旧作業に係る要求事項	1.0-6
①予備品等の確保	1.0-6
②予備品等の保管場所	1.0-6
③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保	1.0-7
（３）支援に係る要求事項	1.0-8
（４）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備	1.0-10
①手順書の整備	1.0-10
②教育及び訓練の実施	1.0-13
③体制の整備	1.0-16

1.0 共通事項

（1）重大事故等対処設備に係る事項

①切り替えの容易性

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】（注：Ⅱ 要求事項の再掲。以下同じ。） 発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>①「本来の用途以外の用途」を明確にしているか確認する。</p> <p>②「本来の用途以外の用途」として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順が適切に整備されていること、手順に従って確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「切り替えの容易性」に係る方針等について、以下のとおりであることを確認した。</p> <p>①本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統の構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。</p> <p>②切替えの容易性について、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（1）①にのっとり、重大事故等に対処するための系統構成を通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.1）には、本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備、本来の用途以外で使用する自主対策設備、対応手順の抽出及び重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順が示されている。</p>

②アクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方） ①可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する方針であることを確認する。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であることを確認する。確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>アクセスルートの確保について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（1）②にのっとり実施する。 なお、申請者は、アクセスルートの確保について、「屋外アクセスルートの確保」と「屋内アクセスルートの確保」に分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>（基本的な考え方） ①想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する方針であること。また、基準津波を超え敷地に遡上する津波による影響を受けない高所に、アクセスルートを少なくとも1ルート確保する方針であることを確認した。 また、屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>②アクセスルートの確保にあたり、想定される自然現象等を考慮していることを確認する。</p> <p>③アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④重大事故が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤アクセスルートの確保は、設計で対応することを基本とするが、運用が整備されないと車両等の通行性が確保されない場合は、通行に支障が無いよう考慮した運用の方針が示されていることを確認する。</p>	<p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、発電所構内の地形や敷地の使用状況等の特徴を踏まえた、屋内外のアクセスルート確保の考え方が示されている。</p> <p>②想定する自然現象として、10事象^{※1}を考慮し、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、5事象^{※2}を選定するとともに、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>※1 10事象；地震、津波（敷地に遡上する津波を含む）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、火山の影響、森林火災及び高潮 ※2 5事象；飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、想定する自然現象等とその選定の考え方並びにそれらがアクセスルート等へ与える影響評価結果が示されている。</p> <p>敷地に遡上する津波の影響については、敷地に遡上する津波の影響を受けない高所（T.P. +11m 以上）に、基準地震動 Ss の影響を受けないアクセスルートを少なくとも 1 ルート確保することにより、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び緊急時対策所等から接続場所までの移動・運搬を可能とする。</p> <p>③屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>④屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間時及び停電時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p> <p>⑤アクセスルートの確保は、障害物除去等を除き、設計で対応する。 なお、東海第二発電所の敷地に遡上する津波の影響を受けた場合には、迂回路も含めた複数のアクセスルートの中から、運搬、移動に係る優位性を考慮してアクセスルートを抽出し、確保する。</p>
<p>2. 屋外アクセスルートの確保</p> <p>①屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>②屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認しているか確認する。</p>	<p>2. 「屋外アクセスルートの確保」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>①重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替交流電源設備等）の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>②屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物の損壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設構造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③屋外アクセスルートの確保にあたり、想定する自然現象等による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>④アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>確保する。 また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。 津波の影響については、防潮堤内に設置し基準津波の影響を受けず、また、基準地震動Ssに対して影響を受けない、若しくは重機等による復旧をすることにより、複数のアクセスルートを確保する。 敷地に遡上する津波の影響については、敷地に遡上する津波の影響を受けない高所（T.P. +11m以上）に、基準地震動Ssの影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート確保することにより、可搬型重大事故等対処設備の保管場所及び緊急時対策所等から接続場所までの移動・運搬を可能とする。</p> <p>③屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルートに加え、防護具等の装備により通行に影響はない。</p> <p>④屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。 地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。 液化化、揺すり込みによる不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、アクセスルートに影響がある場合は事前対策（路盤補強等）を講じる。想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧と土のうによる段差解消対策により、通行性を確保する。 屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対しては、ホイールローダ等の重機による撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダによる除雪又は除灰を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、アクセスルートについては融雪剤を配備し、車両は凍結及び積雪に対処したタイヤを装着し通行性を確保する。 屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物・危険物管理）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。 屋外アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）では、地震時に期待する屋外アクセスルートの成立性を確認するため、アクセスルート確保に影響を与えると想定されている構造物等を網羅的に抽出し、波及的影響の観点から評価を行っている。</p>
<p>3. 屋内アクセスルートの確保</p> <p>①重大事故発生時における屋内アクセスルートを確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>②地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、想定する自然現象等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③屋内アクセスルートの確保にあたり、重大事故等時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確</p>	<p>3. 「屋内アクセスルートの確保」のための方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>①重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ等）の操作場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、あわせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>②屋内アクセスルートは、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。 また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として選定する飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>③屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）以外の自然現象に対しても、外部からの衝撃による損傷の防止が図られたアクセスルートを選定する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については、「添付書類八 1.5.1.2 火災発生防止に係る設計方針」に示す。</p> <p>機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p> <p>屋内アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時には、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）では、重大事故等時に必要となる屋内での現場作業場所までのアクセス性について、地震被害（倒壊・損壊）、地震随伴火災、地震随伴溢水を評価し、要求時間内にアクセス可能であることが示されている。</p>

（２）復旧作業に係る要求事項

①予備品等の確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 予備品等の確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】 1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>②有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「予備品等の確保」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保することとしていることを確認した。</p> <p>具体的には以下の方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ○単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ○復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 <p>②多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることとしていることを確認した。</p> <p>③予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保することを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.3）には、予備品及び予備品の取替えに必要な機材並びにそれらの保管場所が示されている。</p>

②予備品等の保管場所

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>①予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の</p>	<p>1. 「保管場所の確保」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波（敷地に遡上する津波を含む）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>む)による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.3）には、予備品の保管場所は可搬型重大事故等設備の保管場所と同じであることが示されている。</p>

③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>①設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項 (2) ③にのっとり、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1. (2) アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。</p>

（3）支援に係る要求事項

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 支援に係る要求事項</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。 また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。 さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>①発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p> <p>②プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>1. 「支援に係る要求事項」について、以下の方針で実施していることを確認した。</p> <p>①重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、<u>本発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</u>重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、上記に示す、あらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）を整理し、発電所構内に確保している燃料及び必要な資機材が、その選定の考え方を含めて示されている。</p> <p>②<u>プラントメーカー、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関</u>とは平時から必要な連絡体制を整備する等の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、<u>協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め</u>、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料の供給の協定を締結し、発電所を支援する体制を整備する。</p> <p>重大事故等発生後、本店対策本部が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社等から現場操作対応等を実施する要員の派遣、事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等、重大事故等発生後に必要な支援及び要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるように支援計画を定める。</p> <p>資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材が示されている。</p> <p>③<u>本発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）</u>、<u>予備品、燃料等について</u>支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう、<u>事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。</u></p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	補足説明資料（添付資料 1.0.4）では、原子力事業所災害対策支援拠点の候補地及び同拠点における必要な資機材、通信機器等の整備状況等が示されている。

（４）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

①手順書の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 手順書の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>①全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「情報の収集及び判断基準」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等又は敷地を一部共用する東海発電所との同時被災等の状態において、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、運転手順書及び災害対策本部手順書にまとめる。 発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるように、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を災害対策本部手順書に整備する。</p>
<p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p>【解釈】 b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>①海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>2. 「判断に迷う操作等の判断基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。 具体的には、次のような手順を運転手順書又は災害対策本部手順書に整備する。 ○原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。 ○炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるように判断基準を明確にした手順を整備する。 ○原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるように判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し、この運転操作手順書に従い、災害対策部長の権限と責任において、当直発電長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>○全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p>
<p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>①財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>②当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部手順書に整備する方針であること。</p>	<p>3. 「財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。</p> <p>②重大事故等時の運転操作において、当直発電長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること</p> <p>③重大事故等時の発電所の災害対策本部の活動において、重大事故等対策を実施する際に、本発電所の災害対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を災害対策本部手順書に整備する方針であること。</p>
<p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>①事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>4. 「手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。 具体的には、次の様な手順等を整備している。 ○重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の当直（運転員）と災害対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転手順書及び災害対策本部手順書を適切に定める。 ○運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。 ○災害対策本部手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>②運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。 主な具体的な移行基準等は、以下のとおりとしている。 ○異常又は事故の発生時、警報処置手順書により初期対応を行う。 ○警報処置手順書に基づく対応において事象が進展した場合には、警報処置手順書から非常時運転手順書（事象ベース）に移行する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>○警報処置手順書及び非常時運転手順書（事象ベース）で対応中に、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。</p> <p>ただし、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、非常時運転手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については、非常時運転手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）に移行する。</p>
<p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>①重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する方針であること。</p> <p>②重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。</p> <p>③有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。</p>	<p>5. 「状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備」について、以下の方針に従い手順等を整備していることを確認した。</p> <p>①重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータをあらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転手順書及び災害対策本部手順書に明記する方針であること。</p> <p>整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源の喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を災害対策本部手順書に明記する。</p> <p>②重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を災害対策本部手順書に整理する方針であること。</p> <p>③有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員等が使用する運転手順書、災害対策要員のうち災害対策本部において対処する要員が使用する災害対策本部手順書に整理する方針であること。</p> <p>有効性評価等にて整理した有効な情報について、当直（運転員）が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に整理する。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、災害対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、災害対策本部手順書に整理する。</p>
<p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(1) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p>	<p>6. 「前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順」について、以下の方針に従い手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>①重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>②前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。</p> <p>②前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。 具体的には、以下に示す手順等を整備するとしている。 ○台風進路に想定される場合には、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を運転手順書に整備する。 ○竜巻の発生が予測される場合には、車両の退避又は固縛の実施、クレーン作業の中止、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する手順を運転手順書及び災害対策本部手順書に整備する。 ○その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を運転手順書及び災害対策本部手順書に整備する。 なお、大津波警報が発令された場合の対応については、次項に示す。</p>
<p>(2) (1) で選定した前兆事象のうち大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>①大津波時の対応操作について、プラント停止の判断基準が明確である手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>(2)</p> <p>①大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であることとしており、プラント停止の判断基準を明確にした手順書を整備する方針を確認した。 具体的には、大津波警報が発令された場合、原則として発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の避難及び扉の閉止を行い、潮位計、取水ピット水位計及び津波監視カメラによる津波（敷地に遡上する津波を含む。）の継続監視を行う手順を運転手順書及び災害対策本部手順書に整備する。また、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位まで低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を停止する手順を整備する。</p>

②教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】 2 訓練は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策における手順について、重大事故等対策に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>①重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「教育及び訓練の実施方針」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>(1) 重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。 具体的には、 ①重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、災害対策要員の役割に応じて、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。 重大事故等時にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、确实及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、災害対策要員の役割に応じた、教育及び訓練を計画的に実施する実施し、重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることができる教育訓練等を行う。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>②重大事故等対策に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>②教育訓練を計画的に実施することについて、災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施すること、年1回の訓練では力量の維持が困難な教育及び訓練については、年2回以上実施する。</p> <p>③重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第5.1-2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対処できるように、教育及び訓練により効果的かつ確実に実施できることを確認する。</p>
<p>(2)(1)により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>①力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>(2)</p> <p>①必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、災害対策要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより、災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。</p> <p>教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方にに基づき教育訓練の計画を定め実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○災害対策要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。 ○災害対策要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。</p> <p>その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。 ● 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。 	<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施について、以下の方針を確認した。</p> <p>(1)</p> <p>災害対策要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。</p> <p>運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるように計画的に実施する。また、重大事故等時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。</p> <p>実施組織の災害対策要員に対しては、要員の役割に応じて、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した注水確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を、訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練では、訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。</p> <p>実施組織及び支援組織の災害対策要員に対しては、要員の役割に応じて、アクシデントマネジメントの概要、重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の災害対策本部の機能、支援組織の位置付け、実施組織と支援組織の連携を含む災害対策本部の構成及び手順書の構成に関する机上教育とともに、災害対策本部の各要員に応じて、災害対策に係る訓練を実施する。</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>①個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>(2)</p> <p>①現場作業を行う災害対策要員と運転員が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。</p> <p>現場作業に当たっている災害対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、当直（運転員）（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための訓練等を計画的に実施する。</p> <p>計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCA サイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>3. 「保守点検活動を通じた訓練の実施」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等時において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。 運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。 災害対策要員は、要員の役割に応じて、研修施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らを実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた社内規定に基づき、現場において、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、工事要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。</p>
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 重大事故等発生時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>4. 「高線量下等を想定した訓練の実施」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること。 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。</p>
<p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>5. 「マニュアル等を即時利用可能とするための準備」については、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びに手順書・社内規定が即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、</p> <p>② それらの情報及び手順書・社内規定を用いた事故時対応訓練を行う。 それらの情報及び手順書・社内規程を用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及び手順書・社内規程の管理を実施する。</p>

③体制の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 3 体制の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>①重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>②専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>1. 「役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。 重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて非常事態を宣言し、災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を災害対策本部長とする災害対策本部を設置して対処する。 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。 通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実施経験が災害対策本部での事故対応、復旧活動に活かすことができ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。 また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。 災害対策本部は、災害対策本部長、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と、8つの作業班で構成され、役割分担に応じて対処する。</p> <p>②通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実施経験が災害対策本部での事故対応、復旧活動に活かすことができ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。</p> <p>③各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>①実施組織として、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>②実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>2. 「実施組織の構成」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>①実施組織は、当直（運転員）とともに、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の措置等を行う運転班、事故の影響緩和・拡大防止に係る給水対応、電源対応、アクセスルート確保及び拡散抑制対応並びに不具合設備の応急補修対応を行う保修班及び初期消火活動を行う自衛消防隊を有する消防班で構成され、重大事故等対処を円滑に実施できる体制とし、各班には必要な指示を行う班長を配置する。</p> <p>②発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、災害対策本部長はその指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】 c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>①複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、予め定められた指揮命令系統のもと、対応できる方針であることを確認する。</p> <p>②複数号炉で同時に重大事故が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。</p> <p>③複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、原則として号炉ごとに独立した対応ができる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合の被ばく評価が示されていることを確認する。被ばく評価にあたっては、各々の号炉間の相互影響も考慮した被ばく評価を行うこと。</p> <p>※ 大規模損壊の同時被災に関する審査の視点及び確認事項は、「重大事故防止技術的能力基準2. 1項」に反映している。</p>	<p>3. 「敷地を共有する東海発電所との同時被災への対応（※）」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>（※）東海第二は単数号炉であるが、東海発電所と敷地を共有するため、「複数号炉の同時被災への対応」として確認した。</p> <p>①実施組織は、一部の敷地を共有する東海発電所との同時被災においても対応できる組織とする。 東海発電所は廃止措置中であり、また、全燃料が搬出済みであるため重大事故等は発生しない。東海発電所において、非常事態等の事象（可能性のある事象を含む。）が東海第二発電所と同時に発災し、各発電所での対応が必要となる場合には、災害対策本部は、緊急時対策所及び通信連絡設備を共用して事故収束対応を行う。 東海発電所との同時被災において、東海第二発電所の運転操作指揮を当直発電長が行い、各発電所の運転操作及び事故状況に関わる情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。</p> <p>②東海発電所との同時被災の場合においては、対応に当たる組織を東海発電所と東海第二発電所とで、原則、別組織とし、必要な災害対策要員を発電所内に常時確保することにより同時被災に対応できる体制とする。</p> <p>③災害対策本部は、東海発電所との同時被災の場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、両発電所を兼務し、他発電所への悪影響を及ぼす事故状況を把握した上で、各発電所の事故対応上の意思決定を行う災害対策本部長が活動方針を示し、各発電所に配置された災害対策本部長代理は対象となる発電所の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等の統括に専従することにより、事故収束に係る対応を実施できる。</p> <p>④東海発電所は、廃止措置中であり、また、全燃料が搬出済みであるため重大事故等は発生しない。 補足説明資料（添付1.0.16）にて、保守的な条件における東海発電所の各建屋の損壊時における各アクセスルートの最短箇所における線量率の算出結果が示され、いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼすものではないことが示されている。</p>
<p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>①支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>②技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p>	<p>4. 「支援組織の構成」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①災害対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。</p> <p>②技術支援組織は、事故状況の把握及び評価、プラント状態の進展予測及び評価等を行う班、本発電所内外の放射線及び放射能の状況把握、影響範囲の評価等を行う班、事故の影響緩和及び拡大防止に関する対応指示、技術的助言等を行う班、プラント状態の把握、把握したプラント状態の災害対策本部への報告等を行う班及び初期消火活動に関する対応指示を行う班で構成すること。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「6. 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>③運営支援組織は、事故に関する情報の収集、社外関係機関への連絡等を行う班、関係地方公共団体への対応、報道機関等への社外対応に係る本店対策本部への連絡等を行う班並びに災害対策本部の運営、資機材の調達及び輸送等を行う班で構成すること。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>①重大事故等対策の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>②夜間及び休日を含めて重大事故等対策に必要な要員が確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>④新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑤重大事故等対策の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>5. 「対策本部の設置及び要員の招集」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>①発電所長（原子力防災管理者）を本部長とする災害対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。</p> <p>②夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、本発電所内に、災害対策要員（初動）として、運転員 7 名、自衛消防隊 11 名及びその他の災害対策要員 21 名の合計 39 名を常時確保する方針であること。 なお、原子炉運転中においては、当直（運転員）を 7 名とし、また原子炉運転停止中においては、当直（運転員）を 5 名とする。 また、参集する災害対策要員として、非常召集から 2 時間以内に、発電所敷地内に待機する 39 名を除く要員 72 名（拘束当番）を確保する。</p> <p>③夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。 非常召集する災害対策要員への連絡については、一斉通報システム又は電話を活用する。なお、地震の影響による通信障害等が発生し、一斉通報システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震の発生により、災害対策要員は社内規定に基づき自動参集する体制を整備する。</p> <p>④病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、事態に備えた体制に係る管理を行う。 重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>⑤重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、災害対策要員を確保する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>①重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>6. 「各班の役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、「(4) ③体制の整備」に示す各班の機能を明確にするとともに、各班の対策の責任を有する本部員、現場作業等の責任を有する各班の班長及び当直発電長並びにその代行者を配置する方針であること。</p> <p>実施組織は、当直（運転員）とともに、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の措置等を行う運転班、事故の影響緩和・拡大防止に係る給水対応、電源対応、アクセスルート確保及び拡散抑制対応並びに不具合設備の応急補修対応を行う保修班及び初期消火活動を行う自衛消防隊を有する消防班で構成され、重大事故等対処を円滑に実施できる体制とし、各班には必要な指示を行う班長を配置する。</p> <p>技術支援組織は、事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等を行う技術班、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言及び二次災害防止に関する措置等を行う放射線管理班、不具合設備の応急復旧、放射性物質の汚染除去、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等を行う保修班、プラント状態の把握及び災害対策本部への報告、事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等を行う運転班、初期消火活動に関する対応及び指示等を行う消防班で構成する。</p> <p>運営支援組織は、事故に関する情報の収集、災害対策本部内での情報の共有、本店対策本部及び社外関係機関への連絡等を行う情報班、関係地方公共団体の対応、報道機関等の社外対応に係る本店対策本部への連絡等を行う広報班、災害対策本部の運営、資機材の調達及び輸送、所内警備、避難誘導、医療（救護）に関する措置、二次災害防止に関する措置等を行う庶務班で構成する。</p>
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>①指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>②指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>7. 「指揮命令系統及び代行者の明確化」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の判断については全て発電所にて行うこととし、災害対策本部における指揮命令系統を明確にする。</p> <p>②指揮者等（指揮者である災害対策本部長の所長（原子力防災管理者）、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長及び当直発電長が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。</p> <p>災害対策本部長（原子力防災管理者）が欠けた場合は、副原子力防災管理者が、あらかじめ定めた順位に従い代行する。</p> <p>本部員及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。</p> <p>当直発電長が欠けた場合は、発電長代務者が中央制御室へ到着するまでの間、運転管理に当たっている当直副発電長が代務に当たることをあらかじめ定めている。</p>
<p>8. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p>	<p>8. 「実効的に活動するための設備等の整備」について、発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等に対処するため、夜間においても速やかに現場へ移動するため、以下の方針に従い、必要な設備等を整備するとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>実施組織が実効的に活動するため、発電所の状態を確認すること、必要な所内各所への通報連絡ができること、重大事故対処のために夜間等においても現場に移動できること等のために必要な施設及び設備等が適切に抽出され、整備される方針が示されているか。</p> <p>①実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>③夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）、本発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）、衛星電話設備及び無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。</p> <p>②実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型有線通話装置、無線通話設備及び衛星電話設備等を整備する。</p> <p>③電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようにヘッドライト及びLEDライト等を整備する。</p>
<p>9. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>①原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、必要な設備・体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②支援組織として、発電所災害対策本部が事故対策に専念できるよう、発電所内外への情報提供についての活動を行う方針であることを確認する。</p>	<p>9. 「発電所内外への情報提供」について、以下の方針で実施するとしていることを確認した。</p> <p>①発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。</p> <p>②発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の情報班にて一元的に集約管理し、発電所内外で共有するとともに、本店対策本部と発電所の災害対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し、災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>
<p>10. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>①発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する。</p>	<p>10. 外部からの支援体制の整備にあたり、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>①本発電所外部からの支援を受けることができるよう、非常事態を発令した場合に本店対策本部を設置する等の体制を整備する方針であること。 なお、非常事態は、発電所において、警戒事象、特定事象又は原災法第15条第1項に該当する事象が発生した場合に発令する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>②発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置していることを確認する。</p>	<p>②本店対策本部は、全社での体制で支援活動を実施する方針であること。</p> <p>③本店対策本部は、災害対策本部が事故対応に専念できるよう、事故に関する情報の収集、災害対策本部への指導・援助等を行う情報班、通信施設の確保、要員の確保等を行う庶務班、報道機関等との対応、広報関係資料の作成等を行う広報班、原子炉及び燃料の安全に係る事項の検討、発電所施設及び環境調査施設の健全性確認等を行う技術班、放射線管理に係る事項の検討、個人被ばくに係る事項の検討等を行う放射線管理班、緊急被ばく医療に係る事項の検討、応援計画案の作成等を行う保健安全班並びに原子力事業所災害対策支援拠点の整備及び運営を行う原子力緊急時後方支援班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。</p> <p>④本店対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。</p>
<p>1 1. 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備</p> <p>【解釈】 k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>①重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えた検討体制を構築する方針であることを確認する。</p> <p>②中長期的な対応が必要となる具体的な状況を想定し、そのために必要な手段等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>1 1. 「事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備」について、以下の方針にしたがって実施していることを確認した。</p> <p>①重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となり、プラントメーカー、協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>②重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替物品をあらかじめ確保する。 また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する方針であること。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.15）には、事故後の中長期的な対応が求められる対策として、「原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備」を挙げている。</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 及び設置許可基準規則第 4 4 条）

I	要求事項の整理	1. 1-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 1-4
1. 1. 1	対応手段と設備の選定	1. 1-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 1-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 1-5
1. 1. 2	重大事故等時の手順等	1. 1-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等	1. 1-10
a.	第 4 4 条等の規制要求に対する設備及び手順	1. 1-10
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 1-11
(2)	優先順位について	1. 1-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 1-13
1. 1. 2. 1	フロントライン系故障時の手順等	1. 1-15
(1)	【技術的能力】代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	1. 1-15
(2)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	1. 1-16
(3)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】ほう酸水注入	1. 1-17
(4)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	1. 1-18
(5)	【自主対策】原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	1. 1-19
(6)	【自主対策】制御棒手動挿入	1. 1-19
(7)	優先順位	1. 1-21

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> <p>(2) BWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p> <p>(3) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p>

<設置許可基準規則第44条>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び</p>	<p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプ</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>を自動で停止させる装置を整備すること。 c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。 (2) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>

<有効性評価（第37条）（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制 ・ほう酸水注入 ・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第44条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系^{※1}である。これらの設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行する対処設備及び対処設備を活用した手順を整備するとしており、「第44条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>※1 原子炉緊急停止系：原子炉緊急停止系作動回路、制御棒及び制御棒駆動系から構成される。</p> <p>2) 「第44条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリ一解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記 1) 以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※2 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第44条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果（「第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系を想定すること、電源喪失（サポート系故障）は、原子炉緊急停止系の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しないとしていることを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第44条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対する手順」のとおり。</p> <p>第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路</p> <p>③ 原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等。</p> <p>④ 原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させるための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等。</p> <p>⑥ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等</p> <p>これらの確認結果から、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。</p> <p>① 原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>② 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等。</p> <p>③ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第44条等」で求められている手順	
要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※¹</p> <p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、原子炉出力の制御するため、代替冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLGS）を整備すること。</p>	<p>第44条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入機能より自動制御棒全挿入のために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b) 再循環系ポンプの自動トリップにより原子炉出力を制御するため、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>c) 原子炉を未臨界へ移行するために、十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を重大事故等対処設備として整備している。</p>
<p>【技術的能力】※²</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	<p>【技術的能力】</p> <p>(1)</p> <p>a) 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施するよう、以下の手順を整備する。</p>

	<p>(2) BWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動トリップしない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p>	<p>○代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入のための手順等 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒の自動緊急挿入及び原子炉手動スクラムを実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、再循環系ポンプが自動トリップしない場合は、手動で停止操作を実施するよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制のための手順等 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが自動停止していることを確認する。再循環系ポンプトリップ機能が作動していない場合は、中央制御室からの ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の手動操作により再循環系ポンプを停止し、原子炉出力の抑制を行う。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定め、ほう酸水を原子炉に注入するよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入のための手順等 ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う上記 a) の再循環系ポンプの停止操作及び下記 d) の自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後とする。中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入のための手順等 上記 b) の「ほう酸水注入のための手順等」で実施するほう酸水の注入により、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させる。</p> <p>d) 上記 a)～c) の手順等に加え、ATWS が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による</p>
--	--	--

		<p>原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するよう、以下の手順を整備する。</p> <p>○ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止のための手順等 自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、原子炉出力の急上昇を防止する。</p>
--	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第44条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.1

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」、「ほう酸水注入」、「自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」

1.1.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等

a. 第44条等の規制要求に対する設備及び手順

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第44条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は、以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのた めに、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 再循環系ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を重大事故 等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 再循環系ポンプが自動トリップしない場合における再循環系ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備 （代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチを重大事故等対 処設備として新たに整備する。</p> <p>e. ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを 重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>f. 自動減圧系の起動阻止スイッチを操作することによる自動減圧の阻止。このため、自動減圧系の起動阻止スイッチを重大事故等対処設 備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、手順着手の判断に必要な計器等が示されてい ることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている ことを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.1.2表 重 大事故等対処に係る監視計器」に示されている</p> <p>a. 「代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」 原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処 設備であるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、2分以</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート確保、通 信設備や防護具など必要な装備を整備していること、 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>内で実施する。</p> <p>b. 「再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手动操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合には、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプの自動停止の確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を1名で実施する。 ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、停止していない再循環系ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、1分以内に実施する</p> <p>c. 「ほう酸水注入」 ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を1名により、2分以内に実施する。</p> <p>d. 「自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」 ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での自動減圧系の起動阻止スイッチの操作等を1名により1分以内で実施する。</p> <p>③作業環境 上記のa.、b.、c.、d.の操作は、中央制御室で行えることを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入及び自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止を行うために必要となる対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>これらの対策は、(1) 2) c.、e. 及びf. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第44条等に基づき、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合、設計基準事故対処設備である手動スクラム・スイッチを操作するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」とする。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により1分以内で実施する。</p> <p>c. 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制が失敗した場合には、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計2名により、13分以内に実施する。</p> <p>d. スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作を実施した場合であって、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒”02”位置）まで挿入されない場合には、スクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開にすることによる制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作等を計2名により、45分以内に実施する。</p> <p>e. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が開の場合には、スクラム個別スイッチを操作することによる制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作等を計2名により、95分以内に実施する。</p> <p>f. スクラム個別スイッチの操作を実施した場合であって、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒”02”位置）まで挿入されない場合には、制御棒操作監視系による制御棒の手動挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の開始を計2名により実施する。</p> <p>g. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、給水系（タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ）による給水量の調整等により、レベル1より500mmから1500mm高い原子炉水位を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作の準備を1名により、4分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.1.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 【技術的能力】代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系の故障により ATWS が発生するおそれがある場合又は ATWS が発生した場合に、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作により原子炉を緊急停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、手動スクラム・スイッチ、原子炉モード・スイッチ「停止」、選択制御棒挿入機構、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ、スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁及びスクラム個別スイッチを自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉の自動スクラム失敗」を「プラント停止状態（制御棒の挿入状態等）」の確認をすること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「プラント停止（制御棒の挿入状態等）」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、中央制御室での ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作等を行う手順であり、「第 1.1-3 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）タイムチャート」※等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>※ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」の操作は、原子炉自動スクラム信号が発生した場合又は原子炉手動操作をした場合に実施する。代替制御棒挿入位置とならず、未挿入の制御棒 1 本より多い場合は、ATWS と判断し、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」に移行する。</p> <p>b. この手順では、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作等を、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、2 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプの自動停止を確認し、再循環系ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の手動操作により再循環系ポンプを停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合には、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプの自動停止の確認の手順に着手する。さらに、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、停止していない再循環系ポンプを手動により停止する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入」を「プラント停止状態（制御棒の挿入状態等）」で確認すること等により、また、「再循環系ポンプの自動停止機能が作動していない場合」を「再循環系ポンプの運転状態」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「プラント停止（制御棒の挿入状態等）」、「再循環系ポンプの運転状態」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」、「再循環系ポンプ表示灯」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、再循環系ポンプの自動停止を「再循環系ポンプの運転状態」等で確認し、再循環系ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の手動操作により停止していない再循環系ポンプを停止する手順で有り、「第1.1-8 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、「再循環系ポンプの運転状態」等の確認及びATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の手動操作による再循環系ポンプの停止等を、運転員1名（操作者にて作業を実施した場合、1分以内に実施することを確認した）。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(3) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 ほう酸水注入

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWS が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後、不安定な出力振動の発生の有無に関わらずほう酸水注入の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合」を「再循環系ポンプの運転状態」で確認すること等により、また、「自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施」を「自動減圧系及び過渡時自動減圧機能起動阻止状態表示」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「再循環系ポンプの運転状態」、等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」、「再循環系ポンプ表示灯」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系の起動等を行う手順であり、「第 1.1-8 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系の準備を運転員 1 名により、2 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(4) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、自動減圧系の起動阻止スイッチを重大事故等対処設備としてとして新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプのトリップ状況の確認をした後、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプのトリップ状況を確認」を、「再循環系ポンプの運転状態」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「再循環系ポンプの運転状態」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する手順であり、「第1.1-8図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」タイムチャートタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、中央制御室における自動減圧系の起動阻止スイッチの操作を、中央制御室運転員1名により、1分以内を実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(5) 【自主対策】原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWS が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制するものであり、そのための自主対策設備が「第 1.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されされていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順は、ATWS が発生した場合に、「(2) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても、<u>原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、給水系（タービン駆動給水ポンプ、電動駆動原子炉給水ポンプ）による給水量の調整等により、レベル 1 より 500mm から 1500mm 高い原子炉水位を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、電動駆動原子炉給水ポンプによる給水量の調整等により、レベル 1 より 500mm から 1500mm 高い原子炉水位を維持するように原子炉水位の低下操作を行う手順であり、「第 1.1-8 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」タイムチャートタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、<u>中央制御室での操作の準備を、中央制御室運転員 1 名により、4 分以内に実施することを確認した。</u></p>

(6) 【自主対策】制御棒手動挿入

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWS が発生した場合に、原子炉緊急停止操作の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認出来ない場合は、手動操作により制御棒を挿入するものであり、そのための自主対策設備が「第 1.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されされていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順は、ATWS が発生した場合に、「(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」の対応手段を実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合は、以下の手順着手の判断が定められていることを確認した。</p> <p>i) <u>スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。</u></p> <p>ii) <u>選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制が失敗した場合には、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作による制御棒挿入の手順に着手する。</u></p> <p>iii) <u>スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作を実施した場合であって、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒” 02” 位置）まで挿入されない場合には、スクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開にすることによる制御棒挿入の手順に着手する。</u></p> <p>iv) <u>スクラム弁が開の場合には、スクラム個別スイッチを操作することによる制御棒挿入の手順に着手する。</u></p> <p>v) <u>スクラム個別スイッチの操作を実施した場合であって、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒” 02” 位置）まで挿入されない場合には、制御棒操作監視系による制御棒の手動挿入の手順に着手する。</u></p> <p>以上のことから手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、中央制御室からの手動操作により制御棒を電動駆動で挿入する手順であり、「第 1.1-8 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」タイムチャートタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、以下の通り確認した。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> i) 中央制御室での操作を中央制御室運転員計2名により、1分以内に実施する。 ii) 中央制御室での操作を中央制御室運転員計2名により、13分以内に実施する。 iii) 現場での操作等を中央制御室運転員計2名により、45分以内に実施する。 iv) 現場での操作等を中央制御室運転員計2名により、95分以内に実施する。 v) 中央制御室での操作の開始を中央制御室運転員計2名により実施する。
--	--

※制御棒手動挿入には、制御棒駆動機構（電動駆動）によるものと制御棒駆動機構（水圧駆動）がある。制御棒駆動機構（水圧駆動）による制御棒手動挿入の操作手順において用いる設備は、水圧原子炉手動スクラム、原子炉モードスイッチ「停止」、スクラムテストスイッチ及び原子炉緊急停止系電源スイッチであり、「(1)代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」において自主対策設備として位置付けている。

(7) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.1.7 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラムボタンの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。 b. 手動スクラムボタンの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」に従い、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由	
フロントライン系機能故障時の手順	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」	設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系の回路の一部を共有しているものの、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため制御棒を挿入する手段となり得る。	
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構	あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。	
	制御棒手動挿入	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、中央制御室に設置している当該ヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することにより、スクラム弁を開とすることが可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
		スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁	スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
		スクラム個別スイッチ	スクラム個別スイッチ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、現場に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒を挿入する手段となり得る。
		制御棒操作監視系	制御棒操作監視系	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、制御棒を手動により挿入する手段となり得る。
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	給水制御系及び給水系（タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ）	給水制御系及び給水系（タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であれば給水系による原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 及び設置許可基準規則第 4 5 条）

I	要求事項の整理	1. 2-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 2-4
1. 2. 1	対応手段と設備の選定	1. 2-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 2-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 2-5
1. 2. 2	重大事故等時の手順等	1. 2-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 2-10
a.	第 4 5 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 2-10
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 2-11
(2)	優先順位について	1. 2-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 2-13
1. 2. 2. 1	フロントライン系故障時の手順等	1. 2-15
(1)	高圧代替注水系による原子炉の冷却	1. 2-15
a.	【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水	1. 2-15
b.	【技術的能力】高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水	1. 2-16
(2)	優先順位	1. 2-17
1. 2. 2. 2	サポート系故障時の手順等	1. 2-18
(1)	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水	1. 2-18
a.	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水	1. 2-18
b.	【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 2-19
c.	【技術的能力】代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 2-20
(2)	優先順位	1. 2-20
1. 2. 2. 3	監視及び制御	1. 2-21
(1)	【技術的能力】原子炉水位の推定	1. 2-21
(2)	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況の確認	1. 2-21
(3)	【技術的能力】原子炉水位の制御	1. 2-22
1. 2. 2. 4	復旧に係る手順等	1. 2-23
1. 2. 2. 5	重大事故等の進展抑制に係る手順等	1. 2-24
(1)	【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1. 2-24
(2)	【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）	1. 2-25
(3)	【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	1. 2-25
(4)	優先順位	1. 2-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>①-1 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>イ) 可搬型重大事故防止設備 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間[*]の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記ロ)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>ロ) 現場操作 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間[*]の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>ハ) 監視及び制御 ハ) - 1 原子炉水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。 ハ) - 2 RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。 ハ) - 3 原子炉水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>①-2 復旧 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等。</p> <p>①-3 重大事故等の進展抑制 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水できる手順等。</p>

<設置許可基準規則第45条>（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、RCIC等により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間[*]の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間[*]の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>2.3 全交流電源喪失</p> <p>2.3.2 全交流電源喪失（TBD、TBU）</p>	<p>（炉心損傷防止・フロント系故障時）</p> <p>中央制御室からの高圧代替注水系起動</p>

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置しており、これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していることから、「第45条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第45条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備設備^{※1}を選定しており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第1.2-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障を想定すること、サポート系の故障として全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.2-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第45条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故対処設備整備及び手順等)</p> <p>第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系を起動・運転継続するための設備及び手順等</p> <p>② 計測設備により監視及び制御するための手順等</p> <p>a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等 (※)</p> <p>(※) 監視又は推定するための手順等については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」において整理。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を確認するための手順等</p> <p>c. 原子炉水位の制御のための手順等</p> <p>③ 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型代替直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※） （※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>④ 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 中央制御室からの起動による原子炉圧力容器への注水のための高圧代替注水系等の設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第45条等」で求められている手順		確認結果（東海第二）
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※1 【設備（措置）】※2</p> <p>第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>		<p>第45条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）</p> <p>a) 及び b)</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。そのため、現場での人力による弁の操作により、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続が可能となることから、『（1）b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く』を適用し、（1）a) の要求事項に対する対応を不要とし、可搬型重大事故防止設備を整備しない。</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>※ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	<p>a)</p> <p>i) 人力による措置が容易に行えることから可搬型重大事故防止設備を整備しない。</p> <p>b)</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水のための手順等 高圧代替注水系を現場における弁の手動操作にて起動し、サプレッション・チェンバを水源として原子炉圧力容器に注水を行う。</p> <p>○ 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水のための手順等 原子炉隔離時冷却系を現場における弁の手動操作にて起動し、サプレッション・チェンバを水源として原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>c)</p> <p>i) 原子炉水位の推定が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉水位の推定に係る手順等 原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域)等により、原子炉水位を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲(把握能力)を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順等を整備する。</p> <p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況の確認が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況の確認に係る手順等</p>
------------------	---	---

	<p>iii) 原子炉水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量、サプレッション・プール水位等により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合には、当該パラメータの値を推定する手順等を整備する。</p> <p>iii) 原子炉水位の制御が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉水位の制御のための手順等 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により炉心へ注水する場合において、流量を調整する等により原子炉水位を制御する手順等を整備する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順等 可搬型代替直流電源設備より原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順等 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>(3)</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）等から注水が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入のための手順等 重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプを用いて原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手順等を整備する。</p>
--	--	--

※ 1 ; 【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第 4 5 条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※ 2 ; 【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※ 3 ; 【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準 1. 2

○有効性評価（第 3 7 条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。

「高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水」

1.2.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第45条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p>	<p>第45条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.2.2.1以 降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及びサプレッシ ョン・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、常設高圧代替注水系ポンプ（現場手動操作）を重大事故等対処設 備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況並びに原子炉水位の監視及び制御。そのために、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水 位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧代替注水系系統流量計及び可搬型計測器を重大事故等対処設 備として新たに整備するとともに、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉圧力計及びサプレッション・プール水位計を 重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 原子炉隔離時冷却系を復旧するための設備及び手順等。そのために、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器及び常設代替高圧電源装置を重 大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として 位置付ける。</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備する とともに、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラ メータ等については、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水 位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作によ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>る高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の手動開操作等を計5名により、58分以内に実施する。</p> <p>b. 「原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場での原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁の手動開操作等を計5名により、125分以内に実施する。</p> <p>c. 「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」のための手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入ポンプ起動、運転状況の確認等を1名により、2分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの起動等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するため、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、常設高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、以下の手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「表1.2-2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>a. 「高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室での高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、常設高圧代替注水系ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための機能について、フロントライン系故障時、サポート系故障時及び重大事故等の進展抑制のそれぞれの対策について、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、重大事故等の進展を抑制するため自主対策設備及び手順等を整備している</u>ことを確認した。</p> <p>(1) 重大事故等の進展を抑制するための設備及び手順等 重大事故等の進展抑制のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 <u>重大事故等の進展を抑制するための設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」のための手順 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を1名により、4分以内に実施する。</u></p> <p>b. 「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」のための手順 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、継続注水が必要と判断した場合には、純水系を水源として、ほう酸水貯蔵タンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入ポンプ起動、系統の構成等を計2名により、60分以内に実施する。</u></p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※z</p> <p>※ 1.2.2.1 以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p> <hr/> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、高圧代替注水系を中央制御室から起動し、サプレッション・チェンバを水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、常設高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失（TBD、TBU）」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域）」、「原子炉水位（燃料域）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室での高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の開操作等を行う手順であり、「第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室での高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の開操作等を、中央制御室の運転員等 2 名にて操作を実施した場合、10 分以内に実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、高圧代替注水系を現場における弁の手動操作にて起動し、サプレッション・チェンバを水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2にて求められている「解釈 1（1）b）i）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順、計測機器及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 常設高圧代替注水系ポンプ（現場手動操作） を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧代替注水系起動の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域）」、「原子炉水位（燃料域）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、現場での高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の手動開操作等を行う手順であり、「第 1.2-7 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場での高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の手動開操作等を、中央制御室の運転員等 1 名及び現場の運転員等 4 名にて作業を実施した場合、58 分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.2.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携行している。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携行している。操作は、汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.2-19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p>

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、原子炉隔離時冷却系を現場における弁の手動操作にて起動し、サプレッション・チェンバを水源として原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2にて求められている「解釈 1 (1) b) i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順、計測機器及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域）」、「原子炉水位（燃料域）」等であることを確認した。 また、それらの計器が「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、現場での原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の手動開操作等を行う手順であり、「第 1.2-10 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場での原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁の手動開操作等を、中央制御室の運転員等 1 名及び現場の運転員等 4 名にて作業を実施した場合、125 分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.2.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携行している。直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部から蒸気が漏えいするため、原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時

確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、防護具（自給式呼吸用保護具及び耐火服）を確実に装着することにより本操作が可能である。</p>

b. 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>可搬型代替低圧電源車</u>及び<u>可搬型整流器</u>を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合であって、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合には、可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 14. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>必要な人員等は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>アクセスルートの確保等は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 可搬型代替低圧電源車 及び 常設代替高圧電源装置 を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、 原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・チェンバ を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合であって、可搬型代替低圧電源車又は常設代替高圧電源装置が使用可能な場合には、可搬型代替低圧電源車等による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「電源」を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 14. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	必要な人員等は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位 ①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1. 2. 19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>○全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。 b. 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。 c. いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。 <p>○全交流動力電源のみ喪失した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源設備又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流 125V 充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。 b. 代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

1.2.2.3 監視及び制御

(1) 【技術的能力】原子炉水位の推定

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1 (1) c) i) 原子炉水位を推定する手順等」として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）等により、原子炉水位を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備するとしていることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況の確認

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1 (1) c) ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）」として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量、サプレッション・プール水位等により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合には、当該パラメータの値を推定する手順を整備するとしていることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 【技術的能力】原子炉水位の制御

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1 (1) c) iii) 原子炉水位を制御する手順等（手順及び装備等）」として、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により炉心へ注水する場合において、流量を調整する等により原子炉水位を制御する手順等を整備することを確認した。

1.2.2.4 復旧に係る手順等

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1 (2) 復旧」に係る手順が、「1.2.2.2(1) b. 可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」及び「1.2.2.2(1) c. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」として整備されていることを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。

1.2.2.5 重大事故等の進展抑制に係る手順等

(1) 【技術的能力】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプを用いて原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1（3）重大事故等の進展抑制 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等」に係る手段である。そのための重大事故等対処設備は、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域）」、「原子炉水位（燃料域）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、ほう酸水注入系を用いた原子炉注水による進展抑制のために中央制御室におけるほう酸水注入ポンプ起動、運転状況の確認等を行う手順であり、「第 1.2.12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入ポンプ起動、運転状況の確認等を中央制御室の運転員等 1 名にて作業を実施した場合、2 分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

(2) 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、ほう酸水注入系による進展抑制を行っている場合であって、継続注水が必要と判断した場合に、復水補給水系等を水源として、ほう酸水貯蔵タンク又は、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、継続注水が必要と判断した場合には、純水系を水源として、ほう酸水貯蔵タンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1.2.2.5(1) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に引き続き、継続注水を行う手順であり、「第 1.2.12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、ほう酸水注入ポンプ起動、系統の構成等を現場の運転員等 2 名にて作業を実施した場合、60 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(3) 【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の進展抑制のために、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧系を用いて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を行う手順であり、「第 1.2-14 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を中央制御室の運転員等 1 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、4 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等の進展抑制時の対応手順の選択について、「第 1.2-19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合は、交流動力電源が確保され原子炉補機冷却系により冷却水を確保できれば制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>b. 原子炉補機冷却系により冷却水を確保できない場合、又は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できず、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を実施する。</p> <p>制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</p> <p>なお、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の継続が必要と判断した場合は、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水を実施する。</p>

表 2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
重大事故等の進展抑制時の対応	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）	ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、ほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインにおいて、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 及び設置許可基準規則第 4 6 条）

I	要求事項の整理	1. 3-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 3-5
1. 3. 1	対応手段と設備の選定	1. 3-5
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 3-5
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 3-6
1. 3. 2	重大事故等時の手順等	1. 3-11
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 3-11
	a. 第 4 6 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 3-11
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 3-15
	(2) 優先順位について	1. 3-15
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 3-16
1. 3. 2. 1	フロントライン系故障時の手順等	1. 3-19
	(1) 代替減圧	1. 3-19
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】 減圧の自動化	1. 3-19
	b. 【技術的能力】 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による減圧	1. 3-19
	c. 【自主対策】 タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	1. 3-20
	(2) 優先順位	1. 3-21
1. 3. 2. 2	サポート系故障時の手順等	1. 3-22
	(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧	1. 3-22
	a. 【技術的能力】 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	1. 3-22
	b. 【技術的能力】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放	1. 3-23
	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧	1. 3-24
	a. 【技術的能力】 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	1. 3-24
	b. 【自主対策】 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	1. 3-25
	c. 【技術的能力】 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）開放	1. 3-26
	(3) 復旧	1. 3-27
	a. 【技術的能力】 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧	1. 3-27
	b. 【技術的能力】 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧	1. 3-28
	(4) 優先順位	1. 3-29
1. 3. 2. 3	炉心損傷時の手順	1. 3-30
	(1) 原子炉格納容器破損を防止するための手順	1. 3-30
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】 炉心損傷時における高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	1. 3-30
1. 3. 2. 4	インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順	1. 3-31
	(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」	1. 3-31
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】 漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧	1. 3-31

b. 【自主対策】タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	1.3-32
(2) 優先順位	1.3-33

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>

<設置許可基準規則第46条>（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） （原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第46条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 （1）ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること。 （2）可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。 b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。 c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障時） ・減圧の自動化
2.3 全交流動力電源喪失（TBD、TBU）	（炉心損傷防止・サポート系故障時） ・可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 ・代替交流電源設備による復旧
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	（炉心損傷防止・フロントライン系故障時） ・インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	・炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3項（以下「第46条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第46条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要であり、発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置しており、この設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していることから、「第46条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第46条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定しており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>* 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第46条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.3-1 図 機能喪失原因対策分析」）を踏まえ、フロントライン系の故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、逃がし安全弁作動窒素喪失、全交流動力電源喪失、常設直流電源系統及び常設直流電源喪失）を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.3-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第46条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための過渡時自動減圧機能等の設備</p> <p>②常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）、緊急用電源切替盤、逃がし安全弁用可搬型蓄電池等の設備及び手順等（※）</p> <p>③逃がし安全弁（自動減圧機能）作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ等の設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>④常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）、常設代替高圧電源装置等の設備及び手順等（※）</p> <p>⑤インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注入弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等</p> <p>⑥炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等</p> <p>（※）代替電源（逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び緊急用電源切替盤を除く）に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、有効性評価（第37条）（※）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」並びに原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。</p> <p>①逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させるための過渡時自動減圧機能等の設備</p> <p>②常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）等の設備及び手順等</p> <p>③常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するための常設代替高圧電源装置等の設備及び手順等</p> <p>④インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注入弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等</p> <p>⑤炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁（自動減圧機能）及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第46条等」で求められている手順		
	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>第46条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a) 原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレー系ポンプが運転中の場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる減圧自動化ロジックとして、過渡時自動減圧機能を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）、緊急用電源切替盤、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b) 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペを重大事故等対処設備として整備する。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>(1)</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放のための手順等</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p>

		<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	<p>なお、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池にて逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>○ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放のための手順等 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保のための手順等 窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源が非常用窒素供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。 また、非常用窒素供給系から供給している期間において、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力が低下した場合、使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと取り替える。</p> <p>○ 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放のための手順等 逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を開放して発電用原子炉を減圧する。なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 代替直流電源設備による復旧 常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>○ 代替交流電源設備による復旧</p>	
--	--	--	---	--

	<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により直流 125V 充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(3)</p> <p>a) 当該申請号炉は BWR であるため該当しない。</p> <p>(4)</p> <p>a) ISLOCA 発生時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい箇所の隔離等が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するための破断箇所を隔離する。破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。</p>
--	---	--

※ 1 ; 【設備 (設置/配備)】: 設置許可基準規則第 4 6 条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※ 3 ; 【技術的能力】: 重大事故等防止技術的能力基準 1.3

○有効性評価 (第 3 7 条) で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「減圧の自動化」、「可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放」、「代替交流電源設備による復旧」、「インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順」、「炉心損傷時における高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止するための手順」

1.3.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第46条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認 する。</p>	<p>第46条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.3.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備する」としていることを確認した。</p> <p>a. 過渡時自動減圧機能を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのため に、過渡時自動減圧機能を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備 として位置付ける。</p> <p>b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電 源車、可搬型整流器）、緊急用電源切替盤、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンペを重大事故等対処設備 として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を重大事故等対処設 備として位置付ける。</p> <p>c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）及び常設代替高圧電源装置を 重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. インターフェイスシステムLOCA発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原 子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び残留熱除去系注入弁を重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができな い場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に動作させるための背圧対策。そのために、非常用窒素供給系高圧窒 素ポンペ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子 炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処 設備として位置付ける。</p> <p>なお、代替電源（逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び緊急用電源切替盤を除く）に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電 源の確保に関する手順等」において整理」としている。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>2) 手順等の方針</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による減圧」</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁（自動減圧機能）を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。</p> <p>（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用できない場合</p> <p>（イ）急速減圧の場合であって、低圧で注水可能な系統の 1 系統以上又は低圧代替注水系 1 系統以上の起動（※1）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合</p> <p>（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系（※2）以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置）に到達した場合（※3）</p> <p>（※1）「低圧で注水可能な系統の 1 系統以上又は低圧代替注水系の 1 系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。（以降も同様）</p> <p>（※2）「低圧注水系 1 系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系をいう。（以降も同様）</p> <p>（※3）当該条件により、「手動による原子炉減圧」の手順に着手することで、格納容器破損防止対策のうち「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策（上記 1）f. の対策に該当）を行う。</p> <p>この手順では、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を 1 名により、1 分以内に実施する。</p> <p>b. 「可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放」</p> <p>常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で注水可能な系統の 1 系統以上又は低圧代替注水系の 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置）に到達した場合</p> <p>（イ）逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合</p> <p>（ウ）逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電が可能な場合</p> <p>この手順では、緊急用電源切替盤の操作、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を計 2 名により、21 分以内に実施する。</p> <p>c. 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放」</p> <p>常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源が使用できない</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手する。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で注水可能な系統の1系統以上又は低圧代替注水系の1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置）に到達した場合</p> <p>（イ）逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合</p> <p>この手順では、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を1名により、55分以内に実施する。</p> <p>d. 「非常用窒素供給系高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保」</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合には、窒素供給系から非常用窒素供給系への切替えの手順に着手する。この手順では、非常用窒素供給系への切替操作等を1名により、2分以内に実施する。</p> <p>e. 「非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）開放」</p> <p>窒素供給系及び非常用窒素供給系の喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合には、非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の開放の手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の手動開操作等を1名により、4分以内に実施する。</p> <p>f. 「インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順」</p> <p>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧を行い、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧等を以下のとおり実施する。</p> <p>（ア）中央制御室からの隔離操作を行う場合、計2名により、12分以内</p> <p>（イ）遠隔操作による隔離ができない場合であって、現場での隔離操作を行う場合、計6名により、30分以内</p> <p>1) a. 減圧の自動化及び1) e. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の背圧対策は、いずれも運転員等による操作が不要な対策であることを確認した。</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件及び当該環境においても確実に逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を作動させることができるよう、駆動用の窒素ポンベ（非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ）から供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定が可能とすることにより確実に操作できる設計とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、b) 必要な通信連絡設備を確保していること、c) 非常用窒素供給系への切替操作、インターフェイスシステムLOCAの発生時の漏えい箇所の隔離等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 及び 2) 手順の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型代替直流電源設備を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、常設代替高圧電源装置を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、a. 1) a.、b.、c.、d. 及びf. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な 要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になってい ることを確認する。</p>	<p>フロントライン系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順及びサポート系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>(BWRの場合) 自主対策として、逃がし安全弁の耐環境性向上対策への取組を行っている場合、その内容を確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「タービン・バイパス弁の手動操作による減圧」 <u>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービン・バイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。</u> ① <u>原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合</u> <u>合</u> ② <u>急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合</u> <u>この手順では、タービン・バイパス弁の手動開操作等を1名により、3分以内に実施する</u>としている。</p>
	<p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保」 <u>非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系からの窒素供給ができない場合には、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素確保の手順に着手する。この手順では、現場での系統の構成、弁の操作等を計4名により、305分以内に実施する。</u>としている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>なお、補足説明資料において、申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示す*とともに、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示している。</p> <p>※ 逃がし安全弁の開保持機能の維持については、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において整理している。</p> <p>逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容については、有効性評価（補足説明資料）「43. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁（SRV）の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて」において、以下のとおり示されている。</p> <p><逃がし安全弁用電磁弁の改良></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁の補助作動装置（逃がし安全弁用電磁弁）について、駆動用の高圧窒素を供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針である。 ・ 変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能については、蒸気暴露試験により確認を行っている。 <p><逃がし安全弁シリンダー部の改良></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁本体のシリンダー部について、ピストンの動作に影響のないシール部のリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素の漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部（バックシートリング）を設置する方針である。 ・ 対策後の改良シリンダーについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等の確認を行っている。 ・ シリンダー部の改良については、耐環境性の設計目標として格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。
	<p>(3) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備及び手順等</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備</p> <p>申請者は、インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「タービン・バイパス弁による原子炉冷却材圧カバウンダリの減圧」</p> <p>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの隔離操作を実施できず、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧ができない場合であって、主復水器が使用可能な場合には、タービン・バイパス弁を用いた減圧の手順に着手する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、タービン・バイパス弁による急速減圧等を以下のとおり実施するとしている。</p> <p>① 中央制御室からの隔離操作の場合、計2名により、12分以内</p> <p>② 遠隔操作による隔離ができず、現場で隔離操作を行う場合、計6名により、約300分</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 代替減圧

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】減圧の自動化

確認結果（東海第二）	
<p>当該手順は、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合であって、かつ、原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に、過渡時自動減圧機能により逃がし安全弁を作動させることにより、発電用原子炉を自動で減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための重大事故等対処設備が「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、過渡時自動減圧機能を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、過渡時自動減圧機能による減圧は自動で行うものであり、本件に係る手順は不要であることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」をいう。</p>	

b. 【技術的能力】逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備が有する逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能が喪失した場合に、中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給することにより逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し、発電用原子炉を減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に係る手段である。このための設備は、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	<p>a. 逃がし安全弁の自動減圧機能（自動減圧機能）のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁（自動減圧機能）を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用できない場合</p> <p>（イ）急速減圧の場合であって、低圧で注水可能な系統の1系統以上又は低圧代替注水系の1系統以上の起動（※1）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合</p> <p>（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系（※2）以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置）に到達した場合</p> <p>（※1）「低圧で注水可能な系統の1系統以上又は低圧代替注水系の1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び給水・復水系のうち1系統以上起動することをいう。（以降も同様）</p> <p>（※2）「低圧注水系1系」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。（以降も同様）</p>
b. 着手タイミング	<p>b. 上記a.の判断基準を「補機監視機能」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p>
c. 判断計器	<p>c. 手順着手の判断基準における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力」、「残留熱除去系ポンプ吐出圧力」、「主復水器内圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等	
a. 操作手順	<p>a. 当該手順は、中央制御室において逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p>
b. 所要時間等	<p>b. 当該手順は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を、運転員等1名により、1分以内に実施することを確認した。また、有効性評価（第37条）と整合していることを確認した。</p>
c. 操作計器	<p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（東海第二）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。

c. 【自主対策】タービン・バイパス弁の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、主復水器の真空状態が維持できている場合に、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し減圧を行うものである。そのための自主対策設備が、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービン・バイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合 ② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、主復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合 b. 当該手順は、中央制御室でのタービン・バイパス弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 c. 当該手順は、 タービン・バイパス弁の手動開操作等を、 運転員等 1 名により、 1 分以内 に実施することを確認した。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.3-19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化していることを確認した。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの自動減圧機能が喪失している場合の対応手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧で注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、主復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。 b. 主復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁（自動減圧機能）により発電用原子炉を減圧する。 c. 原子炉水位異常低下（レベル1）到達 10 分後及び残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合は、過渡時自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3にて求められている「解釈 1（1）可搬型重大事故防止設備 a）」に係る手段である。なお、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保する。そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）及び緊急用電源切替盤を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p style="margin-left: 20px;">(ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p style="margin-left: 40px;">i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で注水可能な系統の 1 系統以上又は低圧代替注水系の 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p style="margin-left: 40px;">ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置）に到達した場合</p> <p style="margin-left: 20px;">(イ) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合</p> <p style="margin-left: 20px;">(ウ) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電が可能な場合</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」、「駆動源の確保」及び「注水手段の確保（運転状態）」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「直流 125V 主母線盤 2A 電圧」、「緊急用直流 125V 主母線盤電圧」、「非常用窒素供給系供給圧力」、「残留熱除去系ポンプ吐出圧力」、「復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、緊急用電源切替盤の操作、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を行う手順であり、「図 1.3-7 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。なお、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備による電源確保に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備していることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、緊急用電源切替盤の操作、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を、運転員等 2 名により、21 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（1）可搬型重大事故防止設備 a）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 (ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合 i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で注水可能な系統の 1 系統以上又は低圧代替注水系の 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合 ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置）に到達した場合 (イ) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合 b. 上記 a. の判断基準を「電源」、「駆動源の確保」及び「注水手段の確保（運転状態）」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「直流 125V 主母線盤 2A 電圧」、「緊急用直流 125V 主母線盤電圧」、「非常用窒素供給系供給圧力」、「残留熱除去系ポンプ吐出圧力」、「復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を行う手順であり、「第 1.3-9 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を運転員等 1 名により、55 分以内実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 【技術的能力】 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、窒素供給系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が非常用窒素供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する（（ア）窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え）とともに、非常用窒素供給系から供給している期間において、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力が低下した場合、使用済みの非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを予備の非常用窒素供給系高圧窒素ポンベと取り替える（（イ）非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え）ものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（1）可搬型重大事故防止設備 b）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、「（ア）窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え」及び「（イ）非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替え」について、それぞれ以下の条件のもと、手順に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（ア）<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合</u></p> <p>（イ）<u>高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ポンベ圧力低警報が発生した場合</u></p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「駆動源の確保」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「駆動源の確保」であること、その監視項目のための計器が「自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報」及び「非常用窒素供給系供給圧力」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順において、「（ア）窒素供給系から非常用窒素供給系への切替え」を行う場合は、<u>非常用窒素供給系への切替操作等を</u>運転員等 1 名により、<u>2 分以内に実施する</u>こと、及び、「（イ）非常用窒素供給系高圧窒素ガスポンベ切替え」を行う場合は、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの切替え及び取替え等を中央制御室対応の運転員等 1 名、現場対応の運転員等 2 名により、282 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>（ア）の手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。（イ）の手順対応は、以下のとおり。</p> <p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.3.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。 ・ 作業環境について、常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

b. 【自主対策】可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベから供給している期間において、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力が低下した場合、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えて逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するものである。そのための自主対策設備が、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系からの窒素供給ができない場合には、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素確保の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、現場での系統の構成、弁の操作等を行う手順であり、「第 1.3-13 図 可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、現場での系統の構成、弁の操作等を現場対応の運転員等 2 名及び重大事故等対応要員 2 名により、305 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）開放

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を開放して発電用原子炉を減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「解釈1（1）可搬型重大事故防止設備 b）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 窒素供給系及び非常用窒素供給系の喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合には、非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の開放の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「駆動源の確保」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「駆動源の確保」であること、その監視項目のための計器が「高圧窒素ポンペ圧力低警報」、「非常用窒素供給系供給圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作等を行う手順であり、「第1.3-15図 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の手動開操作等を運転員等1名により、4分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。

(3) 復旧

a. 【技術的能力】代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 常設直流電源喪失により、直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B の電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の復旧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」、「M/C 2C 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.14. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 【技術的能力】 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により直流 125kV 充電器を受電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車いずれかの設備からの給電が可能な場合には、代替交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の復旧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」、「M/C 2C 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 14. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	代替交流電源設備に係る手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	代替交流電源設備に係る手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.3-19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化していることを確認した。</p> <p>サポート系が喪失している場合の対応手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>○常設直流電源系統喪失の場合</p> <p>a. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、①可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 蓄電池を使用）若しくは②逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて発電用原子炉を減圧する。（優先順位は①、②の順）</p> <p>○常設直流電源喪失の場合</p> <p>b. 常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。</p> <p>○全交流動力電源喪失の場合</p> <p>c. 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、①常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は②可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により直流 125V 充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。（優先順位は①、②の順）</p> <p>○逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の場合</p> <p>d. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、①非常用窒素供給系又は③可搬型窒素供給装置（小型）により窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて発電用原子炉を減圧する。また、②非常用逃がし安全弁駆動系により窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて発電用原子炉を減圧する。（優先順位は①、②、③の順）</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ窒素の供給圧力を設定する。</p>

1.3.2.3 炉心損傷時の手順

(1) 原子炉格納容器破損を防止するための手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「表 1.3-1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。</p>
2) 手順等の方針	<p>手順等については、「1.3.2.1(1)b. 【技術的能力】逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による減圧」において整備していることを確認した。</p>

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所の隔離（中央制御室からの遠隔操作）を行うとともに、漏えい箇所の特定又は隔離（中央制御室からの遠隔操作）ができない場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）により発電用原子炉を減圧することによって、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（4）インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁（自動減圧機能）、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び残留熱除去系注入弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧を行い、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記の判断基準を「格納容器バイパスの監視」及び「漏えい関連警報」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「格納容器バイパスの監視」及び「漏えい関連警報」であること、その監視項目のための計器が「RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING」、「HPCS PUMP AREA FLOODING」、「原子炉建屋内放射線モニタ警報」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉冷却材圧力バウンダリの急速減圧を行う手順であり、「第 1.3-18 図非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「原子炉建屋制御」 タイムチャート（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧等を以下のとおり実施する。 （ア）<u>中央制御室からの隔離操作を行う場合、漏えい箇所の隔離操作等を中央制御室の運転員等 2 名により、12 分以内</u> （イ）<u>遠隔操作による隔離ができない場合であって、現場での隔離操作を行う場合、逃がし安全弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、中央制御室の運転員等 2 名及び現場の運転員等 4 名により、300 分以内</u></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>通信連絡設備による必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>インターフェイスシステム LOCA の発生時の漏えい箇所の隔離等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>具体的には、現場での漏えい箇所の隔離操作の成立性について、添付資料 1.3.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。 ・ 作業環境については、操作現場の温度は作業時間において約 44℃、湿度は約 100%となる可能性があるが、放射線防護具（タイベック、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用することにより作業可能である。 <p>また、添付資料 1.3.6 において、インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積を保守的に想定した場合の現場環境（温度、湿度、圧力、線量）の評価が示されている。</p>

b. 【自主対策】タービン・バイパス弁の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所の隔離（中央制御室からの遠隔操作）を行うとともに、漏えい箇所の特定又は隔離（中央制御室からの遠隔操作）ができない場合に、タービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することによって、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「（4）インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）」に係る手段である。そのための自主対策設備が、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口配管の圧力上昇、原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの隔離操作を実施できず、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧ができない場合であって、主復水器が使用可能な場合には、タービン・バイパス弁を用いた減圧の手順に着手する」としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、中央制御室でのタービン・バイパス弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. 当該手順は、漏えい箇所の隔離操作、タービン・バイパス弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。</p> <p>（ア）中央制御室からの隔離操作の場合、漏えい箇所の隔離操作等を中央制御室の運転員等 2 名により、12 分以内</p> <p>（イ）遠隔操作による隔離ができず、現場で隔離操作を行う場合、タービン・バイパス弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、中央制御室の運転員等 2 名及び現場の運転員等 4 名により、300 分以内</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. インターフェイスシステム LOCA 発生時には、漏えい箇所の隔離操作（中央制御室からの遠隔操作）を実施する。</p> <p>b. 漏えい箇所の隔離操作（中央制御室からの遠隔操作）に失敗した場合には、①逃がし安全弁（自動減圧機能）及び②タービン・バイパス弁により発電用原子炉の急速減圧を行うことにより、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。（優先順位は①、②の順）</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系機能故障時の手順	タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	タービン・バイパス弁、タービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
サポート系機能故障時の手順	可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保	可搬型窒素供給装置（小型）	系統構成に時間を要するものの、逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
インターフェイスシステム LOCA 時の手順	タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	タービン・バイパス弁、タービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、主復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 及び設置許可基準規則第 4 7 条）

I	要求事項の整理	1. 4-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 4-5
1. 4. 1	対応手段と設備の選定	1. 4-5
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 4-5
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 4-6
1. 4. 2	重大事故等時の手順等	1. 4-10
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 4-10
	a. 第 4 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 4-10
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 4-12
	(2) 優先順位について	1. 4-12
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 4-13
1. 4. 2. 1	発電用原子炉運転中における対応手順	1. 4-16
	(1) フロントライン系故障時の手順等	1. 4-16
	a. 低圧代替注水	1. 4-16
	(a) 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1. 4-16
	(b) 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）	1. 4-17
	(c) 【自主対策】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	1. 4-18
	(d) 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1. 4-18
	(e) 【自主対策】補給水系による原子炉圧力容器への注水	1. 4-19
	b. 優先順位	1. 4-20
	(2) サポート系故障時の手順等	1. 4-21
	a. 【技術的能力・有効性評価（第 3 7 条）】残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	1. 4-21
	b. 優先順位	1. 4-22
	(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順	1. 4-22
	a. 低圧代替注水	1. 4-22
	(a) 【技術的能力】低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	1. 4-22
	(b) 【技術的能力】代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	1. 4-23
	(c) 【技術的能力】低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）	1. 4-24
	(d) 【自主対策】消火系による残存溶融炉心の冷却	1. 4-25
	(e) 【自主対策】補給水系による残存溶融炉心の冷却	1. 4-25
	b. 優先順位	1. 4-26
	(1) フロントライン系故障時の手順等	1. 4-26
	a. 低圧代替注水	1. 4-26
	(a) 【技術的能力・有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1. 4-26
	(b) 【技術的能力】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）	1. 4-27
	(c) 【自主対策】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	1. 4-27

(d) 【自主対策】消火系による原子炉压力容器への注水	1.4-27
(e) 【自主対策】補給水系による原子炉压力容器への注水	1.4-27
(f) 【自主対策】原子炉冷却材浄化系による原子炉压力容器への注水	1.4-28
b. 優先順位	1.4-28
(2) サポート系故障時の手順等	1.4-29
a. 【技術的能力・有効性評価（第37条）】残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	1.4-29
b. 優先順位	1.4-30
1.4.2.3 復旧に係る手順	1.4-30

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>

<設置許可基準規則第47条>（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
2.3 全交流動力電源喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （炉心損傷防止・サポート系故障） 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 （炉心損傷防止・サポート系故障） 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
2.6 LOCA時注水機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （炉心損傷防止・サポート系故障） 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備） 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備） 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備） 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
5.2 全交流動力電源喪失	（運転停止中原子炉の燃料損傷防止） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第47条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を、また、発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を設置している。これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定している。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定している。</p> <p>以上から、「第47条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第47条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定しており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第47条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第1.4-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の故障を想定すること、サポート系の故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障を想定すること、さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていること、想定する故障と対応策との関係について、「第1.4-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第47条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての主な確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としているとしていることを確認した。</p> <p>① 可搬型重大事故防止設備として低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉圧力容器への注水（以下、常設重大事故防止設備として低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉圧力容器への注水と合わせて、「低圧代替注水」という。）のための可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び手順等。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水のための常設低圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための常設代替高圧電源装置等の設備及び手順等（※）。</p> <p>④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。</p> <p>⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（※）。</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>また、第47条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水のための設備及び手順等。</p> <p>② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための設備及び手順等。</p> <p>③ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却のための設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第47条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果(東海第二)
【設備（配備）】※ ¹	<p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>第47条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水を行うため、低圧代替注水系（可搬型）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水を行うため、低圧代替注水系（常設）を重大事故等対処設備として整備する。</p>
【技術的能力】※ ²	<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>(1)</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を以下のとおり整備する。</p> <p>○ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）のための手順等 低圧代替注水系（可搬型）を用いた低圧代替注水を行う。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を実施する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水のための手順等 常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器への注水を行う。</p>

		<p>○ 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水のための手順等 常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（停止時冷却系）にて発電用原子炉からの除熱を行う。</p>
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第47条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p>		
<p>※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.4</p>		
<p>○ 有効性評価（第37条）で求められている手順 有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。 「低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」、「残留熱除去系ポンプ電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」、 「代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却」、「残留熱除去系ポンプ電源復旧後の発電用原子炉からの除熱」</p>		

1.4.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第47条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認 する。</p>	<p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は、以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.4.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第47条等に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替淡水貯槽及 び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、常設 低圧代替注水系ポンプ、常設代替高圧電源装置及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱及び低圧炉心スプレイ系ポン プを用いた炉心注水。そのために、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（低 圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのために、常設 低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水 設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針 が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>a. 「低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベ ル3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する。（※）この手順では、可搬型代替注水大 型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計14名により、535分以内に実施する。</p> <p>（※）低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用 する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系（自主対策設備）、消火系（自主対策設備）、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>補給水系（自主対策設備）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>b. 「低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を計2名により、9分以内に実施する。</p> <p>c. 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」 全交流動力電源喪失時、常設代替高圧電源装置による非常用高圧母線への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を以下のとおり実施する。 （ア）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を行う場合、計6名により、147分以内 （イ）原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1名により、2分以内 なお、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理されていることを確認した。</p> <p>d. 「低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合には、低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を計2名により、9分以内に実施する。</p> <p>e. 「代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）が使用できない場合には、代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を計2名により、41分以内に実施する。</p> <p>f. 「低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）」 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、及び消火系及び補給水系が使用できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計9名により、535分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、b) 必要な通信連絡設備を確保していること、c) 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第47条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) 対策と設備 及び 2) 手順の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による炉心注水、残留熱除去系ポンプ電源復旧による炉心注水又は原子炉除熱並びに代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却</u>を行うために必要となる対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p><u>これらの対策は（1）1）a.、b.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである</u>ことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>発電用原子炉運転中における対応手順及び発電用原子炉運転停止中における対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備等が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、代替循環冷却系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、システムの構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を計2名により、41分以内に実施する。</p> <p>b. 「消火系による原子炉圧力容器への注水」 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計3名により、56分以内に実施する。</p> <p>c. 「補給水系による原子炉圧力容器への注水」 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉への注水ができず、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、非常用交流電源設備により必要な電源が確保された場合には、補給水系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、システムの構成、復水移送ポンプの起動等を計7名により、110分以内に実施する。</p> <p>d. 「原子炉冷却材浄化系による原子炉圧力容器の除熱」 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱ができない場合であって、非常用電源が使用可能な場合には、原子炉冷却材浄化系により原子炉を除熱する手順に着手する。この手順では、システムの構成、原子炉冷却材浄化系ポンプの起動等を計3名により、202分以内に実施する。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器内の残存溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>原子炉圧力容器内の残存溶融炉心の冷却のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（「表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「消火系による残存溶融炉心の冷却」のための手順 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系が使用できず、かつ消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計3名により、56分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>常設低圧代替注水系ポンプ、常設代替高圧電源装置及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の手順に着手する</u>（※）としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）<u>低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系（自主対策設備）、消火系（自主対策設備）、補給水系（自主対策設備）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</u></p> <p>b. 判断基準である「<u>原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</u>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA 広帯域）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、システムの構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-9 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、システムの構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を</u>、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、<u>9 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。</p>

(b) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順を整備すること」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備をを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する（※）としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系（自主対策設備）、消火系（自主対策設備）、補給水系（自主対策設備）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA広帯域）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を行う手順であり、「第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） タイムチャート」、「第1.4.13図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を、現場の運転員3名及び重大事故等対応要員11名にて作業を実施した場合、535分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.4.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用又は携行して作業を行う。

(c) 【自主対策】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、代替循環冷却系による原子炉注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-16 図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、41 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(d) 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、消火系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-18 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、56 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(e) 【自主対策】補給水系による原子炉压力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、補給水系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、非常用交流電源設備により必要な電源が確保された場合には、補給水系による原子炉注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、システムの構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-20 図 補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、システムの構成、復水移送ポンプの起動等を、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 4 名にて作業を実施した場合、110 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4-35 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。（準備については、同時並行で実施される。）</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 外部電源、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、代替淡水貯槽が使用可能であれば低压代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。 b. 代替淡水貯槽が使用できない場合、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低压代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 c. 交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低压代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができず復水貯蔵タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> d. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低压代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> 優先①：代替循環冷却系 A 系 優先②：代替循環冷却系 B 系

(2) サポート系故障時の手順等

a. 【技術的能力・有効性評価（第37条）】 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）	
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 4にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、全交流動力電源喪失時、常設代替高圧電源装置等による非常用高圧母線への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「MC 2C 電圧」、「MC 2D 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-22 図 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、2 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるサポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4-35 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 残留熱除去系海水系の運転ができない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p>

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力】低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>及び<u>代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器</p>	<p>a. <u>格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合には、低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の温度」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器</p>	<p>a. 当該手順は、<u>システムの構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等</u>を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>システムの構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等</u>を、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、<u>9 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（東海第二）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作手順は「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることから、アクセスルートの確保等も同様である。

(b) 【技術的能力】代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、代替循環冷却系を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替循環冷却系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系(常設)が使用できない場合には、代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子炉格納容器内の温度」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、システムの構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4-16図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、システムの構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、41分以内に実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。

(c) 【技術的能力】 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水系(可搬型)を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系が使用できない場合には、低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の温度」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、システムの構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」のうち交流動力電源が確保されている場合と同様であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続、システムの構成、ポンプ起動等を、中央制御室運転員1名、重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作手順は「(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」のうち交流動力電源が確保されている場合と同様であることから、アクセスルートの確保等も同様である。</p>

(d) 【自主対策】消火系による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、消火系を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系(常設)が使用できず、かつ消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する」としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等</u>を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順では、<u>系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を</u>、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、<u>56 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p>

(e) 【自主対策】補給水系による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、補給水系を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 格納容器下部水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系が使用できず、かつ非常用交流電源設備により必要な電源が確保された場合には、補給水系による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する」としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>系統の構成、復水移送ポンプの起動等</u>を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順では、<u>系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を</u>、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 4 名にて作業を実施した場合、<u>110 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順の選択について、「第 1.4-35 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、代替淡水貯槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p>b. 代替淡水貯槽が使用できない場合、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>また、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統 1 系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができず復水貯蔵タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：代替循環冷却系 A 系 優先②：代替循環冷却系 B 系</p>

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力・有効性評価（第 37 条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）
<p>当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.4.2.1(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。</p> <p>（※）運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>

(b) 【技術的能力】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水/海水）

確認結果（東海第二）

当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 にて求められている「解釈 1（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順を整備すること」に係る手段である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 4. 2. 1(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水/海水）」と同様であることを確認した。

(c) 【自主対策】 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水

確認結果（東海第二）

当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が「第 1. 4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 4. 2. 1(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水」と同様であることを確認した。

(d) 【自主対策】 消火系による原子炉压力容器への注水

確認結果（東海第二）

当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、消火系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が「第 1. 4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 4. 2. 1(1) a. (d) 消火系による原子炉压力容器への注水」と同様であることを確認した。

(e) 【自主対策】 補給水系による原子炉压力容器への注水

確認結果（東海第二）

当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、補給水系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が「第 1. 4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 4. 2. 1(1) a. (e) 補給水系による原子炉压力容器への注水」と同様であることを確認した。

(f) 【自主対策】原子炉冷却材浄化系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、原子炉冷却材浄化系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱ができない場合であって、非常用電源が使用可能な場合には、原子炉冷却材浄化系により原子炉を除熱する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、システムの構成、原子炉冷却材浄化系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-26 図 原子炉冷却材浄化系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、システムの構成、原子炉冷却材浄化系ポンプの起動等を、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、202 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	原子炉停止中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4-35 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系により原子炉除熱する他は、1.4.2.1(1)b. と同様であることを確認した。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 【技術的能力・有効性評価（第37条）】 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

確認結果（東海第二）	
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて発電用原子炉からの除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>全交流動力電源喪失時、常設代替高圧電源装置等による非常用高圧母線への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「MC 2C 電圧」、「MC 2D 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-28 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を</u>、中央制御室運転員 2 名、現場運転員 1 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、<u>147 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉停止中におけるサポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4-35 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉からの除熱を実施する。 b. 残留熱除去系海水系が運転できない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉からの除熱を実施する。 c. 緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉の除熱を実施するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

1.4.2.3 復旧に係る手順

確認結果（東海第二）
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「解釈 1 (2) 復旧」に係る手順が、「1.4.2.1 (2) a. 残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）電源復旧後の原子炉注水」及び「1.4.2.2 (2) a. 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の原子炉除熱」として整備されていることを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類		対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉運転中	フロントライン系故障時	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ	重大事故等対処設備に要求される原子炉を冷却するための十分な注水量を確保できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
		消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
		補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
原子炉運転停止中	フロントライン系故障時	原子炉冷却材浄化系による原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材浄化系ポンプ、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器、原子炉補機冷却系ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器、補機冷却系海水系ポンプ等	原子炉停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水の通水が可能であれば、原子炉を除熱する手段となり得る。
		消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプと同等の機能（流量）を有することから、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
		補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	消火系による残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプと同等の機能（流量）を有することから、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 5 及び設置許可基準規則第 4 8 条）

I	要求事項の整理	1. 5-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 5-4
1. 5. 1	対応手段と設備の選定	1. 5-4
	（1）対応手段と設備の選定の考え方	1. 5-4
	（2）対応手段と設備の選定の結果	1. 5-4
1. 5. 2	重大事故等時の手順等	1. 5-8
	（1）規制要求に対する設備及び手順等について	1. 5-8
	a. 第 4 8 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 5-8
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 5-9
	（2）優先順位について	1. 5-10
	（3）自主的対策のための設備及び手順等について	1. 5-10
1. 5. 2. 1	フロントライン系故障時の手順等	1. 5-12
	（1）最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合）	1. 5-12
	1）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1. 5-12
	2）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1. 5-17
	（2）最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）	1. 5-18
	1）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1. 5-18
	2）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1. 5-19
	（3）優先順位	1. 5-20
1. 5. 2. 2	サポート系故障時の手順等	1. 5-21
	（1）最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	1. 5-21
	1）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】緊急用海水系による冷却水確保	1. 5-21
	2）【自主対策】代替残留熱除去系海水系による冷却水確保	1. 5-22
	（2）優先順位	1. 5-22

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>

<設置許可基準規則第48条>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失 2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） 2.6 LOCA時注水機能喪失	（フロントライン系故障時（交流動力電源が健全な場合） ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2.3 全交流動力電源喪失	（フロントライン系故障時（全交流動力電源喪失時の場合） ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） （サポート系故障時） ・緊急用海水系による冷却水確保
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	（サポート系故障時） ・緊急用海水系による冷却水確保
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	（サポート系故障時） ・緊急用海水系による冷却水確保
5.2 全交流動力電源喪失	（サポート系故障時） ・緊急用海水系による冷却水確保

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。

・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第48条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系海水系による冷却機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第48条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第48条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析結果（「第1.5-1図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障等を想定する。また、サポート系の故障として、残留熱除去系海水系の故障、全交流動力電源喪失を想定することを確認した。</p>

②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。

また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。

（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）

※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。

2) 第 48 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。

また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。

②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.5-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。

2) 第 48 条等及び有効性評価（第 37 条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。

（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）

第 48 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。

- ① 代替の最終ヒートシンクシステムとして緊急用海水ポンプを用いた残留熱除去系冷却を実施するための設備及び手順等。
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び手順等。

また、有効性評価（第 37 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。

- ① 緊急用海水ポンプを用いた残留熱除去系冷却を実施するための設備及び手順等。
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び手順等。

表 1 規制要求事項に対応する手順

○「第48条等」等で求められている手順		確認結果(東海第二)
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※¹ 【設備（措置）】※²</p> <p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。 加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>（参考：50条3b)）</p> <p>b) 上記3a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作</p>	<p>第48条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、緊急用海水ポンプ、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b) 耐圧強化ベント系については、1.5.2.1以降に示す。なお、格納容器圧力逃がし装置については、第50条における設備の設計方針に示す。</p> <p>c) 代替の最終ヒートシンクシステムとして緊急用海水ポンプを用いた残留熱除去系冷却を実施するための設備及び手順等を整備する。（なお、時間余裕の観点については、有効性評価「2.4 崩壊熱除去機能喪失」で確認した。） 加えて、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び手順等を整備する。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、可燃性ガスの爆発防止対策として、使用する前に窒素ガスで置換することなどから、基準規則解釈第50条3b)に準じている。なお、詳細は第48条及び第50条における設備の設計方針に示す。また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。（なお、有効性評価の炉心損傷防止対策において敷地境界での線量評価が5mSv以下であることを確認した。）</p>	

	<p>ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（参考：実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 2.2.1 (6)）</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p>	
<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p>	<p>上欄参照。</p>

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第48条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.5

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。

- ・「緊急用海水系による冷却水確保」
- ・「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」
- ・「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」
- ・「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」
- ・「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」

1.5.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第48条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第48条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそれのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 緊急用海水ポンプを用いた残留熱除去系冷却。そのために、緊急用海水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置及び遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「緊急用海水系による冷却水確保」のための手順</p> <p>残留熱除去系海水系ポンプの故障等により残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合には、緊急用海水系による残留熱除去系熱交換器への冷却水の供給の手順に着手する。この手順では、系統の構成、緊急用海水ポンプの起動等を計2名により、24分以内に実施する。</p> <p>b. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、7分以内に実施する。</p> <p>c. 「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、15分以内に実施する。</p> <p>d. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、170分以内に実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>e. 「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」のための手順 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、152分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 必要な通信連絡設備を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために緊急用海水ポンプを用いた残留熱除去系冷却、並びに格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としていることを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針 これらの対策は、(1) a. 1) a. 及びb. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な整備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	第48条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.5.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) サポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>○サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための可搬型代替注水大型ポンプ（表2参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「可搬型代替注水大型ポンプによる残留熱除去系熱交換器への海水注水」のための手順 緊急用海水ポンプの故障等により緊急用海水系が使用できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプによる残留熱除去系熱交換器への海水注水の手順に着手する。この手順では、計9名により、系統の構成、可搬型代替注水大型ポンプの移動等を370分以内を実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③作業環境等

- a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}
 - b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}
 - c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}
- ※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合）

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.5 にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 フィルタ装置及び遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する ことを確認した。 （※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa [gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷前において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達」を監視項目である「原子炉格納容器内の水位」で確認すること等により、また、「炉心損傷前において、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の水位」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「サブプレッション・プール水位計」、「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のためにシステムの構成等を行う手順であり、「第1.5-5図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、システムの構成等を1名により、7分以内に実施する としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること を確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していること を確認した。 c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両の作業用照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携行している。さらに、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を

確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>装備又は携行して作業を行う。</p>

以下、b.～e.は、上記 a.の附属操作であることを確認した。

b.【技術的能力】フィルタ装置スクラビング水補給

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り、下限水位である 1,325mm に到達する前に、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器</p>	<p>a. フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合、フィルタ装置スクラビング水補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下」を監視項目である「最終ヒートシンクの確保」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「最終ヒートシンクの確保」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位計」であることを確認した。また、その計器が「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、フィルタ装置スクラビング水補給のためにシステムの構成等を行う手順であり、「第 1.5-7 図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、以下の通りとしていることを確認した。 ・代替淡水貯槽を水源とした場合、システムの構成等を計 8 名により、180 分以内に実施する。 ・淡水タンクを水源とした場合、システムの構成等を計 8 名により、165 分以内に実施する。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛生電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。</p>

c. 【技術的能力】原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント停止後において、水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制及び負圧破損を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換するものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 格納容器ベント停止可能（※）と判断した場合には、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 （※）残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で、原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。 b. 「格納容器ベント停止可能」を判断するために必要な「原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]未満」、「原子炉格納容器内の温度が171℃未満」及び「原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」及び「原子炉格納容器内の水素濃度」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「最終ヒートシンクの確保」であること、その監視項目のための計器が「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」、「格納容器温度計（D/W）」、「格納容器内温度計（S/C）」、「格納容器内水素濃度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換のために可搬型窒素供給装置の系統構成等を行う手順であり、「第1.5-9図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、以下の通りとしていることを確認した。 ・格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した場合、可搬型窒素供給装置の系統構成等を計6名により、135分以内に実施する。 ・格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した場合、可搬型窒素供給装置の系統構成等を計6名により、115分以内に実施する。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛生電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。

d. 【技術的能力】フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント中に原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換するものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合には、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の水素濃度」及び「原子炉格納容器内の酸素濃度」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の水素濃度」及び「原子炉格納容器内の酸素濃度」であること、その監視項目のための計器が格納容器内圧力計（D/W）、「格納容器内圧力計（S/C）」、「格納容器温度計（D/W）」、「格納容器内温度計（S/C）」、「格納容器内水素濃度（SA）」、「格納容器内酸素濃度（SA）」等であることを確認した。また、その計器が「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換のために可搬型窒素供給装置の系統構成等を行う手順であり、「第 1.5-11 図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、可搬型窒素供給装置の系統構成等を計 6 名により、135 分以内に実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛生電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。

e. 【技術的能力】 フィルタ装置スクラビング水移送

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送するものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. フィルタ装置スクラビング水温度指示値が 55℃以下において、フィルタ装置水位が規定値(180mm)以上確保される場合には、フィルタ装置スクラビング水移送の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置スクラビング水温度指示値が 55℃以下において、フィルタ装置水位が規定値(180mm)以上」を監視項目である「最終ヒートシンクの確保」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「最終ヒートシンクの確保」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置スクラビング水温度計」及び「フィルタ装置水位計」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置スクラビング水移送のためにシステムの構成等を行う手順であり、「第 1.5-13 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、システムの構成等を計 3 名により、54 分以内に実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しており、接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しており、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、操作は汚染の可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。

2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa [gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 判断基準である「サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達」を監視項目である「原子炉格納容器内の水位」で確認すること等により、また、「原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。なお、「格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合」とは、設備に故障が発生した場合であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の水位」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「サブプレッション・プール水位計」、「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等で監視することとしており、それらの計器が、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために耐圧強化ベント系の隔離弁の操作を行う手順であり、「第1.5-15図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、システムの構成等を1名により、15分以内に実施するとしており、確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両の作業用照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携行している。さらに、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失時において、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の減圧及び除熱（現場操作）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.5 にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、フィルタ装置及び遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合には、原子炉建屋原子炉区域内の系統の構成（非常用ガス処理系フィルタトレイン（A）出口弁及び非常用ガス処理系フィルタトレイン（B）出口弁の全閉操作）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達」を監視項目である「原子炉格納容器内の水位」で確認すること等により、また、「原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の水位」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「サプレッション・プール水位計」、「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために現場での系統の構成等を行う手順であり、「第1.5-17図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、170分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両の作業用照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び詐欺対策本部に連絡する。 ・作業環境について、蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携帯している。さらに、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。

格納容器圧力逃がし装置の附属操作であるフィルタ装置スクラビング水補給、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換、フィルタ装置スクラビング水移送は、1.5.2.1(1)1)

と同様。

2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失時において、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器の減圧及び除熱（現場操作）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第 1.5-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」並びに運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却を行いサプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合又は原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa [gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合には、二次格納容器内の系統の構成（非常用ガス処理系フィルタトレイン（A）出口弁及び非常用ガス処理系フィルタトレイン（B）出口弁の全閉操作）の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達」を監視項目である「原子炉格納容器内の水位」で確認すること等により、また、「原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。なお、「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合」とは、設備に故障が発生した場合であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の水位」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「サプレッション・プール水位計」、「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために現場での系統の構成等を行う手順であり、「第 1.5-19 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場での系統の構成等を計 6 名により、152 分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両の作業用照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び LED ライトをバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部に連絡する。

確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>・作業環境について、蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携行している。さらに、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（それぞれ現場操作含む）の対応手順の選択について、「第1.5-26 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を実施する。この際、排気中に含まれる放射性物質を低減する機能を持つ格納容器圧力逃がし装置を優先して使用する。 b. 格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】緊急用海水系による冷却水確保

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源が喪失した場合に、緊急用海水系による冷却水を供給し、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系による最終ヒートシンク（海）への熱の輸送を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急用海水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 残留熱除去系海水系の故障等により残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合には、緊急用海水ポンプを用いた残留熱除去系冷却の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「残留熱除去系海水系の故障等により残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合」を監視項目である「電源」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「M/C 2D 電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、冷却水確保のために緊急用海水ポンプの配備等を行う手順であり、「第1.5-21図 緊急用海水系による冷却水確保 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、計2名により、系統の構成等を24分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両の作業用照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携行型有線通話装置）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携行している。さらに、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を装備又は携行して作業を行う。

2)【自主対策】代替残留熱除去系海水系による冷却水確保

確認事項	確認結果（東海第二）
① 対策と設備	当該手順は、最終ヒートシンクに熱を輸送するために、可搬型代替注水大型ポンプにより、残留熱除去系熱交換器に海水を注水することで冷却水の供給を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.5-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
②手順着手の判断等	
a. 判断基準	a. 緊急用海水ポンプの故障等により緊急用海水系による冷却水確保ができない場合には、可搬型代替注水大型ポンプによる残留熱除去系熱交換器への海水注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、可搬型代替注水大型ポンプを配備し、残留熱除去系熱交換器に海水を注水することにより、冷却水の確保を行う手順であり、「第 1.5-23 図 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、計 9 名により、システムの構成、可搬型代替注水大型ポンプの移動等を 370 分以内に実施するとしていることを確認した。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	サポート系故障時として、緊急用海水系による冷却水確保及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の対応手順の選択について、「第 1.5-26 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。 a. 残留熱除去系海水系が機能喪失した場合は、緊急用海水系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行う。 b. 緊急用海水系が故障等により熱を輸送できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系熱交換器へ直接海水を注水し、残留熱除去系を使用して原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

表 2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
代替残留熱除去系海水系による冷却水確保	可搬型代替注水大型ポンプ	基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合には期待することができない場合もあるが、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系、格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）と合わせて使用することで最終ヒートシンクへ熱を輸送する代替手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 及び設置許可基準規則第 4 9 条）

I	要求事項の整理	1. 6-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 6-6
1. 6. 1	対応手段と設備の選定	1. 6-6
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 6-6
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 6-7
1. 6. 2	重大事故等時の手順等	1. 6-12
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 6-12
a.	第 4 9 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 6-12
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 6-14
(2)	優先順位について	1. 6-16
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 6-16
1. 6. 2. 1	炉心損傷防止の対応手順	1. 6-19
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1. 6-19
a.	代替格納容器スプレイ	1. 6-19
(a)	【技術的能力、有効性評価（3 7 条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-19
(b)	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-20
(c)	【自主対策】補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-21
(d)	【技術的能力、有効性評価（3 7 条）】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	1. 6-22
b.	優先順位	1. 6-23
(2)	サポート系故障時の手順等	1. 6-23
a.	復旧	1. 6-23
(a)	【技術的能力、有効性評価（3 7 条）】残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-23
(b)	【技術的能力、有効性評価（3 7 条）】残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱	1. 6-25
b.	優先順位	1. 6-25
1. 6. 2. 2	格納容器破損防止の対応手順	1. 6-27
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1. 6-27
a.	代替格納容器スプレイ	1. 6-27
(a)	【技術的能力、有効性評価（3 7 条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-27
(b)	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-27
(c)	【自主対策】補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 6-27
(d)	【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	1. 6-27
b.	格納容器代替除熱	1. 6-28
(a)	【自主対策】ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	1. 6-28
c.	優先順位	1. 6-28
(2)	サポート系故障時の手順等	1. 6-29
a.	復旧	1. 6-29

(a) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-29
(b) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱	1.6-29
b. 優先順位	1.6-29

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器内の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること</p>

<設置許可基準規則第49条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b）上記a）の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>（2）兼用</p> <p>a）第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	(炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱
2.3 全交流動力電源喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱
2.4 崩壊熱除去機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱
2.5 原子炉停止機能喪失	(炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱
2.6 LOCA 時注水機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温・過圧破損）	(格納容器破損防止・フロントライン系故障)
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過熱	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	
3.3 水素燃焼	
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.6.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第49条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）を設置している。これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第49条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第49条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第49条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第1.6.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系故障として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール水冷却系）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.6-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第49条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）^(※1) を用いた格納容器スプレイ^(※2) を実施するための常設低圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）^(※1) を用いた格納容器スプレイ^(※2) を実施するための可搬型代替注水大型ポンプ及び手順等</p> <p>※1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、第49条等の要求事項における「格納容器スプレイ代替注水設備」に該当する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>※2 以下、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器スプレイを「代替格納容器スプレイ」という。</p> <p>また、有効性評価（第37条）^(※3)において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>※3 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA時注水機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p> <p>① 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等</p> <p>② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・プール冷却系）を用いた格納容器除熱を実施するための常設代替高圧電源装置等の設備及び手順等^(※4)。</p> <p>※4 代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・プール水冷却系）を用いたサブプレッション・プール水除熱を実施するための常設代替高圧電源装置等の設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第49条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>第49条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を重大事故等対処施設として整備する方針であることを確認した。</p> <p>b) 上記a)の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。（設備の確認事項「東海第二発電所に係る新規規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」を参照。）</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備として、兼用することを確認した。</p>

	<p>【技術的能力】※³</p>	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>(1)</p> <p>a) 格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へのスプレイを行う。</p> <p>○ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へのスプレイを行う。</p> <p>(2)</p> <p>a) 格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へのスプレイを行う。</p> <p>○ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へのスプレイを行う。</p>	
--	-----------------------------	---	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第49条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.6

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」、「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」、
 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」、「残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱」、「残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッ
 ション・プールの除熱」

1.6.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第49条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認 する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針 が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着 手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備していること と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認</p>	<p>第49条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以 降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第49条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内 の冷却等のため、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた代替格納容器スプレイ。そのために、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、常 設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイ。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型 ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、 代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた代替格納容器スプレイの手順に 着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を計2名により、11分以内で実施する。</p> <p>b. 「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ」 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができない場合であって、かつ、原子炉格納容器内の圧力、温度等につ いて、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイ の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計14名により、535分 以内で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を</p>

<p>する。</p>	<p>確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、 d) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1) に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>
------------	--

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサプレッション・プール水除熱を必要な対策としている。</p> <p>このうち、代替格納容器スプレイの対策は（1）a. 1）と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサプレッション・プール水除熱については、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱。そのために、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いたサプレッション・プール水除熱。そのために、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サプレッション・プール水冷却系）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」 炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、常設代替高圧電源装置により非常用高圧母線への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を1名により、7分以内で実施する。</p> <p>b. 「残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱」 炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、常設代替高圧電源装置により非常用高圧母線への給電が完了</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール水除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を1名により、2分以内で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1) に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	炉心損傷防止の対応手順及び格納容器破損防止の対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.6.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等</p> <p>フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果は、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計3名により、58分以内で実施する。</p> <p>b. 「補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達し、非常用交流電源設備により必要な電源が確保された場合には、補給水系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計7名により、111分以内で実施する。</p> <p>c. 「格納容器代替除熱」 代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備により、原子炉補機冷却系（海水系含む）が復旧可能である場合には、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の手順に着手する。この手順は、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>システムの構成、ドライウェル内ガス冷却装置の起動等を1名により、10分以内で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※z</p> <p>※ 1.2.2.1 以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.6.2.1 炉心損傷防止の対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.6 にて求められている「解釈 1（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準（※）に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた代替格納容器スプレイの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）【代替格納容器スプレイ開始の判断基準】 以下のいずれかの条件に該当</p> <p>(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウエル圧力が 13.7kPa[gage] 以上で、原子炉水位が -3790mm 未満を経験した場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ圧力が 279kPa[gage] 以上の場合</p> <p>②温度に係る条件</p> <p>a. ドライウエル雰囲気温度 171℃に到達した場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ雰囲気温度が 104℃以上の場合</p> <p>③水位に係る条件</p> <p>a. サプレッション・チェンバ・プール水位が通常水位+6.0m に到達した場合</p> <p>(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止） 炉心損傷を防止した場合</p> <p>b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「ドライウエル圧力」及び「サプレッション・チェンバ圧力」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウエル雰囲気温度」及び「サプレッション・チェンバ雰囲気温度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.6.10 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を、運転員等（当直運転員）2 名にて作業を実施した場合、11 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b) 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.6.3-1 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。操作は、汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

(b) 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、そのための自主対策設備が、「表 1.6-1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷判断の前後において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレイの手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.6-12 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、運転員 3 名にて作業を実施し、58 分以内で実施することを確認した。</p>

（c）【自主対策】補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、そのための自主対策設備が、「表 1.6-1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷判断の前後において、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達し、非常用交流電源設備により必要な電源が確保された場合には、補給水系による格納容器スプレイの手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>システムの構成、復水移送ポンプの起動等</u>を行う手順であり、「第 1.6-14 図 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順ではシステムの構成、復水移送ポンプの起動等を、運転員 7 名にて作業を実施し、111 分以内で実施する</u>ことを確認した。</p>

(d) 【技術的能力、有効性評価（37条）】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「解釈 1（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1. 6. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）かつ、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイの手順に着手するとしており、</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「ドライウェル圧力」及び「サブプレッション・チェンバ圧力」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウェル雰囲気温度」及び「サブプレッション・チェンバ雰囲気温度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を行う手順であり、「第 1. 6-16, 18 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を、運転員 1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、535 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b) 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1. 6. 3-3 において、以下のとおり示されている。（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水準備及び送水（屋外作業）の例を記載）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.6-29 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、代替淡水貯蔵が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。代替淡水貯蔵が使用できない場合、消火系、補給水系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>b. 交流電源が確保できない場合、現場での手動操作によりシステムの構成を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>c. なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 復旧

(a) 【技術的能力、有効性評価（37条）】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.6にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されており、<u>常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱海水系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」についての有効性評価をいう。</p>

<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<u>炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、常設代替高圧電源装置により非常用高圧母線への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱の手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>（※）【格納容器スプレイ開始の判断基準】 以下のいずれかの条件に該当</p> <p>(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウエル圧力が0.0137MPa[gage]以上で、原子炉水位（広帯域）が-3790mm未満を経験し、原子炉水位（燃料域）が-1118mm以上に維持されている場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ圧力が0.0137MPa[gage]以上で、24時間継続した場合（サブプレッション・チェンバ内へのスプレイ）</p> <p>c. サプレッション・チェンバ圧力が0.098MPa[gage]以上で、24時間継続した場合</p> <p>d. サプレッション・チェンバ圧力が0.245MPa[gage]以上の場合</p> <p>②温度に係る条件</p> <p>a. ドライウエル雰囲気温度が171℃に到達した場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ雰囲気温度が104℃に到達した場合（サブプレッション・チェンバ内へのスプレイ）</p> <p>③水位に係る条件</p> <p>a. サプレッション・プール水位が通常水位+6.0に到達した場合</p> <p>(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力が0.245MPa[gage]以上の場合</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「ドライウエル圧力」及び「サブプレッション・チェンバ圧力」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウエル雰囲気温度」及び「サブプレッション・チェンバ雰囲気温度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.6-20 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を</u>、運転員1名にて作業を実施した場合、<u>7分以内で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

(b) 【技術的能力、有効性評価（37条）】 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）によるサプレッション・プールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）にてサプレッション・プールの除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されており、常設代替高圧電源装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サプレッション・プール水冷却系）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。また、残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱海水系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、常設代替高圧電源装置により非常用高圧母線への給電が完了し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）によるサプレッション・プール水除熱の手順に着手することを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合」を、設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「冷却水」等であること、その監視項目のための計器が「M/C 2C 電圧」、「M/C 2D 電圧」、「残留熱除去系海水系系統流量」、「緊急用海水系系統流量」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.6-19 図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を、運転員 2 名にて作業を実施した場合、2 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.6-29 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>a. 常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合であって、残留熱除去系海水系の運転ができない場合、緊急用海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>c. 残留熱除去系海水系及び緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>

1.6.2.2 格納容器破損防止の対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（東海第二）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.6 にて求められている「解釈 1（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（a）代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

(b) 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（東海第二）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイするものである。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（b）消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(c) 【自主対策】補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（東海第二）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により原子炉格納容器内にスプレイするものである。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（c）補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(d) 【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）

確認結果（東海第二）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.6 にて求められている「解釈 1（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（d）代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

b. 格納容器代替除熱

(a) 【自主対策】ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧ができず、原子炉格納容器からの除熱手段がない場合に、非常用交流電源設備により原子炉補機冷却系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う（ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する）ものであり、そのための自主対策設備については、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。 なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 当該手順では、 <u>原子炉への注水機能が喪失し、代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備により、原子炉補機冷却系（海水系含む）が復旧可能である場合には、ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する</u> としおり、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、システムの構成、ドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動等を行う手順であり、「第 1.6-24 図 ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 c. 当該手順は、 <u>システムの構成、ドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動等を</u> 、運転員 1 名にて作業を実施した場合、 <u>10 分以内で実施する。</u> ことを確認した。

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.6-29 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1.6.2.1(1)b. と同様であることを確認した。 また、1.6.2.1(1)b. の対応手順の選択に加えて、外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、残留熱除去系海水系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する方針であることを確認した。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 復旧

(a) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（東海第二）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」に係る手順である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 6. 2. 1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(b) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱

確認結果（東海第二）

当該手順は、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）によるサプレッション・プールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）にてサプレッション・プールの除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」に係る手順である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 6. 2. 1(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱」と同様であることを確認した。

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1. 6-29 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1. 6. 2. 1(2) b. と同様であることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段名	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系 故障時の手順	消火系による格納容器スプレイ	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が 必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得 る。
	補給水系による格納容器スプレイ	復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、原子炉格納容器内を 冷却する手段となり得る。
	ドライウエル内ガス冷却装置による格納 容器除熱	ドライウエル内ガス冷却装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、原 子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル内ガス冷却装置送風機の起動が可能であ る場合、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウエル内ガス 冷却装置送風機が停止している場合においても、冷却水通水を継続することにより、ドラ イウエル内ガス冷却装置冷却コイルの表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇 を緩和する手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 7 及び設置許可基準規則第 50 条）

I	要求事項の整理	1. 7-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 7-4
1. 7. 1	対応手段と設備の選定	1. 7-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 7-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 7-5
1. 7. 2	重大事故等時の手順等	1. 7-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 7-9
a.	第 50 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 7-9
b.	第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 7-11
(2)	優先順位について	1. 7-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 7-12
1. 7. 2. 1	交流電源が健全である場合の設備及び手順等	1. 7-14
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1. 7-14
(2)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1. 7-15
(3)	【自主対策】サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入	1. 7-21
(4)	【自主対策】可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1. 7-21
1. 7. 2. 2	全交流動力電源喪失時の設備及び手順等	1. 7-22
(1)	【技術的能力】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1. 7-22
1. 7. 2. 3	優先順位	1. 7-23

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>

<設置許可基準規則第50条>（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第50条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第50条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第50条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第50条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第50条等による要求事項に基づき、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順を選定しているため、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>対応手段については、交流動力電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第50条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサプレッション・プール水の冷却及び原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へのスプレー（以下「代替循環冷却」という。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器圧力逃がし装置及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器圧力逃がし装置及び手順等。</p>

表 1 規制要求事項に対応する手順

○「第50条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果（東海第二）
【設備（配備）】※1	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>	<p>第50条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>1 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系を設置する。</p> <p>2 本申請は、BWR である。</p> <p>3 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>b) についての具体的な確認は、設備審査確認事項に示す。</p>

		<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	<p>4についての具体的な確認は、設備審査確認事項に示す。</p>	
	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>(1)</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備する。</p> <p>① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器圧力逃がし装置及び手順等。</p> <p>b) 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>(2)</p> <p>a) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。また、格納容器圧力逃がし装置の使用後においても原子炉格納容器の負圧破損を</p>	

	<p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>防止するために、可搬型窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とする。</p> <p>(3)</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外から人力操作が可能である。</p> <p>b) 遠隔人力操作機構の操作場所は、遮蔽体を設置し、空気ポンプにて正圧化することによりプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。</p> <p>c) 作業に必要な照明を作業場所の近傍に配備する。</p> <p>(4)</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の周囲に遮蔽体を設置する。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.7</p>			
<p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順</p> <p>有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>「代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」</p> <p>「格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」</p>			

1.7.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第50条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第50条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置、可搬型窒素供給装置及び遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断（※1）し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下の場合には、代替循環冷却の手順に着手する。この手順では、緊急用海水ポンプを使用した残留熱除去系熱交換器への冷却水の供給を計2名により、24分以内、代替循環冷却系の系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を計2名により、41分以内実施する。</p> <p>※1格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合であって原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。以下同じ。</p> <p>b. 「全交流動力電源喪失時における格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失時において、炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、格納容器スプレイを行っている場合であって、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する（※2）。この手順では、遠隔人力操作機構による第一弁の現場操作を計3名により、140分以内、第二弁の現場操作を計3名があらかじめ第二弁操作室に移動し待機することにより、30分以内実施する。</p> <p>※2ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>c. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順 炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、格納容器スプレイを行っている場合であって、サブレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。この手順では、中央制御室からの第一弁の遠隔操作を1名により、5分以内、第二弁の遠隔操作を1名により、2分以内を実施する。</p> <p>d. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順 格納容器ベント停止可能（※3）と判断した場合には、原子炉格納容器の負圧破損を防止するための手順に着手する。この手順では、可搬型窒素供給装置の配備及びホース接続、系統の構成、装置の起動等を計6名により、135分以内を実施する。</p> <p>※3 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で、原子炉格納容器内の圧力が0.310MPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合を基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応している。</p> <p>③作業環境等 以下のことなどを確認した。</p> <p>a. 系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること。</p> <p>b. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること。</p> <p>c. 照明を作業場所の近傍に配備していること、必要な通信連絡設備を確保していること。</p> <p>d. 室温は通常運転時と同程度であること、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは二次格納施設外である原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟とすること、格納容器圧力逃がし装置の第二弁及び第二弁バイパス弁の操作場所である第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンプユニットにて正圧化することなどから、系統の構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としていることを確認した。</p> <p>2) 手順の方針 これらの対策は、(1) a. 1) a. 及びb. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	手順等における優先順位が設定されていることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.7.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>① 対策と設備 原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するためのサプレッション・プール水pH制御装置及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための可搬型代替注水大型ポンプ（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入」のための手順 炉心損傷を判断した場合には、残留熱除去系配管からサプレッション・プールへの薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。 この手順では、系統の構成、薬液注入等を計1名により、15分以内に実施する。 なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH制御したサプレッション・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。</p> <p>b. 「可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順 炉心損傷を判断した場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合であって、緊急用海水系が使用できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器への海水注水の手順に着手する。この手順は、系統の構成、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計9名により、370分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.7.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.7.2.1 交流電源が健全である場合の設備及び手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、代替循環冷却を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.7にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのため設備は、「第1.7.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「水素燃焼」、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下の場合には、代替循環冷却の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下の場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。なお、「残留熱除去系の復旧に見込みがない」ということを、設備に故障が発生した場合又は駆動に必要な電源若しくは冷却水が確保できない場合としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、サブプレッション・チェンバを水源とし、代替循環冷却系ポンプにより原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へのスプレイを行うとともに、緊急用海水ポンプ、残留熱除去系熱交換器等を用いて原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う手順であり、「第1.7-4図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急用海水ポンプを使用した残留熱除去系熱交換器への冷却水の供給を計2名により、24分以内、代替循環冷却系の系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を計2名により、41分以内に実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作で対応できることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.7 にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、フィルタ装置、可搬型窒素供給装置及び遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、格納容器スプレイを行っている場合であって、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する※としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>※具体的には、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始することを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順であり、「第 1.7-7 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室からの第一弁の遠隔操作を 1 名により、5 分以内、第二弁の遠隔操作を 1 名により、2 分以内に実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第 37 条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順では、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣することとしている。（補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）についての 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置操作手順について）にて、格納容器圧力が 620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、第二弁操作場所に移動し、待機することが示されている。）このことから、アクセスルートの確保等について以下の事項を確認した。</p> <p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していること。</p> <p>c. 系統の構成、隔離弁の手動開操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。 ・作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

以下、b. ～h. は、上記 a. の附属操作であることを確認した。

b. 第二弁操作室の正圧化

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、第二弁操作室をポンベにより加圧し、第二弁操作室の居住性を確保するものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である第二弁操作室空気ポンベユニットを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合には、第二弁操作室の正圧化の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。なお、 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、第二弁操作室の正圧化のために第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁及び第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁を全開操作を行う手順であり、「第 1.7-7 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、弁の操作等を計 3 名により、作業開始を判断してから第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化準備完了まで 50 分以内で実施するとしていることを確認した。また、第二弁操作室の正圧化基準到達から第二弁操作室内の正圧化開始まで 4 分以内で可能であること、第二弁操作室空気ポンベユニットの第二弁操作室空気供給差圧調整弁の操作から正圧に達するまで 1 分以内であることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。 ・作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

c. フィルタ装置装置スクラビング水補給

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2,530mm を下回り下限水位である 1,325mm に到達する前に、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合には、フィルタ装置スクラビング水補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置水位指示値」を監視項目である「最終ヒートシンクの確保」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「最終ヒートシンクの確保」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホースを接続し、フィルタ装置スクラビング水の補給を行う手順であり、「第 1.7-9 図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、代替淡水貯槽を水源とした場合には、弁の操作等を計 8 名により、180 分以内で、淡水タンクを水源とした場合には、弁の操作等を計 8 名により、165 分以内で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

d. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制、及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 格納容器ベント停止可能※と判断した場合には、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 ※具体的には、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合であることを確認した。 b. 判断基準である原子炉格納容器内の圧力等を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「ドライウェル圧力」等であることを確認した。また、その計器が「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換のために可搬型窒素供給装置を用いて窒素の注入を行う手順であり、「第1.7-11図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、以下のとおりとしていることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合には、計6名により、135分以内で実施する。 ・ 格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合には、計6名により、115分以内で実施する。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.4において、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・ 通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

e. フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、フィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合には、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の水素濃度」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の水素濃度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内水素濃度（S A）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換のために可搬型窒素供給装置を用いて窒素の注入を行う手順であり、「第 1.7-13 図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、弁の操作等を計 6 名により、135 分以内で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

f. フィルタ装置スクラビング水移送

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送するを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. フィルタ装置スクラビング水温度指示値が 55℃以下において、フィルタ装置水位が規定値以上確保されている場合には、フィルタ装置スクラビング水移送の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、「フィルタ装置スクラビング水温度指示値が 55℃以下において、フィルタ装置水位が規定値以上確保されている場合」には監視項目である「最終ヒートシンクの確保」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「最終ヒートシンクの確保」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、フィルタ装置内のスクラビング水を移送するために移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.7-15 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート」等を踏まえ、ポンプの起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順は、ポンプの起動等を計 3 名により、54 分以内で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。 ・作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

(3) 【自主対策】 サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入

確認事項	確認結果（東海第二）
① 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉格納容器外へよう素の放出量低減するためにサプレッション・チェンパ内にアルカリ薬液の注入を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、追補 1 の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. アルカリ薬液との反応で原子炉格納容器が腐食することによる格納容器バウンダリのシール性への影響 pH 制御したサプレッション・チェンパ・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため、悪影響はない。同様に原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用していることから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。</p> <p>b. アルカリ薬液との反応で水素が発生することによる格納容器の圧力上昇及び水素燃焼 原子炉格納容器内では、配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、気相部に占める割合が十分に小さいため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。さらに、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では、酸素の発生がないことから、水素の燃焼も発生しない。</p>
②手順着手の判断等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷を判断した場合には、残留熱除去系配管からサプレッション・プールへの薬液（水酸化ナトリウム）注入の順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、サプレッション・プールに薬液（水酸化ナトリウム）を注入することで、格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する手順であり、「第 1.7-17 図 サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、システムの構成、薬液注入等を 1 名により、15 分以内に実施する」としていることを確認した。</p>

(4) 【自主対策】 可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
① 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために残留熱除去系熱交換器への海水注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
②手順着手の判断等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合であつて、緊急用海水系が使用できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器への海水注水の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、残留熱除去系熱交換器への海水注水を行うことにより、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う手順であり、「第 1.5-23 図 代替残留熱除去系海水系による冷却水確保 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、システムの構成、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計 9 名により、370 分以内に実施する」としていることを確認した。</p>

1.7.2.2 全交流動力電源喪失時の設備及び手順等

(1) 【技術的能力】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

a. 【技術的能力】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失時において、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.7 にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 フィルタ装置、可搬型窒素供給装置及び遠隔人力操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失時において、炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、格納容器スプレイを行っている場合であって、サブレーション・プール水位指示値が通常水位+5.5m に到達した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順（現場操作）に着手する※としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>※具体的には、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始することを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力で操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下させるための手順であり、「第 1.7-19 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、遠隔人力操作機構による第一弁の現場操作を計 3 名により、140 分以内、第二弁の現場操作を計 3 名があらかじめ第二弁操作室に移動し待機することにより、30 分以内に実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 系統の構成、隔離弁の手動開操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。 ・作業環境について、ヘッドライト又は LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、タイベック）を着用して作業を行う。

格納容器圧力逃がし装置の附属操作である第二弁操作室の正圧化、フィルタ装置スクラビング水補給、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換、フィルタ装置スクラビング水移送は、1.7.2.1(2)と同様。

1.7.2.3 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>交流動力電源が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段の対応手順の選択について、「第 1.7-20 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷が発生した場合は、サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入を行うとともに、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の冷却を実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行う。</p> <p>b. 残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に優先し、内部水源である代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が上昇し、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m に到達した場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。 なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C 側ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>e. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。</p> <p>f. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。</p> <p>優先順位は以下のとおり。 優先①：代替循環冷却系 A 系 優先②：代替循環冷却系 B 系</p>

表 2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
サプレッション・プール水 pH 制御による薬液注入	サプレッション・プール水 pH 制御装置	サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。 重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られているものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。
可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	可搬型代替注水大型ポンプ	基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合には期待することができない場合もあるが、代替循環冷却系が使用可能であれば、原

		子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段となり得る。
--	--	------------------------------

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 及び設置許可基準規則第 5 1 条）

I	要求事項の整理	1.8-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.8-4
1.8.1	対応手段と設備の選定	1.8-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.8-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.8-5
1.8.2	重大事故等時の手順等	1.8-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.8-9
	a. 第 5 1 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.8-9
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.8-11
	(2) 優先順位について	1.8-12
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.8-12
1.8.2.1	ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	1.8-15
	(1) 格納容器下部注水	1.8-15
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	1.8-15
	b. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）	1.8-16
	c. 【自主対策】消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	1.8-17
	d. 【自主対策】補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	1.8-18
	(2) 優先順位	1.8-19
1.8.2.2	溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止のための対応手順	1.8-20
	(1) 原子炉圧力容器への注水	1.8-20
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1.8-20
	b. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	1.8-21
	c. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	1.8-22
	d. 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1.8-23
	e. 【自主対策】補給水系による原子炉圧力容器への注水	1.8-23
	d. 【技術的能力】高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	1.8-24
	e. 【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1.8-24
	(2) 優先順位	1.8-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第51条>（原子炉格納容器内下部の溶融炉心を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	（格納容器破損防止・溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	（格納容器破損防止・溶融炉心の冷却） 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	（格納容器破損防止・溶融炉心の冷却） 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
3.4 水素燃焼	（格納容器破損防止・溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止） 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	（格納容器破損防止・溶融炉心の冷却） 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.8.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第51条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。また、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第51条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第51条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を行うための設計基準事故対処設備はないことから、機能喪失原因対策分析は実施しておらず、第51条等による要求事項に基づき、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>(ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却)</p> <p>① 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施するための常設低圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>② 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施するための可搬型代替中型注水ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>(溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止)</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施するための常設低圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>④ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施するための可搬型代替注水中型ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>⑤ 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）^(※)において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>※ 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p> <p>(ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却)</p> <p>① 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施するための常設低圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施するための常設低圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>③ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施するための可搬型代替注水中型ポンプ等の設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第51条等」で求められている手順		
	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>第51条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a)</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を重大事故等対処施設として整備することを確認した。</p> <p>ii) 上記i)の格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>b) 上記a) i)の格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>注) 上記のa) ii)及びb)の確認については、設備の確認事項「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第51条）」を参照のこと。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の手順等を整備する。</p>

	<p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p>	<p>○ 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>○ 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>上記の手順は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。 なお、ペDESTAL（ドライウエル部）には、原子炉起動前において事前水張りを行い、通常運転時から水を確保する。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>b) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合に、高圧代替注入系により原子炉圧力容器への注水を行う。</p>
--	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.8

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」、「低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「低圧代替注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」

1.8.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第51条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手 順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順 着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認す る。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確 保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしてい ること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと を確認する。</p>	<p>第51条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水。そのために、常設 低圧代替注水系ポンプ、コリウムシールド及び代替淡水貯槽を重大事故等 対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水。そのために、可搬型 代替注水中型ポンプ、コリウムシールド及び西側淡水貯水設備を重大事故等 対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器への注水。そのために、常設高圧代替注水系ポンプ、常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p><ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却></p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 （原子炉格納容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）</p> <p>炉心損傷を判断した場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、水位の確認、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を計2名により、17分以内で実施する。その後、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇又は指示値の喪失から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、流量調整弁の開操作等を計2名により、1分以内で実施する。</p> <p>なお、復水移送ポンプ等を用いたペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張りは、重大事故等が発生した際に実施するものでなく、原</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p data-bbox="1151 226 1448 268">子炉起動前に実施する。</p> <p data-bbox="1086 321 2089 401">b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 （原子炉格納容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）</p> <p data-bbox="1151 411 2813 709">炉心損傷を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系が使用できない場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計9名により、320分以内で実施する。その後、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇又は指示値の喪失から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、流量調整弁の開操作等を計9名により、20分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1151 720 2813 800">なお、復水移送ポンプ等を用いたペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張りは、重大事故等が発生した際に実施するものでなく、原子炉起動前に実施する。</p> <p data-bbox="1086 856 1961 898"><溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下の遅延又は防止></p> <p data-bbox="1086 951 1804 993">c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 993 2822 1119">炉心損傷を判断した場合であって、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を計2名により、7分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1086 1171 1694 1213">d. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 1213 2822 1339">炉心損傷を判断した場合であって、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、代替循環冷却系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を計2名により、41分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1086 1392 1828 1434">e. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 1434 2822 1612">炉心損傷を判断した場合であって、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計9名により、320分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1086 1665 1694 1707">e. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 1707 2822 1833">炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設高圧代替注水系ポンプの起動等を1名により、10分以内で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>f. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水</p> <p>炉心損傷を判断した場合において、損傷炉心へ注水する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合（設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合）には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ほう酸水注入系ポンプの起動等を1名により、2分以内で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、b) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) 対策と設備 及び 2) 手順等の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、1) a. 及びc. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却の対応手順、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止の対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>全交流動力電源喪失を想定することにより、自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却のための設備及び手順等</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。</p> <p>具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備</p> <p><u>全交流動力電源が喪失した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 （原子炉格納容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水） <u>炉心損傷を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）が使用できず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計3名により、54分以内に実施する。その後、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇又は指示値の喪失から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、流量調整弁の開操作等を1名により、1分以内に実施する。</u></p> <p>b. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 （原子炉格納容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水） <u>炉心損傷を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）及び消火系が使用できない場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計7名により、108分以内に実施する。その後、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p data-bbox="1151 226 2798 352">の上昇又は指示値の喪失から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した後の溶融炉心の冷却を行うため、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。この手順では、流量調整弁の開操作等を1名により、1分以内に実施する。</p> <p data-bbox="1101 409 2160 443">（2）溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p data-bbox="1130 499 2798 625">全交流動力電源が喪失した場合において、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止するための機能を回復する設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。 具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p data-bbox="1110 678 1294 711">① 対策と設備</p> <p data-bbox="1151 722 2798 806">全交流動力電源が喪失した場合において、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p data-bbox="1110 858 1620 892">② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p data-bbox="1110 947 1620 980">a. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1151 991 2798 1117">炉心損傷を判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計3名により、56分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1110 1171 1700 1205">b. 補給水系による原子炉圧力容器への緊急注水</p> <p data-bbox="1151 1215 2798 1341">炉心損傷を判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、補給水系による注水に必要な電源が確保された場合には、補給水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計7名により、110分以内で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※z</p> <p>※ 1.2.2.1 以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) 格納容器下部注水

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8にて求められている「解釈 1（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>本手順は以下のとおり確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱による蒸発量相当とする。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないようペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、常設低圧代替注水系ポンプ、コリウムシールド及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p>炉心損傷を判断した場合には、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。</p> <p>その後、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇又は指示値の喪失から原子炉圧力容器の破損を判断した場合</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した」、「ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇」、「ペDESTAL（ドライウエル部）内の指示値の喪失」を「原子炉格納容器内の放射線量率」、「原子炉圧力容器内の水位」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉格納容器内の温度」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」「原子炉圧力容器内の水位」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）」、「原子炉圧力容器温度」、「原子炉水位（広帯域）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.8-5 図 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、水位の確認、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を、運転員（操作者及び確認者）計 2 名により、17 分以内で実施し、その後、流量調整弁の開操作等を計 2 名により、1 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p>

<p>c. 作業環境</p>	<p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.8.3-1 及び 1.8.3-3 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> ・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u> ・ <u>作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。管理区域における操作は、汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。非管理区域における操作は、放射性物質の放出に備え、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u>
----------------	--

b. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.8 にて求められている「解釈 1（1）ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心の冷却」に係る手順である。</p> <p>本手順は以下のとおり確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないようペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。</p> <p>そのための設備は、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>可搬型代替注水ポンプ、コリウムシールド及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系が使用出来ない場合には、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。</u></p> <p><u>その後、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇又は指示値の喪失から原子炉圧力容器の破損を判断した場合</u></p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷の判断」、「ペDESTAL（ドライウエル部）内の水温の上昇」、「ペDESTAL（ドライウエル部）内の指示値の喪失」を「原子炉格納容器内の放射線量率」「原子炉圧力容器内の温度」、「原子炉圧力容器内の水位」、「原子炉格納容器内の温度」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」「原子炉圧力容器内の温度」、「原子炉圧力容器内の水位」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）」、「原子炉圧力容器温度」、「原子炉水位（広帯域）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）」、「格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型代替注水ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.8-7 図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 タイムチャート（淡水／海水）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>

b. 所要時間等	b. <u>可搬型代替注水ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、</u> 運転員1名（操作者及び確認者）及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、計9名により、 <u>320分以内で実施する</u> ことを確認した。 <u>その後、流量調整弁の開操作等を計9名により、20分以内</u> に実施する。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。
b. 通信設備等	b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u> を確認した。
c. 作業環境	c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.8.3-2において、以下のとおり示されている。（可搬型代替注水ポンプによる送水準備及び送水（屋外作業）の例を記載） <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> ・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u> ・ <u>作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</u>

c. 【自主対策】消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

確認結果（東海第二）	
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンク又は多目的タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施するものである。</p> <p>本手順は以下のとおり確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないようペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。</p> <p>そのための自主対策設備については、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順の方針	
a. 判断基準	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）が使用できず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。</u></p>
b. 操作手順	<p>b. 当該手順は、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「図1.8-9 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p>
c. 所要時間等	<p>c. <u>この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、</u>運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施し、<u>54分以内で実施する</u>ことを確認した。<u>その後、流量調整弁の開操作等を1名により1分以内</u>で実施する。</p>

d. 【自主対策】補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

確認結果（東海第二）	
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンク又は多目的タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施するものである。</p> <p>本手順は以下のとおり確認した。</p> <p>①原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないようペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。</p> <p>そのための自主対策設備については、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順の方針	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>① ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張り</p> <p>復水移送ポンプ等を用いたペDESTAL（ドライウエル部）の事前水張りは、重大事故等が発生した際に実施するものでなく、原子炉起動前に実施する。</p> <p>②原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</p> <p>炉心損傷を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）及び消火系が使用できない場合には、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する前の水位調整を行うため、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の手順に着手する。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「図1.8-11 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を、運転員1名、現場運転員2名及び重大事故対応要員4名にて作業を実施し、計7名により54分以内で実施することを確認した。その後、流量調整弁の開操作等を1名により1分以内で実施する。</p>
a. 判断基準	
b. 操作手順	
c. 所要時間等	

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順の選択について、「第 1.8-24 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、代替淡水貯槽が使用可能であれば格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。 b. 代替淡水貯槽が使用できない場合、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。 c. また、原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、同様の順で対応手段を選択し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。 d. なお、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、常設代替交流電源設備等により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）への落下遅延・防止」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手では、炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合（設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合）には、低圧代替注水系（常設）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合」を「電源」、「水源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「水源」等であること、それらの監視項目のための計器が「緊急用M/C電圧」、「緊急用P/C電圧」、「代替淡水貯槽水位」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8-11図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を、運転員2名にて作業を実施した場合、計2名により7分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、常設代替交流電源設備等により代替循環冷却系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手では、炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合（設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合）には、代替循環冷却系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「代替循環冷却系が使用可能な場合」を「電源」、「水源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「水源」等であること、それらの監視項目のための計器が「緊急用M/C電圧」、「緊急用P/C電圧」、「サブプレッション・プール水位」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 d. 操作手順 e. 所要時間等 f. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8-17図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、代替循環冷却系ポンプの起動等を、運転員2名にて作業を実施した場合、計2名により41分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 にて求められている「解釈 1（2）溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手では、炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合（設備に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合）に、低圧代替注水系（可搬型）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合」を「電源」、「水源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「水源」等であること、それらの監視項目のための計器が「緊急用 M/C」、「緊急用 P/C」、「西側淡水貯水設備水位」、「代替淡水貯槽水位」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型代替注水ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.8-15 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、運転員 1 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、計 9 名により 320 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

d. 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）	
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施するものである。そのための自主対策設備については、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。 なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合（設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク又は多目的タンク）が確保されている場合）であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に、消火系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「図 1.8-19 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、運転員 1 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施し、計 3 名により 56 分以内で実施することを確認した。

e. 【自主対策】補給水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）	
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、補給水系による原子炉圧力容器への注水を実施するものである。そのための自主対策設備については、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。 なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、補給水系が使用可能な場合（設備に異常がなく、燃料及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合）に、補給水系及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「図 1.8-21 補給水系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を、運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 4 名にて作業を実施し、計 7 名により 110 分以内で実施することを確認した。

d. 【技術的能力】 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備等により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 にて求められている「解釈 1（2）溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

当該手順では、炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、系統の構成、高圧代替注水ポンプの起動等を、運転員 1 名にて操作を実施した場合、10 分以内で実施することを確認した。

その他の手順等の方針については、「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 及び設置許可基準規則第 4 5 条）」にて整理する「高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。

e. 【技術的能力】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 にて求められている「解釈 1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>当該手順では、ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作を、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止のための手順（1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)c. 消火系による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)f. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)g. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水）に並行して実施する。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、損傷炉心へ注水する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合（設備に異常がなく、常設代替交流電源設備等により注水に必要な電源が確保され、かつ水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合）に実施することを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「ほう酸水注入系が使用可能な場合」を「電源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、それらの監視項目のための計器が「緊急用 M/C 電圧」、「緊急用 P/C 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、ほう酸水注入系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.8-23 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、ほう酸水注入系ポンプの起動等を、運転員 1 名にて作業を実施した場合、2 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

<p>③アクセスルートの確保等</p> <ul style="list-style-type: none"> a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境 	<ul style="list-style-type: none"> a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。
---	--

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止のための対応手順の選択について、「第 1.8-24 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。</p> <p>b. 発電用原子炉の減圧が完了し、代替淡水貯槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。代替淡水貯槽が使用できない場合、サブプレション・チェンバを水源とする代替循環冷却系により原子炉へ注水する。代替淡水貯槽及びサブプレション・チェンバが使用出来ない場合、消火系、補給水計又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</p> <p>c. なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p>d. 低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。</p> <p>e. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作を開始する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却する手段となり得る。
	補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないものの、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却する手段となり得る。
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、重大事故の進展抑制の手段となり得る。
	補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 9 及び設置許可基準規則第 5 2 条）

I	要求事項の整理	1.9-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.9-4
1.9.1	対応手段と設備の選定	1.9-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.9-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.9-5
1.9.2	重大事故等時の手順等	1.9-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.9-9
a.	第 5 2 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.9-9
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.9-10
(2)	優先順位について	1.9-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.9-11
1.9.2.1	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.9-13
(1)	原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止	1.9-13
a.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	1.9-13
b.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】可搬型窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素供給	1.9-14
(2)	炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素爆発防止	1.9-15
a.	【技術的能力】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出	1.9-15
c.	【自主対策】可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	1.9-16
(3)	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9-17
a.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】格納容器内水素濃度計(SA) 及び格納容器内酸素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	1.9-17
b.	【自主設備】格納容器内雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9-18
(4)	優先順位	1.9-18
1.9.2.2	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等	1.9-19

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第52条>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p><BWR 及び PWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.2 高圧溶融物放出／格納容器直接加熱	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.4 水素燃焼	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第52条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第52条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第52条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第5 2 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第3 7 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第5 2 条等による要求事項に基づき、不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内を不活性化した状態とし、格納容器圧力逃がし装置を用いてジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスを排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること、また、水素濃度監視設備にて水素を監視するために必要な手順を選定することから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第5 2 条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第5 2 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための格納容器圧力逃がし装置及び手順等。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内酸素濃度計（SA）及び手順等。</p> <p>④ 上記設備のための常設代替高圧電源装置等の代替電源設備及び手順等（※1）。</p> <p>※1 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 1 4 電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>また、有効性評価（第3 7 条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第52条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果（東海第二）
【設備（配備）】※ ¹	<p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p><PWRのうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p><BWR及びPWR共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>（【設備（措置）】※²は要求事項になし）</p>	<p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転においては不活性ガス系により不活性化した状態が維持されている。</p> <p>b) 対象外</p> <p>c) 格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することを含む。そのために、フィルタ装置、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e) 格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度計（SA）計及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。また、可搬型窒素供給装置は、専用の電源車を有する設計とする。</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>(1) a)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス(窒素)置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。可燃性ガス濃度制御系による酸素濃度の制御ができない場合において、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手段を整備する。なお、不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。</p> <p>(2) a) 対象外</p> <p>(3)</p> <p>a) 水素排出設備で使用する設備及び水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p> <p>b) 水素及び酸素濃度を監視する手段並びに格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する手段について整備する。</p>
------------------	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第52条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.9

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止」

「耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出」

「格納容器内水素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視」

「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」

「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等」

1.9.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第52条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第52条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1以 降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。な お、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転中においては不活性ガス系により不活性化した状態が維持されている。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することによ り排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置入口水素濃度 計、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することを含む。そのために、フィルタ装置、可搬型窒素供給装 置、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備す る。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）を重 大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラ メータ等については「第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「原子炉格納容器内の不活性化」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合に は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬型窒素供給装置の配備及びホース接 続、系統の構成、装置の起動等を計6名により、135分以内に実施する。</p> <p>なお、不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により 実施する。</p> <p>b. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合に は、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入した後、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの 排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、7分以内に実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>c. 「格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度の監視」のための手順 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、計測器の起動、暖気の確認等を1名により、38分以内を実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a)必要な手順等を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、評価項目（f）「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は1.（1）と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順の方針 選定された対策は1.（1）の各手順と同じであり、確認結果については、当該記載のとおりである。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器内の不活性化並びに水素ガス及び酸素ガスの排出について、優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針があるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び手順等</p> <p>① 対策と設備 原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」のための手順 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。この手順は、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、8分以内で実施する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等</p> <p>① 対策と設備 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」のための手順 炉心損傷を判断した場合には、格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、格納容器雰囲気モニタの起動等を1名により、5分以内で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.9.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

(1) 原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内の雰囲気の不活性化状態を維持するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈 1(1)a「原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉格納容器内の不活性化で使用される設備のうち、不活性ガス系を設計基準対象施設として位置付けていることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針	<p>不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施することを確認した。</p>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素供給

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合において、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるために可搬型窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈1(1)a「原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置を新たに重大事故対処施設として新たに整備するとともに、不活性ガス系を設計基準対象施設として位置付けていることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順着手の判断等 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、可燃性ガス濃度制御系による酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合には、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。※</p> <p>※具体的には以下の通り 格納容器雰囲気放射線モニタでドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目の「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側に配備することにより、原子炉格納容器へ窒素を供給する手順であり、「第1.9-5図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型窒素供給装置の配備及びホース接続、系統の構成、装置の起動等を計6名により、135分以内に実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.9.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。 ・作業環境について車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。 <p>現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置している。</p>

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素爆発防止

a. 【技術的能力】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に滞留した水素ガス及び酸素ガスを排出することで水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.9 にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈 1(3)b)「炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.9.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>フィルタ装置、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</u></p>
2) 手順等の方針 ① 手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol% に到達した場合※には、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入した後、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>※具体的には、以下のことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。 ・ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。 <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目の「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
② 必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する手順であり、「第 1.9-7 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、システムの構成等を 1 名により 7 分以内で実施する</u>としていることを確認した。また、有効性評価（第 37 条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③ アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。</p>

なお、格納容器圧力逃がし装置の附属設備の操作については、1.7 に示す。

c. 【自主対策】可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

確認事項	確認結果（東海第二）
① 対策と設備	当該手順は、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの低減を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
②手順着手の判断等	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、可燃性ガス濃度制御系を起動することにより、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を行う手順であり、「第 1.9-9 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素濃度制御 タイムチャート」等を踏まえ、可燃性ガス濃度制御系の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順は、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を 1 名により 8 分以内で実施するとしていることを確認した。</p>

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器内酸素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素について、格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器内酸素濃度計(SA)により監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器内酸素濃度計(SA)を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器内酸素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、の監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器内酸素濃度計(SA)にて水素濃度及び酸素濃度を監視する手順であり、運転員が水素濃度及び酸素濃度を監視することが示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、計測器の起動、暖気の確認等を1名により、38分以内としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

b. 【自主設備】格納容器内雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

確認事項	確認結果（東海第二）
① 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスについて、格納容器内雰囲気計装により監視を行うものであり、「第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
② 手順着手の判断等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、格納容器雰囲気モニタによる水素濃度及び酸素濃度計測準備をする手順であり、「第 1.913 図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート」等を踏まえ、格納容器雰囲気モニタの起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順は、格納容器雰囲気モニタの起動操作等を 1 名により 5 分以内で実施するとしていることを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等の対応手順の選択について、「第 1.9-14 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。</p> <p>b. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合は、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。</p> <p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給した後、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる W/W を経由する経路を第一優先とする。W/W ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>e. 発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。</p>

1.9.2.2【技術的能力、有効性評価（第37条）】水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する方針であることを確認した。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系	炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下における規定濃度までの処理は期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器雰囲気モニタ	原子炉格納容器内の圧力及び温度に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 10 及び設置許可基準規則第 5 3 条）

I	要求事項の整理	1. 10-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 10-3
1. 10. 1	対応手段と設備の選定	1. 10-3
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 10-3
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 10-4
1. 10. 2	重大事故等時の手順等	1. 10-8
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 10-8
	a. 第 5 3 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 10-8
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 10-9
	(2) 優先順位について	1. 10-10
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 10-10
1. 10. 2. 1	原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための手順等	1. 10-13
	(1) 原子炉ウエル注水	1. 10-13
	a. 【自主対策】格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水	1. 10-13
	b. 【自主対策】格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水/海水）	1. 10-14
1. 10. 2. 2	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等	1. 10-14
	(1) 【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系による水素排出（交流動力電源が確保されている場合）	1. 10-14
	(2) 【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系による水素排出（全交流動力電源が喪失している場合）	1. 10-15
	(3) 【技術的能力】原子炉建屋内の水素濃度監視及び PAR の動作監視	1. 10-16
	(4) 【自主対策】ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放	1. 10-17
	(5) 【自主対策】ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放	1. 10-17
	(3) 優先順位	1. 10-17
1. 10. 2. 3	【技術的能力】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順等	1. 10-18

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第53条>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10項（以下「第53条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第53条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第53条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第53条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第53条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第53条等による要求事項に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置を設置し原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順を整備すること、また、原子炉建屋内の水素濃度を測定し、監視するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第53条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 水素排出及び放射性物質低減のための非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機等の設備及び手順等</p> <p>② 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）、PAR 動作監視装置及び手順等。</p> <p>③ 水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋水素濃度計及び手順等。</p> <p>④ 上記設備のための常設代替高圧電源装置、緊急用 125V 蓄電池等の代替電源設備及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第53条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果(東海第二)
【設備（配備）】※ ¹	<p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 (【設備（措置）】※² は要求事項になし)</p>	<p>第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) 原子炉建屋ガス処理系を用いた原子炉建屋原子炉棟からの水素排出（原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインを重大事故等対処設備として位置付ける。 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、PARは、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。さらに、原子炉建屋内の水素濃度及び酸素濃度を可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（24個）とする。</p> <p>b) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c) 非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、PAR動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備である PAR を設置し、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順等を整備することを確認した。</p> <p>b) 水素濃度制御で使用する設備及び原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>	
------------------	--	---	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第53条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準 1.10

○設置許可基準 37条（有効性評価）で求められている手順：なし

1.10.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針 が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第53条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.10.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 原子炉建屋ガス処理系を用いた原子炉建屋原子炉棟からの水素排出（原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とすることによ り水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。 そのために、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィ ルタトレインを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR動作監視装置を重大事故等対処設備 として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋水素濃度計を重大事故等対処設 備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラ メータ等については「表1.10.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>「水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止及び原子炉建屋内の水素濃度監視」のための手順</p> <p>a. 炉心損傷を判断した場合であって、外部電源又は非常用ディーゼル発電機による給電が可能な場合には、交流動力電源が健全な場合の 原子炉建屋ガス処理系による水素排出の手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機の起動等 を1名により6分以内に実施する。なお、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が2.0vol%に到達した場合には、原子炉建屋ガス処理系の系統内 での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合であって、常設代替高圧電源装置により非常用高圧母線への受電が完了した場合には、 全交流動力電源が喪失した場合の原子炉建屋ガス処理系による水素排出の手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系排風機及び非 常用ガス再循環系排風機の起動等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>c. PARは、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心損 傷を判断した場合には、PAR動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失してい る場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を1名で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 PAR動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋内の水素濃度監視の手順は、配管の接続等の作業はなく、中央制御室での監視であることを確認した。なお、上記で選定した手順について、a) 必要な手順を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制及び原子炉建屋原子炉棟内からの水素ガス排出のための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>①対策と設備 原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制のための格納容器頂部注水系並びに原子炉建屋内からの水素ガス排出のための原子炉建屋外側ブローアウトパネル（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制」のための手順</p> <p>ア. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合には、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を1名により、6分以内で実施する。</p> <p>イ. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合であって、格納容器頂部注水系（常設）が使用できない場合には、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプの配備、ホースの接続等を計9名により、535分以内で実施する。</p> <p>なお、上記の自主対策を行った場合、注水によりトップヘッドフランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしていることを確認した。</p> <p>b. 「原子炉建屋内からの水素排出」のための手順</p> <p>ア. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が2.0vol%に到達後、格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇を継続している場合には、ブローアウトパネル強制開放装置による水素ガス排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放等を計2名により、50分以内で実施する。</p> <p>イ. ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が2.0vol%に到達後、格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇を継続している場合には、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部の開放の手順に着手する。この手順では、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部の開放等を計2名により、40分以内で実施する。</p> <p>なお、上記の原子炉建屋外側ブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。（※）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>※放水砲に関する設備及び手順等については、「1. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理。なお、格納容器ベントに関する設備及び手順等については、「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等」において整理。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.10.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための手順等

(1) 原子炉ウェル注水

a. 【自主対策】格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.10.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>なお、追補 1 の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器頂部を急冷することによる原子炉格納容器閉じ込め機能への影響 原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。</p> <p>b. 原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響 原子炉建屋原子炉棟 6 階に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</p> <p>c. 原子炉格納容器の負圧破損に対する影響 原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、サプレッションプール浄化系ポンプの起動等により、原子炉ウェル注水を行う手順であり、「第 1.10-3 図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、6 分で実施する」としていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1. 10. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。 なお、追補 1 の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを前述の a. のとおり確認した。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合において、格納容器頂部注水系（常設）が使用できない場合には、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、可搬型代替注水大型ポンプの起動等により、原子炉ウェル注水を行う手順であり、「第 1. 10-5 図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、可搬型代替注水大型ポンプの配備、ホースの接続等を計 9 名により、535 分以内で実施するとしていることを確認した。

1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等

(1) 【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系による水素排出（交流動力電源が確保されている場合）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段であり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 10 にて求められている「水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 炉心損傷を判断した場合であって、外部電源又は非常用ディーゼル発電機による給電が可能な場合には、交流動力電源が健全な場合の原子炉建屋ガス処理系による水素排出の手順に着手する。手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第 1. 10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、交流動力電源が健全な場合にて、原子炉建屋ガス処理系等の起動及び原子炉建屋内水素濃度計にて原子炉建屋内の水素濃度を監視する手順であり、非常用ガス処理系排風機等の動作状態の監視等の必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機の起動等を 1 名により 6 分以内で実施するとしていることを確認した。なお、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が 2. 0vol% に到達した場合には、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止することを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>中央制御室のみの手順であることを確認した。</p>
--	------------------------------

(2) 【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系による水素排出（全交流動力電源が喪失している場合）

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段であり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 10にて求められている「水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等」に係る手段である。そのため設備は、「第 1. 10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <u>全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合であって、常設代替高圧電源装置により非常用高圧母線への受電が完了した場合には、全交流動力電源が喪失した場合の原子炉建屋ガス処理系による水素排出の手順に着手する。</u>手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第 1. 10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、交流動力電源が健全な場合にて、原子炉建屋ガス処理系等の起動及び原子炉建屋内水素濃度計にて原子炉建屋内の水素濃度を監視する手順であり、非常用ガス処理系排風機等の動作状態の監視等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機の起動等を 1 名により 5 分以内に実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>中央制御室のみの手順であることを確認した。</p>

(3) 【技術的能力】原子炉建屋内の水素濃度監視及び PAR の動作監視

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度計にて原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度及び原子炉建屋原子炉棟 2 階及び原子炉建屋原子炉棟地下 1 階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」）を監視するものである。また、PAR の動作状況を確認するため、PAR 動作監視装置にて PAR の出入口温度を監視するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 10 にて求められている「水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、PAR 動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合には、PAR 動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第 1.10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、PAR 動作監視装置にて PAR の動作状態、原子炉建屋内水素濃度計にて原子炉建屋内の水素濃度を監視する手順であり、PAR の動作状態の監視等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、中央制御室での監視等を 1 名で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

(4) 【自主対策】ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建屋原子炉棟 6 階天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、 <u>原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が 2.0vol%に到達後、格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇を継続している場合には、ブローアウトパネル強制開放装置による水素ガス排出の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により、原子炉建屋原子炉棟内の水素を原子炉建屋外に排出する手順であり、「第 1.10-12 図 ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. <u>この手順では、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放等を計 2 名により、50 分以内で実施する</u> としていることを確認した。

(5) 【自主対策】ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放することにより、原子炉建屋原子炉棟 6 階天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、 <u>ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が 2.0vol%に到達後、格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇を継続している場合には、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部の開放の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部の開放により、原子炉建屋内の水素を原子炉建屋外に排出する手順であり、「第 1.10-13 図 ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. <u>この手順では、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部の開放等を計 2 名により、40 分以内で実施する</u> としていることを確認した。

(3)優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順の選択について、「第 1.10-14 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。 a. 原子炉ウエル注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で、原子炉格納容器頂部注水系（常設）が使用可能であれば原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水を実施する。原子炉格納容器頂部注水系（常設）が使用不可能な場合は、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水を実施する。この際の水源は代替淡水貯槽を優先し、代替淡水貯槽が使用不可能な場合は西側淡水貯水設備を使用する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	b. c. 原子炉建屋内の水素濃度監視、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル開放 原子炉建屋原子炉棟 6 階の天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計及び PAR 動作監視装置による PAR の動作状況を監視する。PAR の動作により、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素ガスが PAR で処理しきれない場合は、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。 それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放により水素ガスの排出を実施する。

1.10.2.3 【技術的能力】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順等

確認結果（東海第二）
炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する方針であることを確認した。代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水/海水）	格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型）	原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを抑制するための手段となり得る。
原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放	原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置	放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素ガスを原子炉建屋ガス処理系及び PAR で処理しきれない場合は、原子炉建屋原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止するための手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 1. 1 及び設置許可基準規則第 5 4 条）

I	要求事項の整理	1. 11-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 11-5
1. 11. 1	対応手段と設備の選定	1. 11-5
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 11-5
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 11-6
1. 11. 2	重大事故等時の手順等	1. 11-11
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 11-11
	a. 第 5 4 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 11-11
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 11-13
	(2) 優先順位について	1. 11-14
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 11-14
1. 11. 2. 1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の手順等	1. 11-15
	(1) 燃料プール代替注水	1. 11-15
	1) 【技術的能力】 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	1. 11-15
	2) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	1. 11-16
	3) 【技術的能力】 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	1. 11-17
	4) 【自主対策】 消火系による使用済燃料プールへの注水	1. 11-18
	(2) 漏えい抑制	1. 11-19
	1) 静的サイフォンブレーカによる漏えい抑制	1. 11-19
1. 11. 2. 2	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の手順等	1. 11-20
	(1) 燃料プールのスプレイ	1. 11-20
	1) 【技術的能力】 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 11-20
	2) 【技術的能力】 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	1. 11-20
	3) 【技術的能力】 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）	1. 11-21
	(2) 漏えい緩和	1. 11-23
	1) 【自主対策】 使用済燃料プール漏えい緩和	1. 11-23
	(3) 原子炉建屋への放水	1. 11-23
	1) 【技術的能力】 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲等による大気への放射線物質拡散抑制	1. 11-23
1. 11. 2. 3	重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための手順等	1. 11-24
	(1) 使用済燃料プールの状態監視	1. 11-24
	1) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	1. 11-24
	2) 【技術的能力】 代替電源による給電	1. 11-24
1. 11. 2. 4	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための手順等	1. 11-25
	(1) 【技術的能力】 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	1. 11-25

1.11.2.5 優先順位..... 1.11-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成二十五年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<設置許可基準規則第54条>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵</p>	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持でき</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>るものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>4.1 想定事故 1</p> <p>4.2 想定事故 2</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） ・ 使用済み燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 11項（以下「第54条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第54条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能は、残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却機能）及び燃料プール冷却浄化系による冷却機能である。注水機能は、残留熱除去系（残留熱除去系ポンプによる補給機能）及び補給水系による注水機能である。</p> <p>これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。また、使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。さらに、使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第54条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第54条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段[※]が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第54条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析の結果（「第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）、フロントライン系の故障として、復水移送ポンプの故障、燃料プール冷却浄化系ポンプの故障、残留熱除去系のポンプの故障等を想定する。また、サポート系の故障として、原子炉補機冷却系喪失、全交流動力電源喪失、直流電源喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第54条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの代替注水のための可搬型代替注水大型ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>② 使用済燃料プールの除熱機能復旧のための設備及び手順等。</p> <p>③ 使用済燃料プールへのスプレイのための可搬型代替注水大型ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>④ 原子炉建屋への放水のための可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲等の設備及び手順等</p> <p>⑤ 状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等</p> <p>⑥ 状態監視設備に給電するための常設代替高圧電源装置等の代替電源設備及び手順等</p> <p>有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等とし</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>て以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 使用済燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等 ② 使用済燃料プールを監視するための設備及び手順等 ③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等 <p>また、使用済燃料プールで発生した熱を代替燃料プール冷却系から緊急用海水系を介して最終ヒートシンクへ輸送するため、以下の設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ④ 使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第54条等」で求められている手順

【設備（配備）】※1	要求概要	確認結果
	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>要求事項について、以下のとおり適合していることを確認した。</p> <p>1 想定事故1及び想定事故2を対象としていることを確認した。</p> <p>2 a) 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>b) 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼル駆動であり、淡水（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサブプレッション・プールとする設計基準対象施設である残留熱除去系ポンプに対して多様性を有していること、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプが使用済燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有することを確認した。</p> <p>3 a) 使用済燃料プールへのスプレイ及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽、西側代替淡水貯水設備、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>b) スプレイ設備は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、使用済み燃料プールへの注水を実施しても水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とすることを確認した。</p> <p>c) 原子炉建屋への放水のための可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲等の設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）」において整理。</p> <p>4 a) 使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料プール温度計(SA)、使用済燃料プール水位・温度計(SA 広域)及び使用済燃料プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)を重大事故等対処設備として新たに整備する。使用済燃料プール温度計(SA)、使用済燃料プール水位・温度計(SA 広域)及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設</p>

		<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>（【設備（措置）】※² は要求事項になし）</p>	<p>計とすることを確認した。</p> <p>b) 状態監視設備は代替電源設備である常設代替高圧電源装置等からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>c) 使用済燃料プール監視カメラ（空冷装置含む）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>	
	<p>【技術的能力】※³</p>	<p>1. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p>	<p>1 想定事故1及び想定事故2を対象としていることを確認した。</p> <p>2 a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールへの代替注水のための可搬型代替注水大型ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>2 b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールからの除熱のための設備及び手順等</p> <p>なお、この手順は「1.5 電源の確保に関する手順等」にて整備することとしていることを確認した。</p> <p>3 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールへのスプレーのための可搬型代替注水大型ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>3 b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールへのスプレーのための可搬型代替注水大型ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>4 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定でき</p>	

	<p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>るよう、以下の手順等を整備することを確認した。</p> <p>○状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等</p> <p>4 b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の手順等を整備することを確認した。</p> <p>○状態監視設備に給電するための常設代替高圧電源装置等の代替電源設備及び手順等</p> <p>なお、この手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備していることを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第54条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.11</p>			
<p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：「燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」、「サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制」、「代替交流電源設備を使用した代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱」</p>			

1.11.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第54条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>第54条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、常設代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料からの除熱。そのために、緊急用海水ポンプ、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 使用済燃料プールへのスプレイ及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉建屋への放水。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲等を新たに整備する。</p> <p>e. 使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料プール温度計(SA)、使用済燃料プール水位・温度計(SA広域)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(空冷装置含む)を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「使用済燃料プールへの代替注水」のための手順</p> <p>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を1名により、15分以内で実施する。</p> <p>さらに、常設低圧代替注水系ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料プールへの注水ができない場合には、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、系統の構成等を計11名により、以下のとおり実施する。</p> <p>(ア) 可搬型代替注水中型ポンプ及び西側淡水貯水設備を使用の場合、320分以内</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(イ) 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用の場合、535 分以内</p> <p>また、使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、可搬型スプレイノズル及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、可搬型スプレイノズルの設置、系統の構成等を計 11 名により、435 分以内に実施する。</p> <p>c. 「燃料プールへの代替スプレイ」のための手順</p> <p>使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合には、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。さらに、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイができない場合には、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、系統の構成等を計 9 名により、以下のとおり実施する。</p> <p>(ア) 可搬型代替注水中型ポンプ及び西側淡水貯水設備を使用の場合、320 分以内</p> <p>(イ) 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用の場合、535 分以内</p> <p>また、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合であって、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合には、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル、ホース及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、系統の構成等を計 9 名により、435 分以内に実施する。</p> <p>c. 「原子炉建屋への放水」のための手順</p> <p>原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理。</p> <p>d. 「使用済燃料プールの状態監視」のための手順</p> <p>重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料プール温度計 (SA)、使用済燃料プール水位・温度計 (SA 広域)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。なお、使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、電源確認、冷却装置の弁操作及び空冷装置の起動等を 1 名により、7 分以内に実施する。</p> <p>e. 「代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールからの除熱」のための手順</p> <p>使用済燃料プールからの除熱機能が失われた後、緊急用海水ポンプによる冷却水の確保が完了している場合には、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、代替燃料プール冷却系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート の確保、通信設備や防護具など必要な装備を整 備するとしていること、作業環境（作業空間、温 度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 a) 必要な手順等を明確化していること、b) 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型注水大型ポンプによる代替注水及びスプレイの手順等について、接 続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、d) 移動経路を確保していること、c) 可搬型代替注水中型ポン プ及び可搬型代替注水大型ポンプの配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、e) 照明により 夜間等でのアクセス性を確保していること、f) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策 とそのために必要な重大事故等対処設備を整備する としていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順 等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合して いるか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力 基準第1.0項(手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計 測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計 器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に 必要な人員、作業時間等が示されていることを確 認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルー トの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整 備するとしていること、作業環境（作業空間、温 度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、使用済燃料プールへの注水、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールからの除熱、使用済燃料プールの監 視、及びそれらの設備への代替給電を必要な対策としていることを確認した。</p> <p>2) 手順等の方針 これらの対策は（1）1）a.、b.及びe.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の 設計方針及び手順等の方針も同じであるとしていることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第54条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、使用済燃料プールへの代替注水、状態監視及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等</p> <p>① 対策と設備 ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等（表2 自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等」 使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水ができず、ディーゼル駆動消火ポンプによる対処が必要な火災が発生していない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計3名により、105分以内に実施する。</p> <p>(2) 使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等</p> <p>① 対策と設備 ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ（表IV-4.11-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等」 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は、使用済燃料貯蔵ラック上端+約6.7mを下回る水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手するとしている。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計5名により、150分以内に実施するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項	
1) 対策と設備	<p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※1.11.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で表記する。以下同じ。</p>
2) 手順等の方針	<p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。	<p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の手順等

(1) 燃料プール代替注水

1) 【技術的能力】常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプにより、使用済燃料プールへの注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a)にて求められている「想定事故 1 及び 2 が発生した場合の代替注水設備」に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理され、常設低圧代替注水系ポンプ、常設スプレイヘッド、代替燃料プール注水系配管、代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>

<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手は、<u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合</u>」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料プール温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ及び常設スプレイヘッドにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11-4 図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、システムの構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>中央制御室のみの手順であることを確認した。</p>

2) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへの注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a) にて求められている「想定事故 1 及び 2 が発生した場合の代替注水設備」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理され、<u>可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、常設スプレイヘッド、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備</u>を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）「想定事故 1」及び「想定事故 2」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p>	<p>a. 当該手順の着手は、<u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、常設低圧代替注水系ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料プールへの注水が出来ない場合には、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替燃</u></p>

<p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>料プール代替注水系配管、常設スプレイヘッド及び西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する」としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、常設低圧代替注水系ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料プールへの注水が出来ない場合」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料プール温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、淡水（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）又は海水を水源とし、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）により使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11-6 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、系統の構成等を計 11 名により、以下のとおり実施することを確認した。</p> <p>（ア）可搬型代替注水中型ポンプ及び西側淡水貯水設備を使用の場合、320 分以内</p> <p>（イ）可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用の場合、535 分以内</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 ・また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

3) 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）の機能が喪失した場合は、代替淡水貯槽を水源として、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a)にて求められている「想定事故 1 及び 2 が発生した場合の代替注水設備」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル、代替燃料プール注水系配管、代替淡水貯槽等を重大事故対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>

<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、可搬型スプレイノズル及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料プール温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、淡水又は海水を水源とし、使用済燃料プールへホースを敷設し、可搬型設備である可搬型代替注水中型ポンプ、及び可搬型スプレイノズルにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11-8 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型ノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、可搬型スプレイノズルの設置、系統の構成等を計 11 名により、435 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 通信設備による必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

4) 【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系 B 系ラインを経由して使用済燃料プールへの注水を行う。そのための自主対策設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策設備」のとおり。</p>

<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水ができず、ディーゼル駆動消火ポンプによる対処が必要な火災が発生していない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ろ過水タンクを水源とし消火系により使用済燃料プールへの注水するものであり、「第 1.11-11 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプ等の起動等を計 3 名により、105 分以内で実施する」としていることを確認した。</p>
--	--

(2) 漏えい抑制

1) 静的サイフォンブレーカによる漏えい抑制

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレーカにより、静的サイフォンブレーカ下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することで、漏えいを停止する手段を整備していることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>静的サイフォンブレーカ下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>静的サイフォンブレーカ下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>静的サイフォンブレーカ下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することを確認した。</p>

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 燃料プールのスプレイ

1) 【技術的能力】常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより、使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」に整理され、 常設低圧代替注水系ポンプ、常設スプレイヘッド、代替燃料プール注水系配管、代替淡水貯槽 を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合には、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び代替淡水貯槽による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合 」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料プール温度 (SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ及び常設スプレイヘッドにより使用済燃料プールへスプレイする手順であり、「第 1.11-11 図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、系統の構成、常設低圧代替注水系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内で実施する ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

2) 【技術的能力】可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されており、 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、常設スプレイヘッド、燃料プール代替注水系配管、ホース、代替淡水貯槽及び西側淡水注水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する としていることを確認した。

<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイができない場合には、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する」としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイができない」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が「燃料プール温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順は、淡水又は海水を水源とし、可搬型設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型注水大型ポンプ及び常設スプレイヘッドにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11-14 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、系統の構成等を計 9 名により、以下のとおり実施することを確認した。</p> <p>(ア) 可搬型代替注水中型ポンプ及び西側淡水貯水設備を使用の場合、320 分以内</p> <p>(イ) 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用の場合、535 分以内</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 ・また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

3) 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、常設スプレイヘッドを優先して使用するが、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水大型ポンプ等による代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。このための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準事

確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>故対象設備と整備する手順」に整理されており、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル、燃料プール代替注水系配管、ホース、代替淡水貯槽を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器</p>	<p>a. 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイができない場合には、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替燃料プール注水系配管、常設スプレイヘッド及び西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手するとしていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイができない場合」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「燃料プール温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、淡水又は海水を水源とし、可搬型設備である可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型スプレイノズルにより使用済燃料プールへスプレイする手順であり、「第 1.11-8 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ等の配置、システムの構成等を計 9 名により、以下のとおり実施するとしていることを確認した。 (ア) 可搬型代替注水中型ポンプ及び西側淡水貯水設備を使用の場合、320 分以内 (イ) 可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用の場合、535 分以内</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 通信設備による必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 可搬型代替注水大型ポンプの配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11-4 において、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 ・ また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・ 通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。 </p>

(2) 漏えい緩和

1) 【自主対策】使用済燃料プール漏えい緩和

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材（ステンレス鋼板等）を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>使用済燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は、使用済燃料貯蔵ラック上端+約 6.7m を下回る水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手する</u>ことを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ステンレス鋼板へのシール材の接着、貫通穴付近まで吊り下げ等を行うものであり、「第 1.11-15 図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計 5 名により、150 分以内で実施する</u>ことを確認した。</p>

(3) 原子炉建屋への放水

1) 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲等による大気への放射線物質拡散抑制

確認結果（東海第二）
<p>当該手順は、原子炉建屋への放水として可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を用いた放水砲による原子炉建屋への放水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3b) にて求められている「燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順の整備」に係る手段である。放水砲による原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

1.11.2.3 重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための手順等

(1) 使用済燃料プールの状態監視

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備 2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	当該手順は、使用済燃料プールの状態監視として、常設設備による使用済燃料プールの状態監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4a)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位等について重大事故等により変動する範囲に渡り計測できること」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 使用済燃料プール温度計(SA)、使用済燃料プール水位・温度計(SA 広域)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及び使用済燃料プール監視カメラ(空冷装置含む)を重大事故等対処設備として新たに整備すること を確認した。 (※)「想定事故1」及び「想定事故2」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料プール温度計(SA)、使用済燃料プール水位・温度計(SA 広域)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)、使用済燃料プール監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。 使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合には、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「 使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合 」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料貯蔵プール温度(SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動を行い使用済燃料プールの状態を監視する手順であり、「第 1.11-17 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、電源確認、冷却装置の弁操作及び空冷装置の起動等を 1 名により、7 分以内で実施する ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

2) 【技術的能力】代替電源による給電

確認結果（東海第二）
当該手順は、使用済燃料プール監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の計測器が交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設からの給電を可能とすること」に係る手段である。 全交流動力電源喪失時又は直流電源喪失時の代替電源確保に関する設備及び手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための手順等

(1) 【技術的能力】代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準対処施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱機能ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保）又は緊急用海水系により冷却水を確保することで、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2b)にて求められている「想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。」等に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されており、 <u>緊急用海水ポンプ、代替燃料プール冷却ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器、を重大事故等対処設備として新たに整備している</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>使用済燃料プールからの除熱機能が失われた後、緊急用海水ポンプによる冷却水の確保が完了している場合には、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールからの除熱の手順に着手する</u> としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「 <u>使用済燃料プールからの除熱機能が失われた後、緊急用海水ポンプによる冷却水の確保が完了している場合</u> 」を「電源」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が、「緊急用M/C電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保）による代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行う手順であり、「第 1.11-19 図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、代替燃料プール冷却系ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施する</u> としていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

1.11.2.5 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>手順の優先順位について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。</p> <p>b. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水を実施する。</p> <p>c. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型注水中型ポンプを使用した使用済燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備する。</p> <p>d. 使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、常設低圧代替注水系ポンプによる使用済燃料プールへの注水ができず、ディーゼル駆動消火ポンプによる対処が必要な火災が発生していない場合には、消火系による使用済燃料プールへの注水を実施する。</p> <p>e. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへの注水又はスプレーを実施する際は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として使用する。</p> <p>f. 可搬型スプレーノズルよりも系統構成が容易で使用済燃料プール近傍での現場操作がなく、スロッシング等により使用済燃料プールの水位が低下しても被ばくを低減できることから、常設スプレーヘッダの使用を優先する。</p> <p>g. 可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプを使用した使用済燃料プールへのスプレーを実施する。可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプが使用できず、使用済燃料プールへのスプレーが実施できない場合は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。</p> <p>h. 設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱機能の喪失が発生した場合は、常設代替交流電源設備により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、代替燃料プール冷却系又は緊急用海水系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク等	重大事故等対処施設に要求される耐震性は確保されていないものの、使用済燃料プールへの注水の代替手段となり得る。
使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等	ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ	使用済燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 及び設置許可基準規則第 55 条）

I	要求事項の整理	1. 12-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 12-3
1. 12. 1	対応手段と設備の選定	1. 12-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 12-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 12-4
1. 12. 2	重大事故等時の手順等	1. 12-7
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 12-7
a.	第 55 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 12-7
b.	第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 12-8
(2)	優先順位について	1. 12-9
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 12-9
1. 12. 2. 1	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等	1. 12-11
(1)	大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12-11
1)	【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12-11
2)	【自主対策】ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	1. 12-12
(2)	海洋への放射性物質の拡散抑制	1. 12-13
1)	【技術的能力】汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	1. 12-13
2)	【自主対策】放射性物質吸着剤による海洋への放射性物質の拡散抑制	1. 12-14
(3)	優先順位	1. 12-15
1. 12. 2. 2	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順	1. 12-16
(1)	初期対応における延焼防止処置	1. 12-16
1)	【自主対策】化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火	1. 12-16
(2)	航空機燃料火災への対応	1. 12-17
1)	【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	1. 12-17
(3)	優先順位	1. 12-18

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等について以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第55条>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない</p>	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第五十五条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	該当なし

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第55条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第55条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第55条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第55条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第55条等による要求事項に基づき、対応手段として、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順、使用済燃料ループ内燃料体等の著しい損傷時の手順及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第55条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲及び手順等</p> <p>② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための汚濁防止膜及び手順等</p> <p>③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器等の設備及び手順等</p> <p>また、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第55条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>1 a) 放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>1 b) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とすることを確認した。</p> <p>1 c) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とすることを確認した。</p> <p>1 d) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、1セット（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2セット）を保管することを確認した。泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器は、1セット（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2セット）を保管することを確認した。</p> <p>1 e) 原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、汚濁防止膜を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>

<p>【技術的能力】※³</p>	<p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	<p>1 a) 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲等の設備及び手順等 当該手順により、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制することを確認した。</p> <p>1 b) 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための汚濁防止膜及び手順等 当該手順により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。防潮堤内側にを設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制することを確認した。</p>	
-----------------------------	--	--	--

- ※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第55条のうち、設備等の設置に関する要求事項
- ※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項
- ※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 12

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順
なし

1.12.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第55条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第55条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。なお、具体的な個別手順の確認内容については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、汚濁防止膜を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災への泡消火。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順</p> <p>(a) 「大気への放射性物質の拡散抑制」のための手順 炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、原子炉建屋への放水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を取水箇所周辺に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計8名により、210分以内で実施する。手順に着手したときの状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋外側ブローアウトパネル等を開放する場合、燃料プールにスプレイができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計4名により、5分以内で実施する。</p> <p>(b) 「海洋への放射性物質の拡散の抑制」のための手順 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、汚濁防止膜を用いた汚</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋の周囲を取り囲む排水路からの排出先である雨水排水路集水柵（1箇所）及び放水路（3箇所）に1組目の汚濁防止膜を設置するまでの作業を、計5名により140分以内を実施後、放水する。その後、災害対策本部の指示により、その他の雨水排水路集水柵（8箇所）に1組目の汚濁防止膜を設置し、さらに、全ての設置場所（12箇所）に2組目の汚濁防止膜を設置する。</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を取水箇所周辺に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲までホースを敷設後、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び泡混合器を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計8名により、210分以内で実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 必要な手順を明確化していること、b) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により、原子炉建屋又は原子炉建屋周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建屋等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡手段を確保していること、e) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。 ①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。 ②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。 ③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	第55条等に基づき、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.12.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 放射性物質吸着剤（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、放射性物質吸着材を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。 この手順では、吸着材を設置箇所近傍に運搬し、雨水排水路集水樹（10箇所）へ設置するまでの作業を、計9名により15時間以内に実施する。</p> <p>(2) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等」 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火に着手する。この手順では、ホースを敷設後、化学消防自動車等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を計9名により20分以内に実施する。</p> <p>(2) 原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>ガンマカメラ及びサーモカメラ（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等」 原子炉建屋へ放水する場合には、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備、ガンマカメラ及びサーモカメラ（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を必要に応じて用いている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※ ※1.12.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

1) 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により、原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 にて求められている「解釈 1a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.12.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じてても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、原子炉建屋への放水の手順に着手する</u> としていること及び <u>手順に着手したときの状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋外側ブローアウトパネル等を開放する場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、放水砲による放水を開始する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「 <u>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じてても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合</u> 」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水する手順であり、「第 1.12.2 図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート」を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。 ※プルーム通過中における必要な要員の確保は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」において確認している。 b. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を取水箇所周辺に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計 8 名により、約 210 分で実施する。</u> また、 <u>手順に着手した状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉格納容器外側ブローアウトパネル等を開放する場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計 4 名により、5 分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>必要な通信連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.12.3 において、以下のとおり示されている。

確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライト・作業用照明のほか、懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策所及び中央制御室と連絡可能である。 ・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

2) 【自主対策】ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順では、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込むものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.12-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合には、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み作業に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込みを行う手順であり、「第 1.12-2 図 発電所外への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、ガンマカメラ又はサーモカメラの運搬、放射性物質の漏えい箇所の絞り込み作業を、計 2 名により 35 分で実施することを確認した。</p>

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

1) 【技術的能力】汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順では、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合に汚濁防止膜を用いて海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.12にて求められている「解釈 1b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.12-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <u>汚濁防止膜を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> ことを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、汚濁防止膜を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合</u>」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、汚濁防止膜の設置を行う手順であり、「第 1.12-2 図 発電所外への放射性物質の拡散抑制タイムチャート」等を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されていると確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、原子炉建屋の周囲を取り囲む排水路からの排出先である雨水排水路集水柵（1 箇所）及び放水路（3 箇所）に 1 組目の汚濁防止膜を設置するまでの作業を、計 5 名により 140 分以内に実施後、放水する。</u>としていることを確認した。また、<u>その後、災害対策本部の指示により、その他の雨水排水路集水柵（8 箇所）に 1 組目の汚濁防止膜を設置し、さらに、全ての設置場所（12 箇所）に 2 組目の汚濁防止膜を設置する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.12.7 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>アクセスルートについて、事故環境下において、汚濁防止膜の保管場所から運搬する際、設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し、最短の移動経路で運搬作業を行う。また、設置作業において夜間でもヘッドライト、可搬型照明設備を準備しており、作業に支障はない。</u> ・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策所及び中央制御室と連絡可能である。</u> ・ <u>作業環境について、保管場所、運搬ルート、作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。</u>

2) 【自主対策】放射性物質吸着剤による海洋への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順では、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合に放射性物質吸着材を設置することにより海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.12-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合</u>（汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制措置が完了した後に実施する）<u>には、放射性物質吸着材を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、吸着材を雨水排水路集水柵（10箇所）へ設置する手順であり、「第 1.12-2 図 発電所への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、<u>吸着材を設置箇所近傍に運搬し、雨水排水路集水柵（10箇所）へ設置するまでの作業を、計 9 名により 15 時間以内</u>に実施することを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、汚濁防止膜の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。</p> <p>b. 汚濁防止膜は、一般排水路を経由して直接汚染水が流れ込む雨水排水路の集水枡-8 及び放水炉-A~C の 4 箇所を優先的に設置し、最終的に雨水排水路集水枡 8 箇所に 1 組目、さらにすべての設置箇所 12 箇所に 2 組目の汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</p> <p>c. その後、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制措置が完了した後、放射性物質吸着材を設置する。</p>

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

1) 【自主対策】化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を用いて初期対応における泡消火を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.12-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）、使用可能な淡水がなければ海水を使用することを確認した。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、化学消防自動車等による泡消火を行う手順であり、「第 1.12-10 図 初期対応における延焼防止処置及び航空機燃料火災への泡消火 タイムチャート」を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、水源として消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を計 9 名により、20 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p>

(2) 航空機燃料火災への対応

1) 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等を用いて海水を水源とした泡消火を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 12. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「航空機燃料火災が発生した場合」は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生したことを確認した場合であり、適切に手順に着手できるとしていることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「航空機燃料火災が発生した場合」であり、必要な監視項目及び監視計器等は特にないとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、大容量送水車、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器等による泡消火を行う手順であり、「第 1. 12. 12 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されているとしていることを確認した。 b. <u>この手順では、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を取水箇所周辺に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲までホースを敷設後、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び泡混合器を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計 8 名により、210 分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>必要な通信連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。 <u>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1. 12. 10 において、以下のとおり示されている。</u> ・ <u>アクセスルートについて、車両のヘッドライト・作業用照明のほか、懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> ・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策所及び中央制御室と連絡可能である。</u> ・ <u>作業環境について、保管場所、運搬ルート、作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。</u>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。</p> <p>b. 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</p> <p>c. 使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車は、防火水槽及び消火栓（原水タンク）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
<p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等</p>	<p>放射性物質吸着材</p>	<p>吸着材を設置するために約 15 時間要するものの、放射性物質の吸着効果が期待でき、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備となり得る。</p>
<p>原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等</p>	<p>ガンマカメラ及びサーモカメラ</p>	<p>大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建屋へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。</p>
<p>航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等</p>	<p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車</p>	<p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大を防止するための手段となり得る。</p>

東海第二発電所に係る審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 及び設置許可基準規則第 56 条）

I	要求事項の整理	1. 13-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 13-8
1. 13. 1	対応手段と設備の選定	1. 13-8
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 13-8
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 13-9
1. 13. 2	重大事故等時の手順等	1. 13-13
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 13-13
a.	第 56 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 13-13
b.	第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 13-15
(2)	優先順位について	1. 13-15
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 13-15
1. 13. 2. 1	水源を利用した対応手順	1. 13-18
(1)	代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	1. 13-18
a.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-18
b.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-18
c.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-18
d.	【自主対策】格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水	1. 13-19
e.	【技術的能力】常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-19
f.	【技術的能力】常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-19
(2)	サブプレッション・チェンバを水源とした対応手順	1. 13-20
a.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	1. 13-20
b.	【技術的能力】高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	1. 13-20
c.	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	1. 13-20
d.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	1. 13-20
e.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-21
f.	【技術的能力】高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	1. 13-21
g.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	1. 13-21
h.	【技術的能力】低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	1. 13-21
i.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	1. 13-22
j.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱	1. 13-22
k.	【自主対策】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	1. 13-23
l.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	1. 13-23
m.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1. 13-23
n.	【技術的能力、有効性評価（37 条）】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	1. 13-23
(3)	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順	1. 13-24
a.	【自主対策】消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-24

b.	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1. 13-24
c.	【自主対策】消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-25
d.	【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水	1. 13-25
(4)	復水貯蔵タンクを水源とした対応手順	1. 13-26
a.	【自主対策】原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-26
b.	【自主対策】高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-26
c.	【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	1. 13-26
d.	【自主対策】補給水系による原子炉圧力容器への注水	1. 13-27
e.	【自主対策】補給水系による原子炉格納容器内の除熱	1. 13-27
f.	【自主対策】補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-28
(5)	西側淡水貯水設備を水源とした対応手順	1. 13-29
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）	1. 13-29
b.	【技術的能力、有効性評価（37条）】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-31
c.	【技術的能力、有効性評価（37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-31
d.	【技術的能力】可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給	1. 13-31
e.	【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-32
f.	【自主対策】格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	1. 13-32
g.	【技術的能力、有効性評価（37条）】代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-32
h.	【技術的能力】代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-33
(6)	代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	1. 13-34
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）	1. 13-34
b.	【技術的能力、】低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-35
c.	【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-35
d.	【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給	1. 13-36
e.	【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-36
f.	【自主対策】格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	1. 13-36
g.	【技術的能力】代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-36
h.	【技術的能力】代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-37
i.	【技術的能力】代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-37
j.	【技術的能力】代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-37
(7)	淡水タンクを水源とした対応手順	1. 13-38
a.	【自主対策】淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	1. 13-38
b.	【自主対策】可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給	1. 13-38
(8)	海を水源とした対応手順	1. 13-39
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	1. 13-39
b.	【技術的能力】低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-40
c.	【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-40
d.	【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-41

e.	【自主対策】格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水	1. 13-41
f.	【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-41
g.	【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-42
h.	【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-42
i.	【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-42
j.	【技術的能力、有効性評価（37条）】残留熱除去系海水系による冷却水の確保	1. 13-42
k.	【技術的能力、有効性評価（37条）】海を水源とした緊急用海水系による冷却水の確保	1. 13-43
l.	【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	1. 13-43
m.	【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	1. 13-43
n.	【技術的能力】2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	1. 13-43
o.	【技術的能力】高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	1. 13-44
p.	【技術的能力】2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水	1. 13-44
q.	【技術的能力】代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	1. 13-44
(9)	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順	1. 13-45
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」	1. 13-45
b.	【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	1. 13-45
c.	【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1. 13-45
(10)	優先順位	1. 13-45
1. 13. 2. 2	水源へ水を補給するための対応手順	1. 13-47
(1)	代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順	1. 13-47
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水/海水）	1. 13-47
(2)	西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順	1. 13-49
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水/海水）	1. 13-49
(4)	優先順位	1. 13-51
1. 13. 2. 3	水源を切り替えるための対応手順	1. 13-52
(1)	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	1. 13-52
a.	【自主対策】原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	1. 13-52
(2)	淡水から海水への切替え	1. 13-53
a.	【技術的能力】代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	1. 13-53
b.	【技術的能力】西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	1. 13-53
(3)	外部水源から内部水源への切替え	1. 13-53
a.	【技術的能力】外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え	1. 13-53

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>

<設置許可基準規則第56条>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（西側淡水貯水設備を水源とした場合）
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保
2.3 全交流電源喪失 2.3.1 全交流電源喪失（長期TB）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水 ・西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
2.3.2 全交流電源喪失（TBD、TB）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水 ・西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
2.3.3 全交流電源喪失（TBP）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水 ・西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4.1 取水機能が喪失した場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

<p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水・海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 ・可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（西側淡水貯水設備を水源とした場合）
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保 ・海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 ・ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入
<p>2.6 LCOA 時注水機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の除熱（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保・可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（西側淡水貯水設備を水源とした場合）
<p>2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保
<p>2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱 ・西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水 ・西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却 ・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
<p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合） ・サプレッション・チェンバを水源とし原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器の除熱 ・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 ・外部水源から内部水源への切替え

<p>3.1.2 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (西側淡水貯水設備を水源とした場合)
<p>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱 ・ 海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送
<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱 ・ 海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送
<p>3.4 水素燃焼</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ サプレッション・チェンバを水源とし原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器の除熱 ・ 海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 ・ 外部水源から内部水源への切替え
<p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱 ・ 海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送
<p>4.1 想定事故 1 4.2 想定事故 2</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 ・ 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水 ・ 海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保
<p>5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故 5.1 崩壊熱除去機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・ 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保
<p>5.2 全交流動力電源喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合) ・ 海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送

<p>5.3 原子炉冷却材の流出</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 ・ 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保
<p>5.4 反応度の誤投入</p>	<p>該当なし</p>

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第56条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・チェンバであるが、これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第56条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第56条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例：1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第 56 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故等対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、炉心注水、原子炉格納容器スプレイによる原子炉格納容器の除熱、原子炉補機冷却系による原子炉格納容器の除熱、燃料プール冷却浄化系への注水に使用する設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第 5 6 条等及び有効性評価（第 3 7 条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故等対処設備整備及び手順等)</p> <p>第 5 6 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源として海水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>④ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ淡水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へ淡水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 代替淡水貯槽へ海水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑦ 西側淡水貯水設備へ海水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑧ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び手順書として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替淡水貯槽及び西側淡水設備を水源とした対応手順等複数の手順 詳細は、4ページに記載される表＜有効性評価（第37条）＞（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））のとおり。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第56条等」等で求められている手順		確認結果(東海第二)
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>【設備（措置）】※2</p> <p>ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ヘ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果、①原子炉圧力容器への注水、②原子炉格納容器内の冷却への注水に使用する設備の故障を想定する。それぞれにおける規制要求事項に対する主な手順を以下のとおり示す。（具体的な適合状況については、個別の手順にて確認する。）</p> <p>①重大事故等により、原子炉圧力容器への注水手段又は原子炉格納容器内の冷却手段の水源となるサプレッション・チェンバが枯渇又は破損した場合の主な代替手段</p> <p>1.13.2.1 水源を利用した対応手順</p> <p>(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）</p> <p>(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順</p> <p>(3) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順</p> <p>(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>(5) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順</p> <p>(6) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）</p> <p>(7) 淡水タンクを水源とした対応手順</p> <p>(8) 海を水源とした対応手順</p> <p>(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順</p> <p>(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順</p> <p>(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順</p> <p>1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え</p> <p>(2) 淡水から海水への切替え</p> <p>(3) 外部水源から内部水源への切替え</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>二) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>ヘ) 水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。</p>	<p>同上</p>	
------------------	--	-----------	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第56条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 13

※4；「残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」：残留熱除去系のサポート系故障による手順

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水」等に係る手順を整備するとしていることを確認した。有効性評価で解析上考慮されている手順の詳細は、上記した表「有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）」を参照のこと。

1.13.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第56条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認 する。</p>	<p>第56条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.13.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の低圧代替注水系（常設）又は低圧代替注水系（可搬型）による炉心注水。そのために、常設低 圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設 備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備からの注水。そのために、常設低圧代替注水 系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新 たに整備する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの海水の注水。そのために、可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設 備として新たに整備する。</p> <p>d. 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への淡水の補給。そのために、可搬型代替注水中型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備す る。</p> <p>e. 代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への淡水の補給。そのために、可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備す る。</p> <p>f. 代替淡水貯槽への海水の補給。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを重大事故等対処設備として新 たに整備する。</p> <p>g. 西側淡水貯水設備への海水の補給。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを重大事故等対処設備とし て新たに整備する。</p> <p>h. 淡水から海水への水源切替。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを新たに重大事故等対処設備とし て整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパ ラメータ等については、「表1.13-2 重大事故等対 処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」のための手順</p> <p>重大事故等の発生時において、サブプレッション・チェンバを水源とした注水が出来ない場合の代替淡水貯槽を水源とした注水の手順の整 備については「IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同 じである。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>b. 「低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」のための手順 重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽を水源とした注水が出来ない場合の西側淡水貯水設備を水源とした注水の手順の整備については「IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>c. 「海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水」のための手順 重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合には、海を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計9名により、220分以内で実施する。</p> <p>d. 「可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」のための手順 重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽への補給が必要な場合には、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水中型ポンプの起動等を計9名により、160分以内で実施する。</p> <p>e. 「可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」のための手順 重大事故等の発生時において、西側淡水貯水設備への補給が必要な場合には、代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計9名により、165分以内で実施する。</p> <p>f. 「代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え」のための手順 重大事故等の発生時において、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給が不可能となるおそれがある場合で、かつ淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から代替淡水貯槽への補給ができない場合には、海水を代替淡水貯槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計9名により、160分以内で実施する。</p> <p>g. 「西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え」のための手順 重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給が不可能となるおそれがある場合で、かつ淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から西側淡水貯水設備へ補給できない場合には、海水を西側淡水貯水設備に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計9名により、220分以内で実施する。</p> <p>h. 「淡水から海水への切替え」のための手順 重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水又は補給ができない場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。代替淡水貯槽への補給を淡水から海水に切り替える手順は、f. の海水を代替淡水貯槽に補給する手順と同様である。また、西側淡水貯水設備への補給を淡水から海水に切り替える手順は、g. の海水を西側淡水貯水設備に補給する手順と同様である。</p> <p>③作業環境等 サプレッション・チェンバが水源として使用できない場合、代替水源である代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）及び海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、可搬型代替大型ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>1) 対策と設備等</p> <p>有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための水源（サブレスジョン・チェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>④ 西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ淡水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>2) 手順の方針等</p> <p>a. 代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とする注水及び代替淡水貯槽への補給。これらの対策は、(1) ①a.、b. 及びd. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであることを確認した。</p> <p>b. サブレスジョン・チェンバを水源とする原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系による炉心注水。そのために、常設高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブレスジョン・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>「水源を利用した対応手段」及び「水源へ水を補給するための対応手段」について、優先順位が示されていることを確認した。詳細については、1.13.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p>	<p>1) 申請者は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として自主対策設備及びその手順等を整備していることから、その確認結果を示す。また、具体的な個別手順の確認結果については、1.13.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と手順及び、②手順着手の判断基準等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）による代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する設備（表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等の発生時に、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給ができない場合には、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）からの代替淡水貯槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプの起動等を計9名により、165分以内で実施する。</p> <p>② 重大事故等の発生時に、代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給ができない場合には、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から西側淡水貯水設備への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプの起動等を計9名により、150分以内で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※1.13.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}</p> <p>③作業環境等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

a 【技術的能力、有効性評価（37条）】低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水）

・給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合。

（残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水）

・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水）

・炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

b. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（炉心損傷判断前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

（炉心損傷判断後）

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合であって、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力、有効性評価（37条）】格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施することを確認した。また、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合、崩壊熱相当の流量で原子炉格納容器下部への注水を継続するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【自主対策】格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水が可能な場合、代替淡水貯槽の水を格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウエルに注水することを確認した。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

e. 【技術的能力】常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・ 使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合
- ・ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

f. 【技術的能力】常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合、常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した

- ・ 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
- ・ 使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）にて確認した場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 【技術的能力】 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、現場での手動操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

c. 【技術的能力】 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、全交流電源喪失及び常設直流電流系喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合に、現場での手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

e. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

f. 【技術的能力】 高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧代替注水系が使用可能な場合には、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するために、高圧代替注水系による原子炉格納容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

g. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、残留熱除去系(低圧注水系)にて原子炉への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。
- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）が受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dが受電を完了し、残留熱除去系(低圧注水系)が使用可能な状態に復旧された場合。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

h. 【技術的能力】 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。
- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dが受電を完了し、残留熱除去系(低圧注水系)が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態に復旧された場合。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

i. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下のいずれかの場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>(炉心損傷前)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 ・ 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dが受電を完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ系）が使用可能な状態に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 <p>(炉心損傷後)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dが受電を完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ系）が使用可能な状態に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 <p>これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

j. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下のいずれかの場合、残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>残留熱除去系が健全な場合、下記のいずれかの状態に該当した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁開固着 ・ サプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上 <p>(炉心損傷前)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dが受電を完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態に復旧された場合。 <p>(炉心損傷後)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dが受電を完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール系）が使用可能な状態に復旧された場合。 <p>これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

k. 【自主対策】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、代替循環冷却が使用可能な場合には、代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器への注水を実施することを確認した。</p> <p>上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

l. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合には、代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施することで残存溶融炉心の冷却を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

m. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合に、サブプレッション・チェンバを水源とした代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系が使用可能であること。 ・残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水系による冷却水供給が可能であること。 ・原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol%以下であること。 <p>これらの操作手順については、「1.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

n. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合には、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するために、高圧代替注水系による原子炉格納容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

a. 【自主対策】消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。

(常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水)

・給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

(残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水)

・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

(溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水)

・炉心損傷を判断した場合 において、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水手順及び残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレー

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、消火系による原子炉格納容器へのスプレーを実施することを確認した。

(炉心損傷前)

・残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーができず、消火系が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

(炉心損傷後)

・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーができず、消火系が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

c. 【自主対策】消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（東海第二）

(1)手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、原子炉格納容器下部への注水を行うことを確認した。

（ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保）

- ・炉心損傷を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水ができず、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

（原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1)手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至り、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注入ライン／常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水ができず、消火系が使用可能な場合には、消火系による使用済燃料プールへの注水を行うことを確認した。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

（消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）

- ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

（残留熱除去系を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）

- ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(4) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. 【自主対策】原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、サブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉格納容器への注水を実施することを確認した。
上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

b. 【自主対策】高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、サブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉格納容器への注水を実施することを確認した。
上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

c. 【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉格納容器への注水を実施することを確認した。
上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。
これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 【自主対策】補給水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至り、常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合、残存溶融炉心を冷却する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。

（常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合）

- ・ 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、補給水系が使用可能な場合。

（残存溶融炉心の冷却のための原子炉圧力容器へ注水する場合）

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系が使用できず、補給水系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合）

- ・ 炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系が使用できず、補給水系が使用可能な場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の補給水系による原子炉圧力容器への注水手順及び残存溶融炉心の冷却のための補給水系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための補給水系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【自主対策】補給水系による原子炉格納容器内の除熱

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、補給水系による原子炉格納容器にスプレイを実施することを確認した。

（炉心損傷前）

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、補給水系が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

（炉心損傷後）

- ・ 炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、補給水系が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

f. 【自主対策】補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、原子炉格納容器下部への注水を行うことを確認した。

（ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作）

- ・ 炉心損傷を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水ができず、補給水系が使用可能な場合。

（原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、補給水系が使用可能な場合。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(5) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備を水源とした注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 の解釈 1 a) c) にて求められている「西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）において解析上考慮する手段である。また、フィルタ装置スクラビング水が低下した場合に可搬型代替注水中型ポンプによる補給を行う。</p> <p>そのための設備は、「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理され、可搬型代替注水中型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。本手順では重大事故対応要員による水源の確保、可搬型代替注水中型ポンプの配置、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる送水までの手順を整備し、各接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備することを確認した。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）、サプレッション・チェンバ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合には、西側淡水貯水設備を水源とした注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合には、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる注水の手順に着手することを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）、サプレッション・チェンバ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水ができない場合」を、「代替淡水貯槽水位」等で確認する等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が、「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「代替淡水貯槽水位」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順は、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプの起動等を行い、重大事故対応要員による水源の確保、可搬型代替注水中型ポンプの配置、高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる送水を行う手順であり、「第 1.13-7 図 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水中型ポンプの起動等を計 8 名により、高所東側接続口に接続する場合は 150 分以内、高所西側接続口に接続する場合は 140 分以内、原子炉建屋東側接続口に接続する場合は 320 以内、原子炉建屋西側接続口に接続する場合は 205 以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口は 175 分以内で実施することを確認した。また、有効性評価(第 37 条)に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.13.4 において、以下のとおり示されている。

- ・ アクセスルート（移動経路）について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。
- ・ 連絡手段について、通信連絡設備（衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信電話等）のうち使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室に連絡する。
- ・ 作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、作業性を確保する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

b. 【技術的能力、有効性評価（37条）】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）

・給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合

(残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）

・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合

(溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）

・炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(炉心損傷前)

・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格納容器へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

(炉心損傷後)

・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による、原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【技術的能力】可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2530mm を下回り、下限水位である 1325mm に到達する前にフィルタ装置水位指示値が 1500mm 以下の場合において、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作）

・炉心損傷を判断した場合で、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。

（原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）

・原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

f. 【自主対策】格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水ができず、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水可能な場合、格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウエルに注水を実施することを確認した。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

g. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、西側淡水貯水設備を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した可搬型代替注水中型ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

h. 【技術的能力】代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した可搬型代替注水中型ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
- ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（S A広域）にて確認した場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(6) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 の解釈 1 a)、c) にて求められている「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係る手段であり、そのための重大事故等対処設備は「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>本手順では緊急時対策要員による水源の確保として可搬型代替注水大型ポンプの配置、原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までを整備し、各接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備することを確認した。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）、サブプレッション・チェンバ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、復水貯蔵タンク及び西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合には、代替淡水貯槽（可搬型代替注水大型ポンプを使用）を水源とした注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合には、同様に代替淡水貯槽（可搬型代替注水大型ポンプを使用）を水源とした注水の手順に着手することを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）、サブプレッション・チェンバ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、復水貯蔵タンク及び西側淡水貯水設備が使用できない場合」を「水源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「代替淡水貯槽水位」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順は、可搬型代替注水大型ポンプの配置、建屋接続口までのホース接続までの手順であり、「第 1.13-7 図 代替淡水貯槽を水源とした可搬型大型ポンプによる送水」を踏まえ、現場でのホース敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を計 8 名により、原子炉建屋東側接続口に接続する場合は 535 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続する場合は 170 以内、高所東側接続口に接続する場合は 215 以内、高所西側接続口に接続する場合は 175 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続する場合は 180 以内で実施することを確認した。また、有効性評価(第 37 条)に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.13.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルート（移動経路）について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信電話等）のうち使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。
--	---

b. 【技術的能力】 低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下のいずれかの場合、低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>（給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合 <p>（残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合 <p>（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合 <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>（炉心損傷前）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 <p>（炉心損傷後）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による、原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 <p>これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

d. 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2530mm を下回り、下限水位である 1325mm に到達する前にフィルタ装置水位指示値が 1500mm 以下の場合において、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作）

・炉心損傷を判断した場合で、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。

（原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）

・原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

f. 【自主対策】格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃ を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水ができず、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水可能な場合、代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウエルに注水を実施することを確認した。

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

g. 【技術的能力】代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合

・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

h. 【技術的能力】代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、当該注水系の機能が喪失した場合、代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（可搬型）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

i. 【技術的能力】代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合、代替淡水貯槽を水源として可搬型大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
- ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（S A広域）にて確認した場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

j. 【技術的能力】代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合、常設スプレイヘッドを優先して使用するが、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合、代替淡水貯槽を水源として可搬型大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
- ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（S A広域）にて確認した場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

a. 【自主対策】淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより補給を行うものであり、水源の確保として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口から必要な箇所までの操作手順については、各条文にて整備する。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. フィルタ装置スクラビング水の水位が通常水位を下回ると判断した場合</p> <p>b. 当該操作手順は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いて淡水タンクを水源とした送水する手順であり、「第 1. 13-7 図 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型注水大型ポンプを使用した場合、ホースの接続等を計 8 名にて作業を実施した場合、165 分以内で実施するとしていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、フィルタ装置の水位が待機時水位下限である 2530mm を下回り、下限水位である 1325mm に到達する前にフィルタ装置水位指示値が 1500mm 以下の場合において、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>上記のための自主対策設備については、「第 1. 13. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(8) 海を水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 の解釈 1 a)、c)にて求められている「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係る手段であり、そのための重大事故等対処設備は「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>本手順では重大事故等対策要員による水源の確保として可搬型代替注水大型ポンプの配置、原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、建屋接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備することを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等の発生時において、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合には、海を水源とした注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）、サブプレッション・チェンバ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、復水貯蔵タンク、西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）が使用できない場合」を「水源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「代替淡水貯槽水位計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、可搬型代替注水大型ポンプの配置、原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順であり、「第 1.13-9 図 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 タイムチャート」を踏まえ、現場でのホース敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>海水を代替淡水貯槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替大型ポンプの起動等を計 9 名により、160 分以内に実施する</u>ことを確認した。 <u>海水を西側淡水貯水設備に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替大型ポンプの起動等を計 9 名により、220 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.13.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルート（移動経路）について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信電話等）のうち使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。
--	---

b. 【技術的能力】 低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>(給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合 <p>(残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合 <p>(溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合 <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>(炉心損傷前)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 <p>(炉心損傷後)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。 <p>これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

d. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>（ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合で、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。 <p>（原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。 <p>これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

e. 【自主対策】格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」等として、炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃ を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水ができず、格納容器頂部注水系（可搬型）が使用可能な場合、格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウエルへの注水を実施することを確認した。</p> <p>上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

f. 【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による注水ライン／常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、海を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合 ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合 <p>これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

g. 【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、当該系統の機能が喪失した場合には、海を水源として代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

h. 【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合、海を水源として可搬型大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
- ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）にて確認した場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

i. 【技術的能力】海を水源とした代替燃料プール注水系による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合、海を水源として可搬型大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合
- ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mm を下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）にて確認した場合

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

j. 【技術的能力、有効性評価（37条）】残留熱除去系海水系による冷却水の確保

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系海水系を起動し、残留熱除去系海水系による冷却水確保を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

k. 【技術的能力、有効性評価（37条）】海を水源とした緊急用海水系による冷却水の確保

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合において、残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う場合、緊急用海水系による冷却水確保を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

l. 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、c) にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合。 ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合。 ・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合。 <p>これらの操作手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

m. 【技術的能力】可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、航空機燃料火災が発生した場合、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、c) にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

n. 【技術的能力】2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

確認結果（東海第二）
<p>(1)手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、外部電源が喪失した場合又はM/C 2C・2D・HPCSの母線電力がないことを確認した場合において、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

o. 【技術的能力】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、外部電源喪失及び2C・2D非常ディーゼル発電機の故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置による給電ができない場合において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、M/C HPCS、M/C 2E及びM/C 2C（又は2D）の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

p. 【技術的能力】 2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機等の故障により2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない状態で、2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が使用可能な場合において、可搬型代替注水大型ポンプにより2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水の送水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

q. 【技術的能力】 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱）

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、代替燃料プール冷却系が使用可能な場合。

（緊急用海水系による冷却水（海水）の確保）

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合。

（代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保）

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

これらの操作手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、 f) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合も ATWS と判断。</p> <p>これらの操作手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、炉心が損傷した場合において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(10) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水源を利用した対応手段の優先順位が以下のとおりであることを確認した。</p> <p>(原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合)</p> <p>a. 重大事故等発生時には、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水をするため、必要となる十分な量の水をサブプレッション・チェンバに確保する。</p> <p>(原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合)</p> <p>b. 重大事故等発生時には、原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、使用済燃料プール注水等の代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源とした注水をするため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。</p> <p>c. 代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）を水源とした注水ができない場合は、サブプレッション・チェンバを水源とした代替循環冷却系による原子炉圧力容器等への注水をするため、必要となる十分な量の水をサブプレッション・チェンバに確保する。</p> <p>d. サプレッション・チェンバを水源とした注水が実施できず、さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。</p> <p>e. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として補給水系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>注水を実施する。</p> <p>f. 復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水するため、必要となる十分な量の水を西側淡水設備に確保する。</p> <p>g. 西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、代替淡水貯水槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水する。</p> <p>h. 代替淡水貯水槽を水源として利用できない場合には、海を利用して可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器等へ注水することとなる。</p> <p>また、西側淡水貯水設備、代替淡水貯水槽又は海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の手段は、代替淡水貯水槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる注水等の手段と同時並行で準備を開始する。なお、注水等の手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは、以下のとおり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・西側淡水貯水設備を水源とする場合は、可搬型代替注水中型ポンプを使用する。 ・代替淡水貯水槽を水源とする場合は、可搬型代替注水大型ポンプを使用する。 ・海を水源とする場合は、可搬型代替大型ポンプを使用する。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段である。そのための設備は「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち「可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替中型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する」としていることを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>当該手順は、淡水については、重大事故等の発生時において、代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合、西側淡水貯水設備及び淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から代替淡水貯槽への補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、海水については、重大事故等の発生時において、西側淡水貯水設備及び淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）が使用できない場合には、海水を用いて代替淡水貯槽に補給する手順に着手するとしていたことを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>a. 以下の判断基準であることを確認した。 （西側淡水貯水設備を水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） ・代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合。 （淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）を水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） ・代替淡水貯水設備を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合。 （海が水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） ・代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水を水源とした補給ができない場合。</p> <p>b. 判断基準である「代替淡水貯槽への補給が必要な場合」又は「西側淡水貯水設備及び淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から代替淡水貯槽への補給が不可能となるおそれがある場合」を「水源の確保」等で確認すること等により適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作着手の判断における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「代替淡水貯槽水位」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
② 必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等	<p>a. 当該手順は可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いて代替淡水貯槽に補給する手順であり、ケースにより以下を踏まえ、代替淡水貯槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。 （西側淡水貯水設備を水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） 第 1.13-9 図 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 タイムチャート （淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）を水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） 第 1.13-9 図 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 タイムチャート （海が水源の場合） 第 1.13-9 図 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 タイムチャート</p> <p>b. 各手順での所要時間等は、以下であることを確認した。</p>

<p>c. 操作計器</p>	<p>（西側淡水貯水設備を水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） 計 9 名にて作業を実施した場合、作業開始から可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始まで 160 分以内で実施する。 （淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）を水源とした代替淡水貯槽への補給の場合） 計 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始まで 165 分以内で実施する。 （海が水源の場合） 計 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始 160 分以内で実施する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.13-4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルート（移動経路）について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線電話設備）のうち使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水/海水）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の発生時において、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、西側淡水貯水設備への補給手段がないと西側淡水貯水設備水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段である。そのための設備は「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち「可搬型代替注水大型ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する」としていることを確認した。</p>
2) 手順の方針 ① 手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>当該手順は、淡水については、重大事故等の発生時において、西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合、代替淡水貯槽及び淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から西側淡水貯水設備への補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、海水については、重大事故等の発生時において、淡水貯水設備及び淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）が使用できない場合には、海水を用いて代替淡水貯槽に補給する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>a. 以下の判断基準であることを確認した。 （代替淡水貯槽を水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） ・ 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合。 （淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）を水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） ・ 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合。 （海が水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） ・ 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水を水源とした補給ができない場合。</p> <p>b. 判断基準である「西側淡水貯水設備への補給が必要な場合」又は「代替淡水貯槽及び淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）から西側淡水貯水設備への補給が不可能となるおそれがある場合」を「水源の確保」等で確認すること等により適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作着手の判断における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「西側淡水貯水設備水位」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③ 必要な人員等 d. 操作手順 e. 所要時間等	<p>d. 当該手順は可搬型代替注水大型ポンプを用いて西側淡水貯水設備に補給する手順であり、ケースにより以下を踏まえ、西側淡水貯水設備への補給に必要な手段が示されていることを確認した。 （代替淡水貯槽を水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） 第 1.13-11 図 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 タイムチャート （淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）を水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） 第 1.13-11 図 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 タイムチャート （海が水源の場合） 第 1.13-11 図 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 タイムチャート</p> <p>e. 各手順での所要時間等は、以下であることを確認した。 （代替淡水貯槽を水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） 計 9 名にて作業を実施した場合、作業開始から可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始まで 165 分以内で実施する。 （淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク等）を水源とした西側淡水貯水設備への補給の場合） 計 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始まで 160 分以内で実施する。</p>

<p>f. 操作計器</p>	<p>(海が水源の場合) 計 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始 220 分以内で実施する。 f. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁操作等を行う作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.13.4 において、以下のとおり示されている。 ・ アクセスルート (移動経路) について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。 ・ 連絡手段について、通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線電話設備) のうち使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具 (全面マスク、個人線量計、ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水源へ水を補給するための対応手段の優先順位が以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替淡水槽への補給 <ul style="list-style-type: none"> a. 代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水時又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水時において、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ補給する。 b. 西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、淡水タンクを水源として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。 c. 淡水タンクから代替淡水貯槽へ補給できない場合は、海を利用して、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。 ・ 西側淡水貯水設備への補給 <ul style="list-style-type: none"> a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水時において、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へ補給する。 b. 代替貯水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水タンクを水源として、可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。 c. 淡水タンクから西側淡水貯水設備へ補給ができない場合は、海を利用して、可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備へ補給する。

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え

a. 【自主対策】原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、サブレーション・プール水枯渇、サブレーション・チェンバ破損又はサブレーション・プール水温度上昇等により使用できない場合において、復水貯蔵タンクの水 位計が健全であり、水位が確保されている場合は、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源を切り替え るものであり、そのための自主対策設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p>
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 以下の判断基準であることを確認した。</p> <p>（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の切替え） サブレーション・チェンバが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。 ・サブレーション・プール水位が、-50cm 以下となった場合。 ・サブレーション・プール水温度が、原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合。</p> <p>（高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の切替え） サブレーション・チェンバが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。 ・サブレーション・プール水位が、-50cm 以下となった場合。 ・サブレーション・プール水温度が、高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合。</p> <p>b. 当該操作手順は、サブレーション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源の切替え手順であり、ケースにより以下を踏まえ、水源の切替えに必要な手段が示されていることを確 認した。</p> <p>（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の切替え） 第 1.13-13 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替えタイムチャート</p> <p>（高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の切替え） 第 1.13-15 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替えタイムチャート</p> <p>c. 各手順での所用時間は、以下であることを確認した。</p> <p>（原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の切替え） 1 名にて作業を実施した場合、作業開始から原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の切替えまで 3 分以内で実施する。</p> <p>（高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の切替え） 1 名にて作業を実施した場合、作業開始から高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の切替えまで 4 分以内で実施する。</p>

(2) 淡水から海水への切替え

a. 【技術的能力】代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、代替淡水貯槽への淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、淡水補給から海水補給へ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1 f) にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切替える手順」に係わる手段である。</p> <p>これらの操作手順について、代替淡水貯槽への淡水補給及び海水補給は、「1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備するとしていることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、西側淡水貯水設備への淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、西側淡水貯水設備から海水補給へ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1 f) にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切替える手順」に係わる手段である。</p> <p>これらの操作手順について、西側淡水貯水設備への淡水補給及び海水補給は、「1.13.2.2(2)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 外部水源から内部水源への切替え

a. 【技術的能力】外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え

確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、炉心損傷時、外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を実施している状態にて、原子炉水位が L0 以上と判断され、かつ、代替循環冷却系が使用可能な場合、外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替えを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1 f) にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切替える手順」に係わる手段である。</p> <p>これらの操作手順について、内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱操作については、「1.4 原子炉令却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を令却するための手順等」、「1.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を令却する手順等」にて整備するとしていることを確認した。また、外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ令却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備することを確認した。</p>

表 2 自主対策等における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
代替淡水貯槽へ水を補給	淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、原水タンク及び純粋貯蔵タンク）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。なお、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び原水タンクについては、消火が必要な火災が発生していない場合において、代替水源としての設備となり得る。
	淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、原水タンク及び純粋貯蔵タンク）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。なお、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び原水タンクについては、消火が必要な火災が発生していない場合において、代替水源としての設備となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 14 及び設置許可基準規則第 57 条）

I	要求事項の整理	1. 14-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 14-7
1. 14. 1	対応手段と設備の選定	1. 14-7
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 14-7
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 14-8
1. 14. 2	重大事故等時の手順等	1. 14-13
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 14-13
a.	第 57 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 14-13
b.	第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 14-15
(2)	優先順位について	1. 14-15
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 14-16
1. 14. 2. 1	代替電源（交流）による対応手順	1. 14-18
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】常設代替交流電源設備による給電	1. 14-18
(2)	【自主対策】緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電	1. 14-19
(3)	【技術的能力】可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電	1. 14-19
(4)	【自主対策】可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）による給電	1. 14-20
(5)	【自主対策】可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続）による給電	1. 14-21
(6)	優先順位	1. 14-21
1. 14. 2. 2	代替電源（直流）による対応手順	1. 14-22
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	1. 14-22
(2)	【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	1. 14-24
(4)	優先順位	1. 14-25
1. 14. 2. 3	代替所内電気設備による対応手順	1. 14-25
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	1. 14-25
(2)	【技術的能力】可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	1. 14-26
(3)	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	1. 14-27
(4)	【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	1. 14-28
(5)	優先順位	1. 14-29
1. 14. 2. 4	非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順	1. 14-30
(1)	【技術的能力】常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電	1. 14-30
(2)	【自主対策】高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電	1. 14-31
(3)	【自主対策】緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電	1. 14-31
(4)	【技術的能力】可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電	1. 14-32
(5)	【技術的能力】所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電	1. 14-33
(6)	【自主対策】高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電	1. 14-34

(7) 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電	1.14-34
(8) 優先順位	1.14-35
1.14.2.5 代替海水送水による電源給電機能の復旧	1.14-36
(1) 【自主対策】代替海水送水による電源給電機能の復旧	1.14-36
1.14.2.6 燃料の補給手順等	1.14-37
(1) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	1.14-37
(2) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	1.14-38

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、電源の確保に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

<設置許可基準規則第57条>（電源設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（電源設備）</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>

<有効性評価(第37条)> (有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策(手順等))

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策(手順等)
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油
<p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
2.3.2 全交流電源喪失(TBD、TBU)	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
2.3.3 全交流電源喪失(TBP)	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
<p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が喪失した場合)	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油
2.6 LOCA時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 ・非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから 2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 ・非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから 2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）	
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
3.4 水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油
<p>4.1 想定事故 1</p> <p>4.2 想定事故 2</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 ・非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから 2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油
<p>5.1 崩壊熱除去機能喪失（停止時）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油 ・非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから 2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油
<p>5.2 全交流動力電源喪失（停止時）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 ・軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.14.1 対応手段と設備の選定

電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第57条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第57条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第57条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段[*]が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>[*] 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第57条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第 1.14.1-1 図、第 1.14.1-2 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故対処設備の故障として、非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、想定する故障と対応策との関係について、「第 1.14.1-1 図、第 1.14.1-2 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第57条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルにより代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されないとしていること。</p> <p>③ 可搬型代替交流電源設備として可搬型代替低圧電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>④ 所内常設蓄電式直流電源設備として 125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系及び緊急用 125V 系蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車等により給電するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>また、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設代替高圧電源装置を代替交流電源として給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用125V系蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第57条等」で求められている手順		確認結果
【設備（配備）】※1	規制要求事項	確認結果
	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>【設備（措置）】※2</p> <p>b) 所内蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>第57条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) - i)</p> <p>○可搬型代替交流電源設備による代替電源（交流）からの給電 可搬型代替交流電源設備として可搬型代替低圧電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○可搬型代替直流電源設備による代替電源（直流）からの給電 可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車等により給電するための設備及び手順等。</p> <p>a) - ii)</p> <p>○常設代替交流電源設備による代替電源（交流）からの給電 常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>○所内常設蓄電式直流電源設備による非常用電源（直流）からの給電 所内常設蓄電式直流電源設備として125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用125V系蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○所内常設蓄電式直流電源設備による代替電源（直流）からの給電 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>要求事項に係る対応として、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B</p>

	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号炉間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれ</p>	<p>系を用いた手順により、全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室において行なう簡易な操作での切り離し以外の負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり給電を確保する。</p> <p>c)</p> <p>○可搬型代替直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型代替直流電源設備として、可搬型代替低圧電源車等により給電するための設備及び手順等。また、可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる</p> <p>d)</p> <p>○号炉間の電力融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルにより代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。</p> <p>e)</p> <p>○代替所内電気設備による給電</p> <p>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>第2項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した。</p>	
--	------------------	---	---	--

		<p>らと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号炉間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>(1)</p> <p>a)</p> <p>○常設代替交流電源設備による給電</p> <p>常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○所内常設蓄電式直流電源設備による給電</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備として125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用125V系蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>○可搬型代替交流電源設備による給電</p> <p>可搬型代替交流電源設備として可搬型代替低圧電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>c)</p> <p>○号炉間電力融通電気設備による給電</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルにより代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。</p> <p>d)</p> <p>○代替所内電気設備による給電</p> <p>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p>	
--	--	--	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第57条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.14

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

- 「常設代替交流電源設備による給電」、「所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」、「常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」、
- 「常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」、「可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油」、「軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油」

--

1.14.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第57条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第57条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及び及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、緊急用125V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 可搬型代替直流電源設備からの給電。そのために、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 代替所内電気設備による給電。そのために、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用125V主母線盤を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 代替交流電源設備による対応手順</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>外部電源及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）からの給電ができない場合には、常設代替高圧電源装置（2台）を代替交流電源とした代替所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、給電の確認等を計1名により、4分以内</p> <p>に実施する。また、代替所内電気設備への給電操作完了後、常設代替高圧電源装置（3台）を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の</p> <p>手順に着手する。この手順では、非常用母線受電準備、常設代替高圧電源装置の追加起動操作、給電の確認等を計3名により、92分以内</p> <p>に実施する。</p> <p>b. 可搬型代替交流電源設備による代替電源（交流）による対応手順</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電ができない場合には、可搬型代替低圧電源車を代替交流電源とした給電の</p> <p>手順に着手する。この手順では、可搬型代替低圧電源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計9名により、180分以内</p> <p>に実施する。</p> <p>c. 所内常設蓄電式直流電源設備による代替電源（直流）による対応手順</p> <p>(a) 非常用直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>全交流動力電源が喪失し、直流125V充電器A系及び直流125V充電器B系の交流入力電源が喪失した場合には、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を直流125V主母線盤A電圧及び直流125V主母線盤B電圧で確認する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、8時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系の不要な直流負荷の切離しの手順に着手する。この手順では、不要な負荷の切離しを計3名により、60分以内に実施する。</p> <p>(b) 緊急用125V系蓄電池からの給電 外部電源喪失により、非常用所内電気設備から代替所内電気設備への給電が喪失し、緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧が喪失した場合には、緊急用125V系蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を緊急用直流125V主母線盤電圧で確認する。</p> <p>d. 可搬型代替直流電源設備による代替電源（直流）からの給電 全交流動力電源が喪失し、24時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計8名により、250分以内に実施する。</p> <p>e. 代替所内電気設備による対応手順 (a) 代替所内電気設備による給電 非常用所内電気設備の非常用高圧母線C系及びD系が同時に機能喪失した場合には、常設代替高圧電源装置を用いた緊急用メタルクラッド開閉装置への給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、給電の確認等を計1名により、4分以内に実施する。 非常用所内電気設備の非常用高圧母線C系及びD系が同時に機能喪失して、常設代替高圧電源装置からの給電ができない場合には、可搬型代替低圧電源車を用いた緊急用パワーセンタへの給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計9名により、180分以内に実施する。</p> <p>f. 燃料の補給手順 (a) 常設代替高圧電源装置への燃料（軽油）補給及び (b) 可搬型代替低圧電源車への燃料（軽油）補給 各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の手順に着手する。この手順では、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリの車載タンクへの給油、タンクローリの車載タンクから可搬型代替低圧電源車（2台）への給油等を計2名により120分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策と そのために必要な重大事故等対処設備を整備するとして いることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等 の方針が第43条等に基づく要求事項に適合している か。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力 基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項） 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測 可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器 等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に 必要な人員、作業時間等が示されていることを確 認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルー トの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整 備するとしていること、作業環境（作業空間、温度 等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 申請者は、有効性評価（第37条）において、必要な電力を確保するために、常設代替高圧電源装置を代替交流電源とした給電並びに125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用125V系蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) a. 1) a. 及び c. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重要事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等 選定された対策は「常設代替交流電源設備による給電」等であり、確認結果については、1.14.2.1以降に記載のとおりである。 なお、代替電源の給電の付属手順として、燃料を補給する手順がある。燃料の補給手順は1.14.2.6に記載する。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>電力を確保するために必要な機能について、それぞれの対策について、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>①対策と設備 電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からの給電 外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置からの給電ができない場合には、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計9名により、160分以内に実施する。</p> <p>b. 可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）による給電 可搬型代替低圧電源車による緊急用パワーセンタへの給電ができない場合には、常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続による代替交流電源からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計9名により、455分以内に実施する。</p> <p>c. 可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続）による給電 可搬型代替低圧電源車による常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続からの給電ができない場合には、常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続による代替交流電源からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計9名により、455分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.14.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <hr/> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替交流電源設備による給電

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない場合に、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載したく有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照）についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）からの給電ができない場合には、常設代替高圧電源装置（2台）を代替交流電源とした代替所内電気設備への給電の手順に着手するとしていること及び代替所内電気設備への給電操作完了後、常設代替高圧電源装置（3台）を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）からの給電ができない場合」を、「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、M/C HPCS 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、常設代替高圧電源装置（2台）を起動し、緊急用メタルクラッド開閉装置及びメタルクラッド開閉装置 2C 又はメタルクラッド開閉装置 2D へ給電する手順であり、「第 1.14.2.1-4 図 常設代替高圧電源装置による M/C 2C 又は M/C 2D 受電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、電路の構成、常設代替高圧電源装置（2台）の起動操作、受電の確認等を計 1 名により 4 分以内に実施すること及び非常用母線受電準備、常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動操作、給電の確認等を計 3 名により、92 分以内に実施することを確認した。また、中央制御室からの起動に失敗した場合、電路の構成、常設代替高圧電源装置（2台）の現場からの起動操作、受電の確認等を計 3 名により 40 分以内に実施すること及び非常用母線受電準備、常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動操作、給電の確認等を計 5 名により、92 分以内に実施することを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」等においては、作業に必要な要員計 1 名により、事象発生から 16 分後に、常設代替高圧電源装置 2 台の起動操作及び緊急用メタルクラッド開閉装置の受電操作を完了する等と評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、ヘッドライト・LED ライトを携行しており接近可能であること。 ・通信設備等について、携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ペーシング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部に連絡が可能であること。 ・作業環境について、常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLED ライトを携行していること及び操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていること。
--	--

(2) 【自主対策】緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置からの給電ができない場合に、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 外部電源、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）及び常設代替高圧電源装置からの給電ができない場合には、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機により、パワーセンタ 2D へ給電する手順であり、「第 1.14.2.1-6 図 緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の起動及び P/C 2D 受電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、電路の構成、給電操作等を計 9 名により、160 分以内実施することを確認した。

(3) 【技術的能力】可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置による給電ができない場合に、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)b)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替低圧電源車を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電ができない場合において、可搬型代替低圧電源車を代替交流電源とした給電の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電ができない場合」を、「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、M/C HPCS 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	

確認事項	確認結果（東海第二）
a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型代替低圧電源車により、パワーセンタ 2C 及びパワーセンタ 2D へ給電する手順であり、「第 1.14.2.1-8 図 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動並びに P/C 2C 及び P/C 2D 受電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、可搬型代替低圧電源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計 9 名により 180 分以内に実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能であること及びアクセスルート上に支障となる設備はないこと。 ・通信設備等について、携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部に連絡が可能であること。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保していること及び放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていること。

(4) 【自主対策】可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）による給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）接続）からの給電ができない場合に、可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）による給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替低圧電源車による緊急用パワーセンタへの給電ができない場合には、常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続による代替交流電源からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、可搬型代替交流電源設備により、常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）を介したパワーセンタ 2C（又は 2D）へ給電する手順であり、「第 1.14.2.1-10 図 可搬型代替交流電源設備（常用 MCC への接続）の起動並びに P/C 2C 及び P/C 2D 受電手順のタイムチャート（1/2）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 c. この手順では、電路の構成、給電操作等を計 9 名により、455 分以内に実施することを確認した。

(5) 【自主対策】可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続）による給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）接続）及び可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）からの給電ができない場合に、可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続）による給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機、可搬型代替低圧電源車による緊急用パワーセンタへの給電及び可搬型代替低圧電源車による常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続からの給電ができない場合には、常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続による代替交流電源からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、可搬型代替交流電源設備により、常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）を介したパワーセンタ 2C（又は 2D）へ給電する手順であり、「第 1.14.2.1-10 図 可搬型代替交流電源設備（常用 MCC への接続）の起動並びに P/C 2C 及び P/C 2D 受電手順のタイムチャート（2/2）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、<u>電路の構成、給電操作等を計 9 名により、455 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p>

(6) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、「第 1.14.2.8-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート（1/3）」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短期的には低圧代替注水設備（常設）への給電、中期的には発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で電力供給が可能である常設代替交流電源設備による給電を優先する。 ・常設代替交流電源設備から給電できない場合は、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機から給電する。 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機から給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）から給電する。 ・可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）から給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）から給電する。 ・可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）接続）から給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備（常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）接続）から給電する。 <p>ただし、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機、常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）及び常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）は、自主対策設備。</p>

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の機能喪失、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに常設代替交流電源設備、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系から、24時間以上にわたり直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bへ給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載したく有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照）についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順は以下の2つの手順を行うとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>[所内常設直流電源設備による給電]</p> <p>全交流動力電源が喪失し、直流125V充電器A系及び直流125V充電器B系の交流入力電源が喪失した場合には、125V系蓄電池A系及び直流125V充電器B系を代替直流電源とした給電の手順に着手する。</p> <p>[必要な負荷以外の切離し]</p> <p>125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系から直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bへの自動給電開始から1時間以内に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電がなく、常設代替高圧電源装置による直流125V充電器A及び直流125V充電器Bの交流入力電源の復旧の見込みがない場合には、125V系蓄電池A系又は直流125V充電器B系の不要な直流負荷の切離しの手順に着手する。</p> <p>b. 当該手順は以下の2つの手順を行うとしており、手順着手のタイミングが具体的に示されていることを確認した。</p> <p>[所内常設直流電源設備による給電]</p> <p>判断基準である「全交流動力電源が喪失し、直流125V充電器A系及び直流125V充電器B系の交流入力電源が喪失した場合」を、「275kV東海原子力線電圧1L電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>[必要な負荷以外の切離し]</p> <p>判断基準である「125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系から直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bへの自動給電開始から1時間以内に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電がなく、常設代替高圧電源装置による直流125V充電器A及び直流125V充電器Bの交流入力電源の復旧の見込みがない場合」を、「275kV東海原子力線電圧1L電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV東海原子力線電圧1L電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV東海原子力線1L電圧計、275kV東海原子力線2L電圧計、154kV原子力1号線電圧計、M/C2C電圧計、M/C2D電圧計、M/C HPCS電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p>	<p>a. 当該手順は、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系により、直流母線へ給電する手順であり、「第1.14.2.2-2図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>

<p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>b. 2つの手順に対して、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>[所内常設直流電源設備による給電]</p> <p>この手順は自動動作となるため、動作状況を直流 125V 主母線盤 A 電圧で確認する。</p> <p>[必要な負荷以外の切離し]</p> <p>この手順では、給電開始から 1 時間以内に中央制御室にて行う必要な負荷以外の切離しは 1 名により 60 分以内に、給電開始から 8 時間後に現場にて行う必要な負荷以外の切離しは 2 名により 60 分以内に実施する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、ヘッドライト・LED ライトを携帯しており接近可能であること。 ・通信設備等について、携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡が可能であること。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保していること及び放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携帯して作業を行うとしていること。

(2) 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1) a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>全交流動力電源が喪失し、24 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には</u>、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源が喪失し、24 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合」を、「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、M/C HPCS 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により、直流 125V 主母線盤 2A 及び又は直流 125V 主母線盤 2B へ給電する手順であり、「第 1.14.2.2-4 図 可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を</u>計 8 名により 250 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能であること及びアクセスルート上に支障となる設備はないこと。 ・通信設備等について、携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部に連絡が可能であること。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保していること及び放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うこと。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、「第 1.14.2.8-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート (3/3)」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源の喪失により直流 125V 充電器 A・B を経由した直流 125V 主母線盤 2A・2B への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、125V 系蓄電池 A 系・B 系及び緊急用 125V 系蓄電池を使用することで 24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動等に必要な直流電源の給電を行う。なお、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、直流 125V 充電器 A・B 及び緊急用直流 125V 充電器の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である直流 125V 主母線盤 2A・2B 及び代替所内電気設備である緊急用直流 125V 主母線盤に無停電で自動給電される。 ・全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型代替直流電源設備を用いて直流 125V 主母線盤 2A・2B 及び緊急用直流 125V 主母線盤へ給電する。

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に、代替所内電気設備にて回路を確保し、常設代替交流電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)d)にて求められている「所内電気設備による機能維持等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ及び緊急用電源切替盤を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「LOCA 時注水機能喪失」他、（詳細は 3 ページに記載したく有効性評価（第 37 条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照）についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 外部電源喪失により緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧が喪失した場合に、常設代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源喪失により緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧が喪失した場合」を、「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、緊急用 M/C 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、代替所内電気設備から給電する手順であり、「第 1.14.2.3-2 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、回路の構成、起動操作、給電の確認等を計 1 名により、4 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

③アクセスルートの確保等	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、ヘッドライト・LED ライトを携帯しており接近可能であること。 ・通信設備等について、携帯型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器（ペーキング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部に連絡が可能であること。 ・作業環境について、常用照明消灯時においても、ヘッドライト又は LED ライトを携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携帯して作業を行うこと。
--------------	---

(2) 【技術的能力】可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に、代替所内電気設備にて回路を確保し、可搬型代替交流電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)d)にて求められている「所内電気設備による機能維持等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<u>緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ</u>及び<u>緊急用電源切替盤を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	<p>a. <u>非常用所内電気設備の非常用高圧母線 C 系及び D 系が同時に機能喪失して、常設代替高圧電源装置からの給電ができない場合には、可搬型代替低圧電源車を用いた緊急用パワーセンタへの給電の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「非常用所内電気設備の非常用高圧母線 C 系及び D 系が同時に機能喪失して、常設代替高圧電源装置からの給電ができない場合」を、「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、緊急用 M/C 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、代替所内電気設備から給電する手順であり、「第 1.14.2.3-4 図 可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）の起動及び緊急用 P/C 受電の手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、回路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 9 名により、180 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p>

<p>c. 作業環境</p>	<p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器（ペーキング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部に連絡が可能であること。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保していること及び放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うこと。
----------------	---

(3) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替直流電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)d) にて求められている「所内電気設備による機能維持等」に係る手段であるとともに有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、緊急用 125V 主母線盤を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は 3 ページに記載したく有効性評価（第 37 条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照）についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 外部電源喪失により、非常用所内電気設備から代替所内電気設備への給電が喪失し、緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧が喪失した場合に、常設代替直流電源設備による代替所内電気設備からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源喪失により、非常用所内電気設備から代替所内電気設備への給電が喪失し、緊急用メタルクラッド開閉装置の母線電圧が喪失した場合」を、「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、緊急用 M/C 電圧計、緊急用 P/C 電圧計、緊急用直流 125V 主母線盤電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、代替所内電気設備から給電する手順であり、「第 1.14.2.3-6 図 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急用 125V 系蓄電池による緊急用直流 125V 主母線盤への給電については、運転員の操作は不要であることを確認した。一方、中央制御室にて緊急用 125V 系蓄電池による緊急用直流 125V 主母線盤への自動給電状態に異常がないことを緊急用直流 125V 主母線盤の電圧指示値により確認するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p>	<p>当該手順は、中央制御室における確認手順であることを確認した。</p>

c. 作業環境	
---------	--

(4) 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に、代替所内電気設備にて回路を確保し、可搬型代替直流電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)d)にて求められている「所内電気設備による機能維持等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 緊急用 125V 主母線盤を重大事故等対処設備として新たに整備する としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 外部電源喪失時に、緊急用 125V 系蓄電池による緊急用直流 125V 主母線盤への自動給電開始から 24 時間以内に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合に、可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源喪失時に、緊急用 125V 系蓄電池による緊急用直流 125V 主母線盤への自動給電開始から 24 時間以内に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合」を、「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、緊急用 M/C 電圧計、緊急用 P/C 電圧計、緊急用直流 125V 主母線盤電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、代替所内電気設備から給電する手順であり、「第 1.14.2.3-8 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計 8 名により、250 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。 ・通信設備等について、携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器（ペーキング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能であること。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うこと。

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、「第 1.14.2.8-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、代替交流電源による給電は、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短期的には低圧代替注水設備（常設）への給電、中期的には発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で電力供給が可能である常設代替交流電源設備による給電を優先する。 ・常設代替交流電源設備から給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）から給電する。 <p>また、代替直流電源による給電は、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源の喪失により直流 125V 充電器 A・B を経由した直流 125V 主母線盤 2A・2B への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、125V 系蓄電池 A 系・B 系及び緊急用 125V 系蓄電池を使用することで 24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動等に必要な直流電源の給電を行う。なお、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、直流 125V 充電器 A・B 及び緊急用直流 125V 充電器の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である直流 125V 主母線盤 2A・2B 及び代替所内電気設備である緊急用直流 125V 主母線盤に無停電で自動給電される。 ・全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型代替直流電源設備を用いて直流 125V 主母線盤 2A・2B 及び緊急用直流 125V 主母線盤へ給電する。

1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順

(1) 【技術的能力】常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源及び2C・2D非常用ディーゼル発電機による給電ができない場合に、常設代替交流電源設備による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 外部電源喪失、2C・2D非常用ディーゼル発電機の故障によりメタルクラッド開閉装置2C・2Dへの電圧が喪失した場合には、常設代替高圧電源装置を代替交流電源とした非常用高圧母線への給電の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「外部電源喪失、2C・2D非常用ディーゼル発電機の故障によりメタルクラッド開閉装置2C・2Dへの電圧が喪失した場合」を、「275kV東海原子力線電圧1L電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV東海原子力線1L電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV東海原子力線1L電圧計、275kV東海原子力線2L電圧計、154kV原子力1号線電圧計、M/C2C電圧計、M/C2D電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	必要な人員等は、1.14.2.1(1)常設代替交流電源設備による給電と同じであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、1.14.2.1(1)常設代替交流電源設備による給電と同じであることを確認した。

(2) 【自主対策】高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の故障により、非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置HPCS及びメタルクラッド開閉装置2Eを経由して非常用所内電気設備であるメタルクラッド開閉装置2C（又は2D）へ給電するものであり、そのための自主対策設備が「第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の故障により、メタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置による給電ができない場合において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、メタルクラッド開閉装置HPCS、メタルクラッド開閉装置2E及びメタルクラッド開閉装置2C（又は2D）の使用が可能であれば、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合には、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用高圧母線への給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機により非常用高圧母線へ給電する手順であり、「第1.14.2.4-2図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、電路の構成、給電操作等を計3名により、95分以内に実施することを確認した。</p>

(3) 【自主対策】緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、メタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電ができない場合において、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の使用が可能な場合に、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による非常用低圧母線への給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、メタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電ができない場合において、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の使用が可能な場合には、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順は、1.14.2.1(2)緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電と同じであることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等は、1.14.2.1(2)緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電と同じであることを確認した。</p>

(4) 【技術的能力】可搬型代替交流電源設備による非常用低圧母線への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりメタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からの給電ができない場合に、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1（1）b)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.14.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替低圧電源車を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりメタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からの給電ができない場合において、可搬型代替低圧電源車による非常用低圧母線への代替交流電源とした給電の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりメタルクラッド開閉装置2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、常設代替高圧電源装置、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からの給電ができない場合」を、「275kV東海原子力線1L電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV東海原子力線1L電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV東海原子力線1L電圧計、275kV東海原子力線2L電圧計、154kV原子力1号線電圧計、M/C2C電圧計、M/C2D電圧計、M/C HPCS電圧計、P/C2C電圧計、P/C2D電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	必要な人員等は、1.14.2.1(3)可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電と同じであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、1.14.2.1(3)可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）接続）による給電と同じであることを確認した。

(5) 【技術的能力】 所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機の機能喪失、常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車による交流電源の復旧ができない場合、所内常設直流電源設備である 125V 系蓄電池 A 系・B 系から、24 時間以上にわたり直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B へ給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は以下の 2 つの手順を行うとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>[所内常設直流電源設備による給電] 外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機機能喪失により、直流 125V 充電器 A、直流 125V 充電器 B、直流±24V 充電器 A 及び直流±24V 充電器 B の交流入力電源の喪失が発生した場合には、所内常設直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電の手順に着手する。</p> <p>[必要な負荷以外の切離し] 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系から直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B への自動給電開始から 1 時間以内に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電がなく、常設代替高圧電源装置による直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 B の交流入力電源の復旧の見込みがない場合には、125V 系蓄電池 A 系又は直流 125V 充電器 B 系の不要な直流負荷の切離しの手順に着手する。</p> <p>b. 当該手順は以下の 2 つの手順を行うとしており、手順着手のタイミングが具体的に示されていることを確認した。</p> <p>[所内常設直流電源設備による給電] 判断基準である「外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機機能喪失により、直流 125V 充電器 A、直流 125V 充電器 B、直流±24V 充電器 A 及び直流±24V 充電器 B の交流入力電源の喪失が発生した場合」を、「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>[必要な負荷以外の切離し] 判断基準である「125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系から直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B への自動給電開始から 1 時間以内に常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電がなく、常設代替高圧電源装置による直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 B の交流入力電源の復旧の見込みがない場合」を、「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、P/C 2C 電圧計、P/C 2D 電圧計、直流 125V 主母線盤 2A 電圧計、直流 125V 主母線盤 2B 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>必要な人員等は、1.14.2.2(1) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電と同じであることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>アクセスルートの確保等は、1.14.2.2(1) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電と同じであることを確認した。</p>

(6) 【自主対策】高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源喪失、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及びメタルクラッド開閉装置 2C・2D の故障により、非常用所内電気設備である直流 125V 充電器 A・B の交流入力電源が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、メタルクラッド開閉装置 HPCS 及び直流 125V 予備充電器の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合に、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置 HPCS 及び直流 125V 予備充電器を経由して非常用所内直流電気設備である直流 125V 主母線盤 2A（又は 2B）へ給電するものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機の故障により、メタルクラッド開閉装置 2C・2D の母線電圧が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、メタルクラッド開閉装置 HPCS、モータコントロールセンタ HPCS 及び直流 125V 予備充電器の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合には、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機により直流 125V 主母線盤へ給電する手順であり、「第 1.14.2.4-4 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による直流 125V 主母線盤への給電手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、電路の構成、給電操作等を計 3 名により、90 分以内に実施することを確認した。</p>

(7) 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1) a) にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機機能喪失後、125V 系蓄電池 A 系・B 系による直流 125V 主母線盤 2A・2B への自動給電開始から 24 時間以内に、常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車による給電操作が完了する見込みがない場合には、可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機機能喪失後、125V 系蓄電池 A 系・B 系による直流 125V 主母線盤 2A・2B への自動給電開始から 24 時間以内に、常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車による給電操作が完了する見込みがない場合」を、「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「275kV 東海原子力線電圧 1L 電圧」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 東海原子力線 1L 電圧計、275kV 東海原子力線 2L 電圧計、154kV 原子力 1 号線電圧計、M/C 2C 電圧計、M/C 2D 電圧計、P/C 2C 電圧計、P/C 2D 電圧計、直流 125V 主母線盤 2A 電圧計、直流 125V 主母線盤 2B 電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	必要な人員等は、1.14.2.1(4) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電と同じであることを確認した。

<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>アクセスルートの確保等は、1.14.2.1(4) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電と同じであることを確認した。</p>
--	---

(8) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電は、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失、2C・2D 非常用ディーゼル発電機の故障によりメタルクラッド開閉装置 2C・2D への電圧が喪失した場合には、常設代替高圧電源装置から給電する。 ・常設代替高圧電源装置による給電ができない場合において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、メタルクラッド開閉装置 HPCS、メタルクラッド開閉装置 2E 及びメタルクラッド開閉装置 2C（又は 2D）の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合には、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する。 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電ができない場合において、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機の使用が可能な場合には、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機から給電する。 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機からの給電ができない場合において、可搬型代替低圧電源車から給電する。 <p>ただし、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機、メタルクラッド開閉装置 HPCS～メタルクラッド開閉装置 2E～メタルクラッド開閉装置 2C 又は 2D 回路は、自主対策設備。</p> <p>また、非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替直流電源による給電は、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機機能喪失により、直流 125V 充電器 A、直流 125V 充電器 B、直流±24V 充電器 A 及び直流±24V 充電器 B の交流入力電源の喪失が発生した場合には、所内常設直流電源設備から給電を行う。 ・全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型代替直流電源設備を用いて直流 125V 主母線盤 2A・2B 及び緊急用直流 125V 主母線盤へ給電する。 <p>さらに、外部電源喪失及び 2C・2D 非常用ディーゼル発電機の故障により、メタルクラッド開閉装置 2C・2D の母線電圧が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、メタルクラッド開閉装置 HPCS、モータコントロールセンタ HPCS 及び直流 125V 予備充電器の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合には、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から直流 125V 主母線盤へ給電する。</p> <p>ただし、モータコントロールセンタ HPCS～直流 125V 予備充電器～直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 回路は、自主対策設備。</p>

1.14.2.5 代替海水送水による電源給電機能の復旧

(1) 【自主対策】代替海水送水による電源給電機能の復旧

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機関冷却用の海水供給機能が喪失することにより、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電ができない場合に、可搬型代替注水大型ポンプにより 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能を復旧するものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機等の故障により 2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない状態で、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の使用が可能な場合には、代替海水送水による電源給電機能の復旧に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能を復旧する手順であり、「第 1.14.2.5-2 図 代替海水送水による電源給電機能の復旧手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、可搬型代替注水大型ポンプの起動等を計 9 名により、300 分以内に実施することを確認した。</p>

1.14.2.6 燃料の補給手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等の対処で使用する可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）を必要な期間継続して運転させるため、可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載したく有効性評価(第37条)>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照）についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順は以下の2つの手順を行うとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>[可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油] 重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）を使用する場合には、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油に着手する。</p> <p>[タンクローリから各機器への給油] 各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合に、可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油に着手する。</p> <p>b. 当該手順は以下の2つの手順を行うとしており、手順着手のタイミングが具体的に示されていることを確認した。</p> <p>[可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油] 判断基準である「重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）を使用する場合」を「補機監視機能」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>[タンクローリから各機器への給油] 判断基準である「各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合」を、「補機監視機能」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「可搬型設備用軽油タンク(1)～(8)レベル計、タンクローリレベル計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型設備用軽油タンクから各機器へ給油する手順であり、「第 1.14.2.6-5 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ、タンクローリから各機器への給油 7 日間タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリの車載タンクへの給油、タンクローリの車載タンクから可搬型代替低圧電源車（2台）への給油等を計2名により120分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p>

<p>c. 作業環境</p>	<p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及び LED ライトを携帯しており、夜間においても接近可能であること及びアクセスルート上に支障となる設備はないこと。 ・通信設備等について、携行型有線通話装置、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器（ペーキング）のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡が可能であること。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトにより、夜間における作業性を確保していること及び放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うこと。
----------------	--

(2) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等の対処で使用される常設代替高圧電源装置を必要な期間継続して運転させるため、燃料給油設備により給油するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a) にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14.1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は 3 ページに記載したく有効性評価（第 37 条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照）についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 常設代替高圧電源装置の運転開始後、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への自動給油開始の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「常設代替高圧電源装置の運転開始」を、「補機監視機能」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「軽油貯蔵タンク (A) レベル計、軽油貯蔵タンク (B) レベル計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置へ給油する手順であり、「第 1.14.2.6-7 図 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプのスイッチの切替え等を 1 名により、15 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、中央制御室で行うことを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
代替電源による給電	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機等が健全である場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段となり得る。
	常用モータコントロールセンタ（水処理建屋）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、電路が健全である場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段となり得る。
	常用モータコントロールセンタ（屋内開閉所）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、電路が健全である場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段となり得る。
	メタルクラッド開閉装置 HPCS～メタルクラッド開閉装置 2E～メタルクラッド開閉装置 2C 又は 2D 電路	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないが、メタルクラッド開閉装置 2E を経由する電路の健全性が確認でき、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全であり、かつ高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段となり得る。
	モータコントロールセンタ HPCS～直流 125V 予備充電器～直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 電路	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないが、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全であり、かつ直流 125V 予備充電器を経由する電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段となり得る。
	可搬型代替注水大型ポンプ	車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の故障等により、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない場合は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能を確保することで、2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能を復旧できるため、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段となり得る。
	可搬型代替注水大型ポンプ～2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機流路	2C・2D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能を復旧できるため、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 15 及び設置許可基準規則第 58 条）

I	要求事項の整理	1. 15-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 15-4
1. 15. 1	対応手段と設備の選定	1. 15-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 15-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 15-5
1. 15. 2	重大事故等時の手順等	1. 15-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 15-10
a.	第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 15-10
b.	第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 15-12
(2)	優先順位について	1. 15-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 15-13
1. 15. 2. 1	監視機能喪失	1. 15-15
(1)	計器故障	1. 15-15
a.	【技術的能力、自主対策】他チャンネルによる計測	1. 15-15
b.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）、自主対策】代替パラメータによる推定	1. 15-16
c.	優先順位	1. 15-17
(2)	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	1. 15-18
a.	【技術的能力、自主対策】代替パラメータによる推定	1. 15-18
b.	【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	1. 15-19
1. 15. 2. 2	計器に必要な電源の喪失	1. 15-21
(1)	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	1. 15-21
a.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電	1. 15-21
b.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電	1. 15-21
c.	【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】可搬型代替直流電源設備からの給電	1. 15-21
d.	【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	1. 15-22
e.	優先順位	1. 15-23
1. 15. 2. 3	【技術的能力】重大事故等時のパラメータを記録する手順等	1. 15-24

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、事故時の計装に関する手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第58条>（計装設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（計装設備）</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.3 全交流動力電源喪失（長期 TB） 全交流動力電源喪失（TBD、TBU） 全交流動力電源喪失（TBP） 2.3 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合） 2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 3.2 高圧溶融物放出／格納容器直接加熱 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 5.2 全交流動力電源喪失	・計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池、代替電源（交流・直流）からの給電）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 3.4 水素燃焼 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	上記に加え ・計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる、可搬型計測器による計測）

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第58条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な対応設備及び対応手順を整備するとしており、「第58条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第58条等に示された要求事項を踏まえ、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、想定する故障等に対応する手順及び主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する手順を整備し、重大事故等対応設備を選定していること、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等による計器電源の喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>2) 第 58 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第 58 条等及び有効性評価（第 37 条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第 58 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等。 ② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等。 ③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等。 ④ パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等。 ⑤ 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する（最高計測可能温度等）。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第58条等」で求められている手順		確認結果(東海第二)
	規制要求事項	
【設備(配備)】※1	<p>第58条(計装設備)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 <ul style="list-style-type: none"> i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。 iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。 </p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>第58条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>機能喪失対策分析結果を踏まえ、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合における規制要求事項に対する主な手順等を以下のとおり示す。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における把握能力 「第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」に、重要監視パラメータ及び主要パラメータ(計測範囲)が示されており、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力が示されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合の手順等(代替パラメータによる推定) 重大事故時等に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手するとしていることを確認した。 重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測又は監視結果について、安全パラメータ表示システム(SPDS)等による計測結果を記録する手順及び可搬型計測器の記録する手順を整備するとしていることを確認した。</p>

	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	<p>重大事故等の炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを「主要パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを「重要監視パラメータ」と称している。</p> <p>また、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを「代替パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを、「重要代替監視パラメータ」と称している。</p> <p>a) 重要監視パラメータの把握能力が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理され、明確化されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定）</p> <p><u>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する</u>とされていることを確認した。</p> <p>重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測又は監視結果について、重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>d) 直流電源喪失時の可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>直流電源喪失により計装電源が喪失となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断及び操作に必要なものを計測又は監視を</p>	
--	------------------	--	--	--

			<p>行うこと、当該手順において、運転員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算し換算結果を記録用紙に記録するとしていることを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第58条のうち、設備等の設置に関する要求事項 ※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項 ※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.15</p> <p>○有効性評価（第37条）で求められている手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測） ・計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池、代替電源（交流・直流）からの給電） 				

1.15.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第58条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第58条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電。そのために、可搬型計測器並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDSデータ表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネルによる監視及びパラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネルの重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づける。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「他チャンネルによる計測」のための手順等 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。この手順では、中央制御室運転員1名で速やかに対応が可能である。</p> <p>b. 「代替パラメータによる推定」のための手順等（重要代替計器による推定） 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。この手順では、中央制御室運転員1名で速やかに対応が可能である。</p> <p>c. 「可搬型計測器による計測」のための手順等 重大事故等時に、監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により63分以内で実施する。</p> <p>d. 計器電源喪失時の手順等 計器電源喪失時には、常設代替交流電源設備からの給電又は所内蓄電式直流電源設備からの給電の手順に着手する。代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p> <p>e. パラメータ記録の手順等 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）等によるパラメータの記録の手順に着手する。</p> <p>③ 作業環境等 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること及び作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、以下を重大事故等対処設備として整備することを確認した。 ・計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測） ・計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池、代替電源（交流・直流）からの給電）</p> <p>2) 手順等の方針 1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 代替パラメータによる推定 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備、又は可搬型代替交流電源設備からの給電 代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p> <p>c. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電 代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p> <p>d. 可搬型代替直流電源設備からの給電 代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>規制要求に対する手順等における優先順位について、以下の項目毎に優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>○監視機能喪失時の手順 ・計器故障時の手順等 ・計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等</p> <p>○計器電源喪失時の手順等</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、重大事故等に対処するために必要な計装設備及びを整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>計装設備及びその手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>(1) フロントライン計の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順 <u>重要計器（他チャンネル）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備</u>（「表2 自主対策における自主対策設備参照」）を用いた<u>主な手順等</u>を定めていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測」のための手順等 <u>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）、重要代替監視パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。</u>この手順では、中央制御室運転員1名で速やかに対応が可能である。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.15.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器故障

a. 【技術的能力、自主対策】他チャンネルによる計測

(a) 【技術的能力】主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測

(b) 【自主対策】主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障した場合には、重要計器（他チャンネル）による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1) にて求められている「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>また、自主対策として、主要パラメータを計測する多重化された重要計器の多重故障又は常用計器のチャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測を行う。</p> <p>これらのための設備については、「第 1.15.-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器を重大事故等対処設備として位置付け、常用計器については、自主対策設備として位置づけるとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する」としていること、また、自主対策については、重大事故等時に監視している計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器による計測に着手するとしていることを確認、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合」を「重要計器の指示値に、(a) 通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合 (b) 複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合 (c) 計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合 (d) 計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合」であること、その重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認を行う手順であり、計測にあたっての確認事項を含めて必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要計器及び常用計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.155 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】代替パラメータによる推定

(a) 【技術的能力】重要代替計器による推定

(b) 【自主対策】常用代替計器による推定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合、重要代替計器又は常用代替計器[*]によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1) にて求められている「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づけるとしていること、常用代替計器を自主対策設備と位置づけることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。また、自主対策として、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 判断基準である「主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合」等の重要代替計器で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合」であること、重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定を行う手順であり、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器及び常用代替計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（1）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>主要パラメータを計測する計器の故障時の対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>b. 他チャンネルの重要計器の故障により計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>c. 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、「第 1. 15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」にて定める優先順位にて重要代替計器又は常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。</p>

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

a. 【技術的能力、自主対策】代替パラメータによる推定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合、重要代替計器又は常用代替計器[※]によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b)にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。</p> <p>このための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づけるとしていること、常用代替計器を自主対策設備と位置づけることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。</u>また、自主対策として、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合」を「高圧代替注水系系統流量」等の重要代替計器で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合」であること、その重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定する手順であり、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に、必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間等が示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器及び常用代替計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、重要代替計器又は常用代替計器による代替パラメータの推定が困難となった場合には、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b) にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。そのために、重要監視パラメータ（「表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ」参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等時に、監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」は指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」であり、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15.5 図 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 可搬型計測器の手順では、中央制御室運転員及び現場運転員計 2 名により 1 測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を 63 分以内で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作手順では、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（1）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「表 1.15-3 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定める。</p> <p>b. これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測する。</p>

1.15.2.2 計器に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に所内蓄電式直流電源設備から計器へ給電するとしていることを確認した。

また、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に代替電源（交流）から計器へ給電するとしていることを確認した。

また、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型代替直流電源設備からの給電

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、可搬型直流電源設備及び直流給電車から給電するとしていることを確認した。

また、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合において、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d)にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合」は指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」であり、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15-5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 可搬型計測器の手順では、中央制御室運転員及び現場運転員計 2 名により「1 測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を 63 分以内で実施する」としていることを確認した。 c. 当該操作手順では、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。

e. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（1）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電する。 b. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備、又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。 c. 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。 d. 代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合には、可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.2.3 【技術的能力】重大事故等時のパラメータを記録する手順等

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1c) にて求められている「重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS データ表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとされていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）等によるパラメータの記録の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等が発生した場合」に、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 重大事故等の発生の有無については、発生する事象の種類に応じて、技術的能力基準 1.1～1.19 に示した手順に用いる計器等にて確認することを確認した。計器等にて確認することを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 及び b.</p> <p>当該手順では、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果の記録を行う手順であり、以下に示す記録に係る手順、それぞれに必要な要員数が示されていることを確認した。この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間等が示されていないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 安全パラメータ表示システム（SPDS）等による記録（災害対策要員 2 名にて実施） ・ 可搬型計測器の記録（重大事故等対策要員 2 名にて実施） <p>c. 当該操作で、記録すべきパラメータと記録場所等については、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、「第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」及び「第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図(3/3)」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系の機能回復	常用計器等によるパラメータの推定	主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例)原子炉圧力(0~10MPa)は、原子炉圧力容器最高使用圧力を包絡する範囲まで計測可能となる。

表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器（代表）（※1）	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合（※2）
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	熱電対	<ul style="list-style-type: none"> 多重性を有する重要計器の他チャンネル 原子炉圧力 (SA) (0~10.5MPa) (※3) 	損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) (0~10.5MPa)	弾性圧力検出器 (※4)	<ul style="list-style-type: none"> 多重性を有する重要計器の他チャンネル 原子炉圧力 (0~10.5MPa) 原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※4) 	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm (※5)) 原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm (※8))	差圧式水位検出器 (※6)	<ul style="list-style-type: none"> 多重性を有する重要計器の他チャンネル 原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm (※5)) (※7)、原子炉水位 (SA 燃料域) (-3,800~1,300mm (※8)) (※7) 高圧代替注水系系統流量 (0~50L/s) (※9) 原子炉圧力 (SA) (0~10.5MPa) 及びサブプレッション・チェンバ圧力 (0~1MPa[abs]) (※10) 	重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位制御範囲から燃料有効長底部まで監視可能。
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッション・プール水位 (-1~9m) (※12) 	重大事故等時の高圧炉心スプレイ系ポンプの

(※1) 複数ある重要代替計器の代表を記載。

(※2) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

(※3) 原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。

(※4) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測。

(※5) 基準点 (0mm) は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器下端レベルより 1,340cm）。

(※6) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（蒸気部）と圧力容器下部の差圧を計測。

(※7) 原子炉水位 (SA 広帯域) は他の広帯域の原子炉水位と、また、原子炉水位 (SA 燃料域) は他の燃料域の原子炉水位と同じ基準面器で計測器が異なる。

(※8) 基準点 (0mm) は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器下端レベルより 920cm）。

(※9) 原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定。

(※10) LOCA の発生がなく、水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から炉心の冠水を推定。

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

	(0～500L/s)	(※11)	・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (0～10MPa) (※13)	最大注水量 (438L/s) を監視可能。
	高圧代替注水系系統流量 (0～50L/s)	差圧式流量検出器 (※11)	・ サプレッション・プール水位 (-1～9m) (※12) ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (0～10MPa) (※13)	重大事故等時の常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (38L/s) を監視可能。
	原子炉隔離時冷却系系統流量 (0～50L/s)	差圧式流量検出器 (※11)	・ サプレッション・プール水位 (-1～9m) (※12) ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (0～10MPa) (※13)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。
	低圧炉心スプレイ系系統流量 (0～600L/s)	差圧式流量検出器 (※11)	・ サプレッション・プール水位 (-1～9m) (※12) ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (0～4MPa) (※13)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。
	代替循環冷却系原子炉注水流量 (0～150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※11)	・ サプレッション・プール水位 (-1～9m) (※12) ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (0～5MPa) (※13)	重大事故等時の代替循環冷却系による原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (100m ³ /h) を監視可能。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) (0～500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※11)	・ 代替淡水貯槽水位 (0～20m) (※14)	重大事故等時の低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (378m ³ /h) を監視可能。
	残留熱除去系系統流量 (0～600L/s)	差圧式流量検出器 (※11)	・ サプレッション・プール水位 (-1～9m) (※12) ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (0～4MPa) (※13)	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) (0～500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※11)	・ 代替淡水貯槽水位 (0～20m) (※14)	重大事故等時の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ時における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (0～300m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※11)	・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 (0～150m ³ /h) 及び代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (0～5MPa) (※15)	重大事故等時の代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (0～200m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※11)	・ 代替淡水貯槽水位 (0～20m) (※14)	重大事故等時の格納容器下部注水系による格納容器下部注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。

(※11) 隔液ダイヤフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。

(※12) サプレッション・プール水位の変化量及び注水時間から注水量を推定。

(※13) ポンプの注水特性の関係から注水量を推定。

(※14) 代替淡水貯槽水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

(※15) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から流量を推定し、この流量から原子炉圧力容器への注水流量を差し引いて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定。

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

原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウエル圧力 (0~1MPa[abs]) (※16)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。 さらに可搬型計測器にて 350℃まで計測可能。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (0~200℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サブプレッション・プール水温度 (0~200℃) (※17)	
	サブプレッション・プール水温度 (0~200℃)	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (0~200℃) (※17)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (0.62MPa) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 167℃) を監視可能。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※18)	・サブプレッション・チェンバ圧力 (0~1MPa[abs]) (※19) ・ドライウエル雰囲気温度 (0~300℃) (※16)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (0.62MPa) をドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力にて監視可能。
	サブプレッション・チェンバ圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※18)	・ドライウエル圧力 (0~1MPa[abs]) (※19) ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (0~200℃) (※16)	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (-1~9m) (※20)	差圧式水位検出器 (※21)	・低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) (0~500m ³ /h) (※22) ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) (0~500m ³ /h) (※22) ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (0~200m ³ /h) (※22)	重大事故等時において、外部注水の停止及びウェットウエルベント判断 (ベントライン下端より 1.64m 下の水位 (6.5m (※20))) の範囲を監視可能。
	格納容器下部水位 (+0.50m, +0.95m, +1.05m, +2.25m, +2.75m)	電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (0~200m ³ /h) (※22)	重大事故等時において、原子炉圧力容器下部の熔融炉心の冷却に必要な水深 (底部 +1.05m) を監視可能。(※23)

(※16) 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。

(※17) 気体温度と水温が平衡状態と仮定し、気体温度又は水温を推定。

(※18) 隔液ダイヤフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測。

(※19) ドライウエル圧力はサブプレッション・チェンバ圧力-0.069MPa からサブプレッション・チェンバ圧力+0.0069MPa の範囲で推移。

(※20) 基準点 (0m) は通常運転水位 EL.3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)。

(※21) サプレッション・プール下部の圧力とサブプレッション・チェンバ圧力 (基準面器からの水頭圧を含む) の差を計測。

(※22) 流量と注入時間から水位を推定。

(※23) ペDESTAL底部 (コリウムシールド上表面) からの高さ

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

原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) (0~100vol%)	熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、格納容器内水素濃度 (SA) により 100vol%までを監視可能。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) (0~25vol%)	磁気力式酸素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (10^{-2} ~ 10^5 Sv/h)	イオンチェンバ	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値 (停止直後で約 90Sv/h) を監視可能。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (10^{-2} ~ 10^5 Sv/h)	イオンチェンバ	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	
未臨界の維持又は監視	中性子束	起動領域計装 (10^{-1} ~ 10^6 cps (1.0×10^3 ~ 1.0×10^9 cm ² ・s ⁻¹))、 0 ~ 40% 又は 0 ~ 125% (1.0×10^8 ~ 1.5×10^{13} cm ² ・s ⁻¹)	核分裂電離箱 ・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・平均出力領域計装 (0 ~ 125% (1.0×10^{12} ~ 1.0×10^{14} cm ² ・s ⁻¹)) (※24)	設計基準事故 (制御棒落下) 初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。
		平均出力領域計装 (0~125% (1.0×10^{12} ~ 1.0×10^{14} cm ² ・s ⁻¹))	核分裂電離箱 ・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・起動領域計装 (10^{-1} ~ 10^6 cps (1.0×10^3 ~ 1.0×10^9 cm ² ・s ⁻¹))、0~40%又は0~125% (1.0×10^8 ~ 1.5×10^{13} cm ² ・s ⁻¹)) (※25)	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	代替循環冷却系系統水の温度	サプレッション・プール水温度 (0~200℃)	測温抵抗体 ・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 (0~200℃) (※17)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (0.62MPa) におけるサプレッション・プールの飽和温度 (約 167℃) を監視可能。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度 (0~100℃)	熱電対 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 (0~300℃)	重大事故等時において、代替循環冷却系系統水の最高使用温度 (80℃) を監視可能。
	代替循環冷却系の系統流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※11)	・サプレッション・プール水位 (-1~9m (※5)) (※12)
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 (0~300m ³ /h)		差圧式流量検出器 (※11)	・代替循環冷却系原子炉注水流量 (0~150m ³ /h) 及び代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (0~5MPa) (※15)	重大事故等時の代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置ス	フィルタ装置水位 (180~5,500mm)	差圧式水位検出器 ・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時のフィルタ装置機能維持のための水位 (1,325~4,800mm) を監視可能。

(※24) 原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。

(※25) 起動領域計装が測定できる領域を超えた場合には平均出力領域計装によって監視可能。

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

（格納容器圧力逃がし装置）	クラビング水の水位		(※26)		
	格納容器圧力逃がし装置の圧力	フィルタ装置圧力 (0~1MPa)	弾性圧力検出器 (※27)	・ドライウエル圧力 (0~1MPa[abs]) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (0~1MPa[abs]) (※28) ・フィルタ装置スクラビング水温度 (0~300℃) (※29)	重大事故等時の格納容器圧力逃がし装置内の最高使用圧力 (0.62MPa) を監視可能。
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	熱電対	・フィルタ装置圧力 (0~1MPa) (※30)	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。
	格納容器圧力逃がし装置出口の放射線量率	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) (10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h)	イオンチェンバ	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時のフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 5×10 ¹ Sv/h (※31)) を監視可能。
	格納容器圧力逃がし装置入口の水素濃度	フィルタ装置入口水素濃度 (0~100vol%)	熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、フィルタ装置入口水素濃度により 100vol%まで監視可能。
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系の放射線量率	耐圧強化ベント系放射線モニタ (10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h)	イオンチェンバ	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の耐圧強化ベント系の排気ラインの最大線量当量率 (約 9×10 ⁴ mSv/h (※32)) を監視可能。
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系系統水の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 (0~300℃)	熱電対	・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※33)	重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	・残留熱除去系熱交換器入口温度 (0~300℃) (※34)	重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高温

- (※26) 隔液ダイヤフラムにかかるフィルタ装置容器下部と内圧の圧力差を計測。
 (※27) 隔液ダイヤフラムにかかるフィルタ装置容器と大気圧との差を計測。
 (※28) 格納容器ベントにより格納容器内の圧力が低下傾向を示すことでフィルタ装置内の圧力を推定。
 (※29) フィルタ装置内が飽和状態と仮定しフィルタ装置内の温度又は圧力を推定。
 (※30) 飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定。
 (※31) 原子炉停止後に炉心損傷し、格納容器ベント開始を原子炉停止後 1 時間と想定した保守的な線量率。
 (※32) 炉心損傷直前にベントすることを想定した保守的な線量率 (炉心損傷の判断値 (停止直後で約 90Sv/h) を包絡)。
 (※33) 原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係 (実績値) を元に推定。
 (※34) 熱交換ユニットの交換容量 (設計値) を用いて水温を推定。

		(0～300℃)			度（182℃）を監視可能。
	残留熱除去系 系統水の流量	残留熱除去系系統流量 (0～600L/s)	差圧式流量検出器（※ 11)	・残留熱除去系ポンプ吐出圧力（0～4MPa）	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注 水量（470 L/s）を監視可能。
格納容器パイパ スの監視	原子炉圧力容 器内の水位及 び圧力	原子炉水位（広帯域） (-3,800～1,500mm（※5）)	差圧式水位検出器（※ 35)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位（SA 広帯域）(-3,800～1,500mm（※ 5）)、原子炉水位（SA 燃料域）(-3,800～1,300mm（※ 8）)	重大事故等時において、原子炉水位（広帯域） 及び原子炉水位（燃料域）にて、原子炉水位制 御範囲から燃料有効長底部まで監視可能。
		原子炉水位（燃料域） (-3,800～1,300mm（※8）)			
	原子炉圧力（SA） (0～10.5MPa)	弾性圧力検出器（※ 36)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力（0～10.5MPa） ・原子炉圧力容器温度（0～500℃）（※3）	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使 用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa）を 監視可能。	
	ドライウエルの 温度及び圧 力	ドライウエル雰囲気温度 (0～300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウエル圧力（0～1MPa[abs]）（※16）	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界 温度（200℃）を監視可能。さらに可搬型計測 器にて350℃まで計測可能。
原子炉格納容 器外の系統圧 力	ドライウエル圧力 (0～1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※18)	・サプレッション・チェンバ圧力（0～1MPa[abs]） ・ドライウエル雰囲気温度（0～300℃）（※16）	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧 力（0.62MPa）を監視可能。	
	原子炉格納容 器外の系統圧 力	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (0～10MPa)	弾性圧力検出器 (※37)	・原子炉圧力（SA）（0～10.5MPa）（※38）	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）を監 視可能。
	原子炉格納容 器外の系統圧 力	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (0～10MPa)	弾性圧力検出器 (※37)	・原子炉圧力（SA）（0～10.5MPa）（※38）	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）を監 視可能。
	原子炉格納容 器外の系統圧 力	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (0～4MPa)	弾性圧力検出器 (※37)	・原子炉圧力（SA）（0～10.5MPa）（※38）	原子炉圧力（SA）から残留熱除去系ポンプ吐 出圧力を推定。
原子炉格納容 器外の系統圧 力	原子炉格納容 器外の系統圧 力	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (0～4MPa)	弾性圧力検出器 (※37)	・原子炉圧力（SA）（0～10.5MPa）（※38）	原子炉圧力（SA）から低圧炉心スプレイ系ポ ンプ吐出圧力を推定。

（※35） 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉圧力（蒸気部）と圧力容器下部の差圧を計測。

（※36） 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測。

（※37） 隔液ダイヤフラムにかかる吐出圧力を計測。

（※38） 定期試験時に漏えいがあった場合に推定。

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

水源の確保	水源の水位	代替淡水貯槽水位 (0~20m)	差圧式水位検出器 (※39)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）(0~500m³/h) (※22) ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）(0~500m³/h) (※22) ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量（0~200m³/h) (※22) 	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル（0~20m）を監視可能。
		西側淡水貯水設備水位 (0~6.5m)	電波式水位検出器 (※40)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）(0~500m³/h) (※22) ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）(0~500 m³/h) (※22) ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量（0~200 m³/h) (※22) 	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m から+5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。
		サプレッション・プール水位 (-1~9m) (※26)	差圧式水位検出器 (※41)	高圧代替注水系系統流量（0~50L/s）、代替循環冷却系原子炉注水流量（0~150m ³ /h）(※22)	サプレッション・プール水位の変動範囲（-0.5~7.69m）を監視可能。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 (0~10vol%)	触媒式水素検出器	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置（0~300℃）(※42) 	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能。	
	原子炉建屋水素濃度 (0~20vol%)	熱伝導式水素検出器			
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの水位及び温度	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） (水位+4,300~+7,200mm)、	ガイドパルス式水位検出器（※43）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール温度（SA）(0~120℃) ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） (高レンジ 10⁻²~10⁵Sv/h、低レンジ 10⁻³~10⁴mSv/h) (※44) 	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
		使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） (温度 0~120℃)	測温抵抗体		

(※39) 隔液ダイヤフラムにかかる貯槽の水頭圧と内圧との差を計測。

(※40) マイクロ波を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測。

(※41) サプレッション・プール下部の圧力とサプレッション・チェンバ圧力（基準面器からの水頭圧を含む）の差を計測。

(※42) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定。

(※43) パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測。

(※44) 遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定。

使用済燃料プールの放射線量率	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） （高レンジ $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ 、低レンジ $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ ）	イオンチェンバ	イオンチェンバ	・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）（-4,300～+7,200mm、0～120℃）（※43）	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（ $1.0 \times 10^{-2} \sim 2.4 \times 10^6 \text{mSv/h}$ ）を監視可能。
使用済燃料プールの状態	使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	赤外線カメラ	・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）（-4,300～+7,200mm、0～120℃） ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） （高レンジ $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$ 、低レンジ $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ ）	—

- ・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。
- ・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 16 及び設置許可基準規則第 59 条）

I	要求事項の整理	1. 16-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 16-5
1. 16. 1	対応手段と設備の選定	1. 16-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 16-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 16-6
1. 16. 2	重大事故等時の手順等	1. 16-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 16-10
a.	第 59 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 16-10
b.	第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 16-13
(2)	優先順位について	1. 16-13
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 16-14
1. 16. 2. 1	居住性を確保するための手順	1. 16-16
(1)	中央制御室換気系の運転手順等	1. 16-16
a.	【技術的能力】交流動力電源が正常な場合の運転手順	1. 16-16
b.	【技術的能力】全交流動力電源が喪失した場合等の運転手順	1. 16-17
(2)	【技術的能力】中央制御室退避室の準備手順	1. 16-18
(3)	【技術的能力】中央制御室の照明を確保する手順	1. 16-19
(4)	【技術的能力】中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	1. 16-20
(5)	【技術的能力】中央制御室待避室の照明を確保する手順	1. 16-21
(6)	【技術的能力】中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	1. 16-22
(7)	【技術的能力】データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順	1. 16-23
(8)	その他の放射線防護措置等に関する手順等	1. 16-24
a.	【技術的能力】炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順	1. 16-24
b.	放射線防護に関する教育等	1. 16-24
c.	重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化	1. 16-25
(9)	優先順位	1. 16-25
1. 16. 2. 2	汚染の持込みを防止するための手順等	1. 16-26
(1)	【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順	1. 16-26
(2)	優先順位	1. 16-26
1. 16. 2. 3	運転員等の被ばくを低減するための手順等	1. 16-27
(1)	原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	1. 16-27
a.	【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系起動手順（交流動力電源が正常な場合）	1. 16-27
b.	【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系起動手順（全交流動力電源が喪失した場合）	1. 16-28
c.	【技術的能力】非常用ガス処理系停止手順	1. 16-29
d.	【技術的能力】原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順	1. 16-30

e. 【技術的能力】現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順 1.16-31

f. 【自主対策】原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順 1.16-32

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉制御室の居住性等のための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であることを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

<設置許可基準規則第59条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p> <p>e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	中央制御室換気系の運転手順等
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	中央制御室待避室の準備手順
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	中央制御室待避室の照明を確保する手順
3.4 水素燃焼	データ表示装置（待機室）によるプラントパラメータ等の監視手順
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順
	原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

運転員が原子炉制御室にとどまるための申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

・第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であるか。

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第59条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対応設備を選定するとしており、「第59条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第59条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対応をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第59条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第59条等による要求事項に基づき、対応手段として、原子炉制御室の居住性を確保するための手順及び汚染の持込みを防止するための手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第59条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、中央制御室換気系フィルタ系ファン等による室内の適切な空調のための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部を閉止するための設備及び手順等。</p> <p>④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>⑥ チェンジングエリア用設営資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 常設代替高圧電源装置からの給電により、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系空気調和機ファン、非常用ガス処理</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>系排風機、非常用ガス再循環系排風機及び可搬型照明（SA）を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>また、原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第59条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>第59条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 中央制御室換気空調設備の運転手順として、全交流電源が喪失した場合の手順を整備すること、また、代替交流電源により給電可能な可搬型照明(SA)により照明を確保する手順を整備することを確認した。</p> <p>b)</p> <p>① 中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重量を考慮）を想定していることを確認した。</p> <p>②③ 運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備する方針であることを確認した。</p> <p>④ ①の事故シーケンスを想定し、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約60mSvと評価されていることを確認した。</p> <p>c) 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する方針であることを確認した。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びポンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

	<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>a)</p> <p>① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、中央制御室換気系フィルタ系ファン等による室内の適切な空調のための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部を閉止するための設備及び手順等。</p> <p>④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>⑥ チェンジングエリア用設営資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>① 常設代替高圧電源装置からの給電により、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系空気調和機ファン、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機及び可搬型照明（SA）を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p>	
--	---	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第59条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.16

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定している。

1.16.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第59条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>(1) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.16.2.1及び1.16.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室空気ポンベユニット等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質に よる放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室空気ポンベユニット、常設 代替高圧電源装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、中央制御室遮蔽、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制 御室換気系フィルタユニット、中央制御室換気系空気調和機ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等の全面マス クの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばく線量が実効線量にお いて7日間で100mSvを超えないようにする。</p> <p>b. 原子炉建屋ガス処理系により、重大事故時に環境及び二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そ のために原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機）を重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>c. 原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時のブローアウトパネル閉止装置による開口 部の閉止。そのために、ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設 備として新たに整備する。</p> <p>e. 可搬型照明(SA)により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明(SA)を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順</p> <p>(a) 中央制御室換気系の運転手順等</p> <p>原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御 室換気系フィルタユニット等で構成する中央制御室換気系の閉回路循環運転の手順に着手する。この手順では、中央制御室換気系フィルタ 系ファン等の起動、中央制御室換気系給気隔離弁等の閉止及び閉回路循環運転を中央制御室において、1名により、6分以内に確認する。 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系の閉回路循環運転が停止した場合には、常設代替高圧電源装置による中央制御室換気系の 起動の手順に着手する。この手順では、代替交流電源設備からの受電後、中央制御室換気系の再起動操作等を1名により、6分以内に実施す る。</p> <p>(b) 中央制御室待避室の準備手順</p> <p>炉心損傷を判断後に格納容器ベントの実施を判断した場合には、中央制御室待避室を加圧する手順に着手する。 この手順では、中央制御室待避室空気ポンベユニットの空気ポンベ集合弁の開操作等を1名により、5分以内に実施する。また、格納容器圧力逃が</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>し装置を中央制御室で操作する約20分前には、中央制御室待避室の加圧のため、空気供給差圧調整弁前後弁の開操作等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>(c) 中央制御室の照明を確保する手順 中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型照明(SA)により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明(SA)等の設置・点灯操作を1名により、30分以内で実施する。</p> <p>(e) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 中央制御室換気系が閉回路循環運転となった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により、実施する。</p> <p>(f) 中央制御室待避室の照明を確保する手順 炉心損傷を判断し、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合には、中央制御室待避室に可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型照明（SA）の設置を1名により、15分以内で実施する。</p> <p>(g) 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を計1名により、実施する。</p> <p>(h)待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順 炉心損傷を判断した場合において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合、データ表示装置（待避所）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順に着手する。この手順では、運転員1名で実施し、15分以内で対応可能である</p> <p>(g) その他の放射線防護措置等に関する手順等(炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順) 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合等には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。</p> <p>b. 汚染の持込みを防止するための手順等 (a) チェンジングエリアの設置及び運用手順 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を計2名により、170分以内で実施する。</p> <p>c. 運転員等の被ばくを低減するための手順等 (a) 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(a-1)原子炉建屋ガス処理系起動手順(交流動力電源がある場合) 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合には、原子炉建屋換気系全停止を確認し、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成する原子炉建屋ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ガス処理系の起動等を1名により、6分以内に確認する。また、原子炉建屋ガス処理系の起動時に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合には、中央制御室からの操作により閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ガス処理系を手動により停止後、ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、17分以内（すべての原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合）に実施する。その後、原子炉建屋ガス処理系の手動による再起動操作を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>(a-2)原子炉建屋ガス処理系起動手順(全交流動力電源喪失の場合) 全交流動力電源喪失により、原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合には、代替交流電源設備による原子炉建屋ガス処理系の起動の手順に着手する。この手順では代替交流電源設備からの受電後、原子炉建屋ガス処理系の再起動操作等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>(a-3) 原子炉建屋ガス処理系停止手順 原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が、2.0vol%に到達した場合、又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する手順に着手する。この手順では、1名により、5分以内で実施する。</p> <p>(a-4)中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル部閉止手順 全交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、17分以内（すべての原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合）に実施する。</p> <p>(a-4)現場での原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順 全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合には、人力による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する。この手順では、人力によるブローアウトパネル閉止装置を使用した開口部の閉止操作を計2名により、1枚当たり40分以内に実施する。</p> <p>③ 作業環境等 可搬型照明(SA)の確保のための手順等を整備するとしていること、中央制御室内の作業環境確保のため、中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備すること、現場作業について作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.16.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止するため、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉建屋ガス処理系により、重大事故時に環境及び二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくの低減。そのために原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機）を重大事故等対設備と位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、以下の手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「表1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止」のための手順 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合には、原子炉建屋換気系全停止を確認し、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成する原子炉建屋ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ガス処理系の起動等を1名により、6分以内に確認する。また、原子炉建屋ガス処理系の起動時に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合には、中央制御室からの操作により閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ガス処理系を手動により停止後、ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を1名により、17分以内（すべての原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合）に実施する。その後、原子炉建屋ガス処理系の手動による再起動操作を1名により、5分以内に実施する。 また、全交流動力電源喪失により、原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合には、代替交流電源設備による原子炉建屋ガス処理系の起動の手順に着手する。この手順では代替交流電源設備からの受電後、原子炉建屋ガス処理系の再起動操作等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 a) アクセスルートの確保、衛星電話設備等の通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、b) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>重大事故が発生した場合に運転員等が原子炉制御室にとどまるために計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、重大事故等が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるため以下の自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順手順等</p> <p>①対策と設備 中央制御室待避室の居住性確保のため「表2 自主対策における自主対策設備」に掲げる設備を整備するとしている。</p> <p>② 主な手順及び手順着手の判断等 ブローアウトパネル閉止装置による閉止操作を実施するため、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する必要がある場合、ブローアウトパネル強制開放装置により当該ブローアウトパネルを開放する手順に着手する。この手順では、ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放及びブローアウトパネル閉止装置による閉止操作を計2名により、1枚当たり50分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室換気系の運転手順等

a. 【技術的能力】交流動力電源が正常な場合の運転手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行い中央制御室の空気を清浄に保つものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室換気系 空気調和機ファン、中央制御室換気系 フィルタ系ファン、中央制御室換気系 フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット等で構成する中央制御室換気系の閉回路循環運転の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合」を「信号」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「信号」であること、その監視項目のための計器が「原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. c. 所要時間等 d. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行う手順であり、「第 1.16-8 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、中央制御室換気系フィルタ系ファン等の起動、中央制御室換気系給気隔離弁等の閉止及び閉回路循環運転を中央制御室において、1名により、6分以内に確認することを確認した。</u> c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

b. 【技術的能力】全交流動力電源が喪失した場合等の運転手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で閉回路循環運転に切り替わらない場合に、手動で起動し閉回路循環運転に切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈 1 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.18-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室換気系 空気調和機ファン、中央制御室換気系 フィルタ系ファン、中央制御室換気系 フィルタユニット等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系の閉回路循環運転が停止した場合には、常設代替高圧電源装置による中央制御室換気系の起動の順着手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系の閉回路循環運転が停止した場合」を「電源（確保）」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源（確保）」であること、その監視項目のための計器が「M/G 2C 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行う手順であり、「第 1.16-2 図 中央制御室換気系による居住性の確保タイムチャート（全交流動力電源が喪失した場合）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、代替交流電源設備からの受電後、中央制御室換気系の再起動操作等を 1 名により、6 分以内実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】中央制御室退避室の準備手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンプユニットにより加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室待避室の加圧で使用する設備のうち、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンプユニット置等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断後に格納容器ベントの実施を判断した場合には、中央制御室待避室を加圧するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断後に格納容器ベントの実施を判断した場合」を「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線レベル計(D/W)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、炉心損傷を判断後に格納容器ベントの実施を判断した場合には、中央制御室待避室を加圧する手順手順であり、「第 1.16-4 図 中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室待避室空気ポンプユニットの空気ポンプ集合弁の開操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。また、格納容器圧力逃がし装置を中央制御室で操作する約 20 分前には、中央制御室待避室の加圧のため、空気供給差圧調整弁前後弁の開操作等を 1 名により、5 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

(3) 【技術的能力】中央制御室の照明を確保する手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明(SA)により照明を確保するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈1 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型照明(SA)を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型照明(SA)により照明を確保する手順に着手する」としていることとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室の照明が使用できない場合」は、全交流電源喪失や電気系統の故障により、「電源（確保）」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が、「電源（確保）」であること、その監視項目のための計器が「M/C 20 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明(SA)により照明を確保する手順であり、「第1.16-3図 中央制御室の照明の確保のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、可搬型照明(SA)等の設置・点灯操作を1名により30分以内で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。 補足説明資料(添付資料1.16.4)において、可搬型照明(SA)の設置により運転操作に必要な照度を確保できることが示されている。

(4) 【技術的能力】中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の居住性の観点から、中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う設備等のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 中央制御室換気系が閉回路循環運転となった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行うとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室換気系が閉回路循環運転となった場合」は、「信号」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が手順着手の判断基準である「信号」であること、その監視項目のための計器が「原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を 1 名により、実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(5) 【技術的能力】中央制御室待避室の照明を確保する手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室待避室の居住性の観点から、中央制御室待避室に、可搬型照明(SA)により照明を確保するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈1 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型照明(SA)を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断し、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合には、中央制御室待避室に可搬型照明（SA）により照明を確保する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断し、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合」を「原子炉格納容器内の放射線線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線レベル(D/W)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、炉心損傷を判断し、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した合において、可搬型照明(SA)により照明を確保する手順であり、「第1.16-4図 中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、中央制御室待避室で可搬型照明(SA)の設置を待避室において1名により15分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室待避室における作業であり、速やかに対応できていることを確認した。

(6) 【技術的能力】 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室待避室の居住性の観点から中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う設備等のうち、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「運転員が中央制御室待避室へ待避した場合」を「中央制御室内の環境監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「中央制御室内の環境監視」であること、その監視項目のための計器が「中央制御室待機室差圧計」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を 1 名により、実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室待避室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(7) 【技術的能力】 データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、運転員が中央制御室待避室に待避後も、データ表示装置（待機室）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 16. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、データ表示装置（待避室）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合」を「原子炉格納容器内の放射線線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線レベル計(D/W)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、炉心損傷を判断し、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順であり、設置場所等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、中央制御室待避室の対応は、1 名により実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と併せて 15 分以内で対応可能であることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室待避室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 【技術的能力】炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）を着用する手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>なお、中央制御室の被ばく評価において、事故後 1 日目の滞在時は、電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから、事故後 1 日目の滞在時は電動ファン付き全面マスクを着用することを確認した。ただし、いずれの期間においても空気中の放射性物質の濃度が推定できる場合は、空気中の放射性物質の濃度に応じて、着用する全面マスク等を決定する。炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合、全面マスクを着用することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合等には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用すること及び重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「格納容器内の放射線線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「格納容器内の放射線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線レベル（D/W）」等であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、運転員の内部被ばくを低減するため全面マスク等を着用する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合等には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。</p> <p>また、可搬型照明 (SA) を設置することで照明が確保できているため、全面マスク等の装着は可能であることを確認した。</p>

b. 放射線防護に関する教育等

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスク着用に関して習熟している。また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施する。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。</p>

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備することを確認した。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図ることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

(9) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	第59条等の要求事項に基づき抽出された対策については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、事象進展等による優先順位等は設定されていないことを確認した。 なお、全交流動力電源喪失時の中央制御室及び中央制御室待避室の照明については、可搬型照明(SA)を設置して照明を確保するとしていることを確認した。

1.16.2.2 汚染の持込みを防止するための手順等

(1) 【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、資機材のみである。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において定められた事象ごとに整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、チェンジングエリアの設置及び運用手順であり、「第 1.16.11 図 中央制御室チェンジングエリア設置タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、チェンジングエリアの設置を計 2 名により 170 分以内で実施することを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないが、全照明が消灯した場合は、可搬型照明(SA)を設置することを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 原子炉建屋付属棟内の作業であり、可搬型照明(SA)等によりアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 補足説明資料(添付資料 1.16.5)において、チェンジングエリアの設置場所等が確保できること等が示されている。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	チェンジングエリアの設置であり、優先順位等は設定していない。

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 【技術的能力】原子炉建屋ガス処理系起動手順（交流動力電源が正常な場合）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然に防ぐために原子炉建屋ガス処理系を起動するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建屋ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合には、原子炉建屋換気系全停止を確認し、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成する原子炉建屋ガス処理系を起動する手順に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準として、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高等による隔離信号の発信が確認された場合及び原子炉建屋換気系全停止の確認を「信号」等で監視すること、適切に手順着手ができることを確認した適切に手順着手ができることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「信号」等で監視するとしており、その監視項目のための計器が「原子炉水位」等であることを確認した。また、それらが、「第 1.16-2 表 重大事故等対処等対処に係る監視計器」に記載されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、原子炉建屋換気系全停止を確認し、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成する原子炉建屋ガス処理系を起動する手順であり、「第 1.16-13 図 原子炉建屋ガス処理系（交流電源が正常な場合）運転のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、原子炉建屋ガス処理系の起動等を 1 名により、6 分以内に確認することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室待避室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

b. 【技術的能力】 原子炉建屋ガス処理系起動手順（全交流動力電源が喪失した場合）

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然に防ぐため、全交流電源が喪失している場合において、原子炉建屋ガス処理系を起動するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建屋ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失により、原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合には、代替交流電源設備による原子炉建屋ガス処理系の起動する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、全交流動力電源喪失により、原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合を「電源（確保）」等で監視すること、適切に手順着手ができることを確認した適切に手順着手ができることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源（確保）」等で監視するとしており、その監視項目のための計器が「M/C 20 電圧」等であることを確認した。また、それらが、「第 1. 16-2 表 重大事故等対処等対処に係る監視計器」に記載されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 c. 操作手順 d. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、全交流動力電源喪失により、原子炉建屋ガス処理系が起動できない場合には、代替交流電源設備による原子炉建屋ガス処理系の起動する手順であり、「第 1. 16-14 図 原子炉建屋ガス処理系（全交流動力電源が喪失した場合）運転のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、代替交流電源設備からの受電後、原子炉建屋ガス処理系の再起動操作等を 1 名により、5 分以内に確認することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室待避室における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】非常用ガス処理系停止手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉建屋ガス処理系の運転中に、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。また、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合についても、原子炉格納容器ベント時の系統構成のため、非常用ガス処理系を停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 16. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建屋ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が 2. 0vol% に到達した場合又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、「原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が 2. 0vol% に到達した場合」等を「原子炉建屋内の水素濃度」等で監視することにより、適切に手順着手ができることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である非常用ガス処理系停止の判断は、「原子炉建屋建屋内の水素濃度」で監視するとしており、その監視項目のための計器が「原子炉建屋水素濃度」等であることを確認した。また、それらが、「1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順」に記載されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、原子炉建屋ガス処理系の停止操作手順であり、「第 1. 16-15 図 原子炉建屋ガス処理系停止のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、原子炉建屋ガス処理系の停止等を 1 名により、5 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。</p>

d. 【技術的能力】原子炉建屋外側ブローアウトパネル部の閉止手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルが原子炉建屋ガス処理系起動時又は停止時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するため、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、ブローアウトパネル閉止装置等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態の場合又は原子炉建屋ガス処理系の起動時に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉閉状態を確認し、開放状態になっている場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、「交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態の場合」又は「原子炉建屋ガス処理系の起動時に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉閉状態を確認し、開放状態になっている場合」等を「原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放」等で監視することにより、適切に手順着手ができることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放」等で監視するとしており、その監視項目のための計器が「ブローアウトパネル開放状態表示」等であることを確認した。また、それらが、「第 1.16-2 表 重大事故等対処等対処に係る監視計器」に記載されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 c. 操作手順 d. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、中央制御室からの原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順であり、「第 1.16-16 図 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合の閉止（遠隔操作の場合）のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を 1 名により、17 分以内（すべての原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合）に実施することを確認した。</p> <p>また、原子炉建屋ガス処理系が起動している場合には、原子炉建屋ガス処理系を手動により停止後、ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止操作を 1 名により、17 分以内（すべての原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合）に実施する。その後、原子炉建屋ガス処理系の手動による再起動操作を 1 名により、5 分以内を実施する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。</p>

e. 【技術的能力】現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失時に原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態で炉心が健全であることを確認した場合には人力により原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、ブローアウト閉止装置を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>b. <u>全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、「全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合」等を「原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放」等で監視することにより、適切に手順着手ができることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放」等で監視するとしており、その監視項目のための計器が「ブローアウトパネル開放状態表示」等であることを確認した。また、それらが、「第 1.16-2 表 重大事故等対処等対処に係る監視計器」に記載されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 e. 操作手順 f. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、<u>全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合には、人力による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順</u>手順であり、「第 1.16-16 図 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合の閉止（遠隔操作の場合）のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、<u>人力によるブローアウトパネル閉止装置を使用した開口部の閉止操作を計 2 名により、1 枚当たり 40 分以内</u>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

f. 【自主対策】原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順では、ブローアウトパネル閉止装置による閉止を行うために原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. ブローアウトパネル閉止装置による閉止を行うために原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を行う必要があると判断した場合に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、現場においてブローアウトパネル強制開放装置により原子炉建屋ブローアウトパネルを強制的に開放する手順であり、「第 1.16-18 図 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放のタイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放及びブローアウトパネル閉止装置による閉止操作を計 2 名により、1 枚当たり 50 分以内に実施する。ことを確認した。

表 2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの強制開放手順	ブローアウトパネル強制開放装置	状況に応じ、原子炉建屋外側ブローアウトパネル全てを開放する操作に時間を要するものの、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する必要性が生じた場合において、開放させる手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 17 及び設置許可基準規則第 60 条）

I	要求事項の整理	1. 17-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 17-4
1. 17. 1	対応手段と設備の選定	1. 17-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 17-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 17-5
1. 17. 2	重大事故等時の手順等	1. 17-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 17-10
a.	第 60 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 17-10
(2)	優先順位について	1. 17-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 17-12
1. 17. 2. 1	放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	1. 17-15
(1)	【自主対策】モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1. 17-15
(2)	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	1. 17-15
a.	【技術的能力】可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1. 17-15
b.	【技術的能力】可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定	1. 17-16
(3)	【自主対策】放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-17
(4)	【技術的能力】可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	1. 17-17
(5)	可搬型放射能測定装置等による空気中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定	1. 17-19
a.	【技術的能力】可搬型放射能測定装置等による空気中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-19
b.	【技術的能力】可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-20
c.	【技術的能力】可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-21
d.	【技術的能力】海上モニタリング	1. 17-22
(6)	【技術的能力】モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	1. 17-23
(7)	【技術的能力】可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	1. 17-23
(8)	【技術的能力】放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	1. 17-23
(9)	【技術的能力】敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	1. 17-24
(10)	優先順位	1. 17-24
1. 17. 2. 2	風向、風速その他の気象条件の測定の手順等	1. 17-25
(1)	【自主対策】気象観測設備による気象観測項目の測定	1. 17-25
(2)	【技術的能力】可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	1. 17-25
(3)	優先順位	1. 17-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、監視測定等に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.17 監視測定等に関する手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>

<設置許可基準規則第60条>（監視測定設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の項目を確認した。

- ・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.17.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第60条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故が発生した場合に、以下に掲げる事項のために必要な対応手段及び重大事故対処設備を選定するとしており、「第60条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>b) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>2) 「第60条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第 60 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第 60 条等による要求事項に基づき、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を選定していること、さらに、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していないことを確認した。</p> <p>2) 第 60 条等に対応する、主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故等対処設備及び手順等）</p> <p>第 60 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>①モニタリング・ポストが機能喪失した場合に、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>②放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnS シンチレーションサーベイ・メータをいう。以下、本節において同じ。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>③本発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射能測定装置等により、本発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>④気象観測設備が機能喪失した場合に、可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑤代替交流電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電により、モニタリング・ポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等※1。</p> <p>⑥敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等。</p> <p>⑦バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等。</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等がないことを確認した。</p>

※1 モニタリング・ポスト用発電機への給油に関する手順等については、「1. 14 電源の確保に係る手順等」において整理。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第60条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第60条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	<p>第60条等に基づく要求事項に対応するための設備及び手順について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定するとしていることを確認した。</p> <p>○可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定 モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、可搬型モニタリング・ポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定 原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定を行う。そのために、可搬型モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンブラの代替として可搬型ダスト・よう素サンブラ、よう素測定装置の代替としてNaIシンチレーションサーベイ・メータ並びにダストモニタの代替としてβ線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（空气中、水中、土壌中） 重大事故等が発生した場合、可搬型放射能測定装置により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。 ※空气中の放射性物質の濃度の測定時のみ使用。</p>

		<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>○放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備（海上モニタリング） <u>重大事故等が発生した場合、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備する。</u></p> <p>b)</p> <p>○可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定 モニタリング・ポストが機能喪失した場合であっても、代替し得る十分な台数の可搬型モニタリング・ポストを配備することにより、放射線量の代替測定が可能であることを確認した。</p> <p>c) 常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による給電ができる設備を設けるとしていることを確認した。</p> <p>○モニタリング・ポストの電源を常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電する手順等 （※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>2 可搬型気象観測設備により、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けるとしていることを確認した。</p> <p>○可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 <u>気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</u></p>	
<p>【技術的能力】※³</p>		<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周</p>	<p>a) 【設備（配備）】1 a) に同じ。</p>	

	<p>辺海域を含む。)において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	<p>b) 【設備（配備）】 1 c) に同じ。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 <u>敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する</u>ことを確認した。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、以下のバックグラウンド低減対策を整備することを確認した。</p> <p>○モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策 <u>重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射能測定装置のバックグラウンドの低減対策を実施する</u>ことを確認した。</p> <p>○放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策 重大事故等発生後において周辺汚染によるバックグラウンドの上昇により可搬型放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合には、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドの低減対策を実施することを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第60条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.17</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順；該当なし。</p>			

1.17.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第60条等に基づく要求事項に対応するための対策と そのために必要な重大事故等対処設備を整備するとして いることを確認する。</p>	<p>(1) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.17.2.1以降に示す。 申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備するとしている。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>a. モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、モニタリング・ポストの機能を代替できる十分な台数の可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定を行う。そのために、可搬型モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置の代替としてNaIシンチレーションサーベイ・メータ並びにダストモニタの代替としてβ線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等が発生した場合、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータにより、本発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。</p> <p>f. 重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>(1) 放射性物質の放射線量、濃度、気象条件等の測定のためのための設備及び手順 ①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>a. 「可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリング・ポストを4台配置する場合には、運搬・設置等を計2名により、200分以内で実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>b. 「可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定」のための手段等 原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリング・ポストを5台配置する場合には、運搬、設置等を計2名により、235分以内で実施する。また、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所等の加圧判断のために可搬型モニタリング・ポスト1台の設置を計2名により、35分で実施する。</p> <p>c. 「可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンブラ等が測定機能を喪失したと判断した場合には、可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、車両による移動、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり110分以内で実施する。</p> <p>d. 「可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり110分以内で実施する。</p> <p>e. 「可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、液体廃棄物処理系出口モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり90分以内で実施する。</p> <p>f. 「可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約100分以内で実施する。</p> <p>g. 「海上モニタリング」のための手段等 重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計4名により、165分以内で実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計2名により、1箇所当たり125分以内で実施する。</p> <p>h. 「バックグラウンド低減対策」のための手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。なお、モニタリング・ポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬型モニタリング・ポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等及び可搬型放射能測定装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。</p> <p>i. 「敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制」のための手段等 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。</p> <p>j. 「可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定」のための手段等 緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計2名により、80分以内で実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>監視測定等に係る手順について、放射性物質の濃度及び放射線量の測定及び風向、風速その他の気象条件の測定の対策について、それぞれ優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1. 17. 2. 1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、放射線量等を監視測定について以下の自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) 放射性物質の放射線量、濃度、気象条件等の測定のためのための自主的対策としての設備及び手順 放射線量等の測定ための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1. 17. 2. 1 以降に示す。</p> <p>①対策と設備 放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「モニタリング・ポストによる放射線量の測定」のための手順</p>

されていることを確認する。

モニタリング・ポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。

b. 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手順

放射能観測車搭載機器は、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。

c. 「可搬型放射能測定装置等^{*}による放射性物質の濃度及び放射線の測定」のための手順

Ge γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタによる測定に着手する。

^{*} 自主対策設備として、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用するものであり、重大事故対処設備に位置付けられる可搬型放射能測定装置を使用する手順(1.17.2.1(4)、1.17.2.1(5))において使用する。

d. 「気象観測設備による気象観測項目の測定」のための手順

気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。

(2) 常設モニタリング設備に対して代替交流電源設備からの給電を行うための設備及び手順等

モニタリング・ポストの測定機能を維持・回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.3に示す。

①対策と設備

放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

②主な手順等及び手順着手の判断基準等

a. 「モニタリング・ポストの電源を常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からから給電する手順等」

モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.17.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室又は緊急時対策所のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) 【自主対策】モニタリング・ポストによる放射線量の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、通常時からモニタリング・ポストにより放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果を電磁的に記録し、保存するものであり、そのための自主対策設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. モニタリング・ポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。 b. モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であることから、手順を要するものではないことを確認した。 c. 手順は不要であることを確認した。

(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

ここでは、可搬型モニタリング・ポストによる測定と代替測定を分けて整理する。測定を a. で、代替測定を b. で記載する。

a. 【技術的能力】可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを 5 台配置し、放射線量の測定を行う。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急対策所付近に可搬型モニタリング・ポストを 1 台配置し、放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型モニタリング・ポストを重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、重大事故等時、災害対策本部長代理が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。また、海側等及び緊急時対策所付近への配置については、災害対策本部長代理が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合には、 <u>可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定の手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第 10 条事象の発生」により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視パラメータ（計器）は用いないことを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定を行う手順であり、「第 1.17-3 図 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、可搬型モニタリング・ポストを <u>5 台配置する場合には、運搬、設置等を計 2 名により、235 分以内で実施する。</u> <u>なお、緊急時対策所の使用を決定した場合には、緊急時対策所等の正圧化判断のために可搬型モニタリング・ポスト 1 台の設置を計 2 名により、35 分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート	a. 車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置することを確認した。

確認事項	確認結果（東海第二）
b. 通信設備等 c. 作業環境	b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 現場の状況により配置箇所を変更する場合があることを確認した。

b. 【技術的能力】可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリング・ポストにより、放射線量を監視、測定及び代替測定し、その結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「表 1.17.1 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型モニタリング・ポストを重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、 <u>重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「モニタリング・ポストの放射線量の測定機能」を、「放射線量」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射線量」等であること、その監視項目のための計器が「モニタリング・ポスト」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う手順であり、「第 1.17-3 図 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>可搬型モニタリング・ポストを 4 台配置する場合には、可搬型モニタリング・ポスト等の運搬・設置等を計 2 名により、200 分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置することを確認した。 b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 現場の状況により配置箇所を変更する場合があることを確認した。

(3) 【自主対策】放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時に周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、自主対策設備として放射能観測車を用いた空気中の放射性物質の濃度の測定の手段を整備するものであり、そのための自主対策設備については、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生したと判断した場合には、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、ダストモニタによるダスト濃度及びよう素測定装置によるよう素濃度の監視・測定等を行う手順であり、「第 1.17-4 図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順は、監視・測定等を計 2 名により、100 分以内で実施することを確認した。

(4) 【技術的能力】可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である放射能観測車（搭載機器）が機能喪失した場合に、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 β 線サーベイ・メータ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）により、空気中の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、代替測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 β 線サーベイ・メータ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置の代替として NaI シンチレーションサーベイ・メータ、ダストモニタの代替として β 線サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う場合には、「可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順」に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「放射能観測車（搭載機器）の測定機能の喪失」を「放射性物質の濃度」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射性物質の濃度」等であること、その監視項目のための計器が「放射能観測車（ダストモニタ、よう素計測装置）」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定を行う手順であり、「第 1.17-6 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 当該手順は、 <u>車両による移動、測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり 110 分以内で実施する</u> ことを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。 a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、 <u>放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</u>

確認事項	確認結果（東海第二）
b. 通信設備等 c. 作業環境	b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からブルーム通過後までの動きが、示されている。 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

(5) 可搬型放射能測定装置等による空気中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定

a. 【技術的能力】可搬型放射能測定装置等による空気中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時、重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、可搬型放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及び β 線サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型 Ge γ 線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、重大事故等時、災害対策本部長代理が排気筒モニタの指示値及び警報表示を確認し、排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。又は、排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、災害対策本部長代理が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合に放射性物質の濃度の測定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「排気筒モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17-7 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり 110 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からブルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

b. 【技術的能力】可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行い、水中の放射性物質の濃度を測定するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射能測定装置（NaI シンチレーションサーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及び β 線サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge γ 線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、液体廃棄物処理系出口モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「液体廃棄物処理系出口モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17-8 図 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり 90 分以内で実施する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

c. 【技術的能力】可搬型放射能測定装置による土壤中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壤中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、可搬型放射能測定装置により土壤中の放射性物質の濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射能測定装置（NaI シンチレーションサーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及び β 線サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge γ 線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壤中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出が確認された場合」を「モニタ値」等で確認する等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「排気筒モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17-9 図 可搬型放射能測定装置による土壤中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり 100 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からブルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

d. 【技術的能力】 海上モニタリング

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnS シンチレーションサーベイ・メータ）及び電離箱サーベイ・メータにより空气中及び水中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及びβ線サーベイ・メータ）、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge γ線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出が確認された場合」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「排気筒モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、海上モニタリング測定を行う手順であり、「第 1.17-11 図 海上モニタリングのタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、船舶の出航までの作業を計 4 名により、165 分以内で実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計 2 名により、1 箇所当たり 125 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

- (6) 【技術的能力】モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 【技術的能力】可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 【技術的能力】放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

バックグラウンド低減対策の手順としては、上記の3つの手順が整備されている。審査書にてまとめて記載したことから、本確認事項でも3つの手順をまとめて整理している。

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、（ア）モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策^{※1}、（イ）可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策^{※2}及び（ウ）放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策^{※3}を実施するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 2 にて求められている「事故後の周辺汚染による測定不能を避けるためのバックグラウンド低減対策」に係る手段である。そのための設備については、資機材として検出器保護カバー及び養生シートを用いた作業を行うものであり、重大事故等対処設備及び自主対策設備を用いた作業はないとしていることを確認した。「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」を参照。</p> <p>※1 事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため検出器保護カバーの交換、除草、土壌撤去等を行う。</p> <p>※2 事故後の周辺汚染により可搬型モニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるために、可搬型モニタリング・ポストを設置する際に、予め可搬型モニタリング・ポスト本体を養生シートによる養生を行うものである。また、可搬型モニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合は、除草、周辺の土壌撤去等を行う。</p> <p>※3 事故後の周辺汚染により可搬型放射能測定装置による測定ができなくなることを避けるため可搬型放射能測定装置周辺への遮蔽材の設置、除草、土壌撤去等を行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、（ア）モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策、（イ）可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策及び（ウ）放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策について、それぞれ以下の条件のもと、手順に着手し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（ア）モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策：モニタリング・ポストの指示値と周辺のバックグラウンド間の有意な差を確認し、バックグラウンド低減対策の必要性を判断した場合。</p> <p>（イ）可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策：可搬型モニタリングポストの指示値と周辺のバックグラウンド間の有意な差を確認し、バックグラウンド低減対策の必要性を判断した場合。</p> <p>（ウ）放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策：可搬型放射能測定装置を使用する場所が、バックグラウンド上昇により、測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。</p> <p>b. （ア）及び（イ）の場合の判断基準である「バックグラウンド低減対策の必要性を判断した場合」を「放射線量」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。また、（ウ）の場合の判断基準である「バックグラウンド上昇により、測定ができなくなるおそれがあると判断した場合」を「放射性物質の濃度」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. （ア）及び（イ）の場合の当該手順着手の判断における監視項目が「放射線量」等であること、その監視項目のための計器が「モニタリング・ポスト」等であることを確認した。また、（ウ）の場合の当該手順着手の判断における監視項目が「放射性物質の濃度」等であること、その監視項目のための計器が「NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ」等であることを確認した。それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等	<p>a. 当該手順は、バックグラウンド低減対策等を行う手順であり、「第 1.17-12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」、「第 1.17-13 図 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」、「第 1.17-14 図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、上記（ア）から（ウ）の対応について、以下のとおり確認した。</p> <p>（ア）モニタリング・ポストの対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、検出器（4 台分）及び局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去の所要時間は、185 分以内と想定することを確認した。</p>

確認事項	確認結果（東海第二）
c. 操作計器	<p>(イ) 可搬型モニタリング・ポストの対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、可搬型モニタリング・ポスト 10 台分の養生シートの交換作業の所要時間は 300 分以内と想定する。</p> <p>(ウ) 可搬型放射能測定装置の対応は、重大事故等対応要員 2 名にて実施し、遮蔽材の設置等の作業の所要時間を 30 分以内と想定する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

(9) 【技術的能力】敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

確認結果（東海第二）
<p>当該手順は、敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築するとしており、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1c)にて求められている「敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること」に係る手段である。</p> <p>敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って資機材及び要員、放出源情報を提供するとともにモニタリングを実施する。原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、可搬型放射能測定装置等の貸与等を受けることが可能であるとしていることを確認した。</p>

(10) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時において、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合又はそのおそれがある場合の対応手順の選択について、「第 1.17-1 図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の測定不能時対応手順」にて明確化していることを確認した。</p>

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 【自主対策】気象観測設備による気象観測項目の測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	通常時から気象観測設備により風向、風速等の気象データを連続測定しており、重大事故等時に気象観測設備の測定機能が喪失していない場合は、継続して風向、風速等の気象データを連続測定し、測定結果を記録紙に記録し、保存するものである。そのための自主対策設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。また、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、自動的な連続測定であることから、手順を要するものでないことを確認した。

(2) 【技術的能力】可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 にて求められている「重大事故等が発生した場合に工場等において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、 緊急時対策所で気象観測設備の指示値等を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「風向、風速その他の気象条件の測定機能が喪失したと判断した場合」を「風向、風速その他の気象条件」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「風向、風速その他の気象条件」等であること、その監視項目のための計器が「気象観測設備（風向（地上高）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定を行うものであり、「第 1.17-16 図 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 装置の配置等を計 2 名により、80 分以内で実施する ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。 a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。 b. 円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。

確認事項	確認結果（東海第二）
	なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故と発生時において、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合又はそのおそれがある場合の対応手順の選択について、「第1.17-1 図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の計測不能時対応手順」にて明確化していることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
モニタリング・ポストによる放射線量の測定	モニタリング・ポスト	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではなく、また、津波による浸水によって機能喪失の可能性があるものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
空气中放射性物質の濃度の測定 (放射能観測車による測定)	放射能観測車搭載機器	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではなく、また、保管場所へのアクセスルートが確保されていないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定	Ge ガンマ線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
気象観測設備による測定 (風向、風速その他気象条件の測定)	気象観測設備	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
モニタリング・ポストの代替電源	無停電電源装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。

東海第二発電所に係る審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 及び設置許可基準規則第 6 1 条）

I	要求事項の整理	1. 18-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 18-5
1. 18. 1	対応手段と設備の選定	1. 18-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 18-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 18-6
1. 18. 2	重大事故等時の手順等	1. 18-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 18-10
a.	第 6 1 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 18-10
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 18-12
(2)	優先順位について	1. 18-13
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 18-14
1. 18. 2. 1	居住性を確保するための手順等	1. 18-16
(1)	緊急時対策所立ち上げの手順	1. 18-16
a.	【技術的能力】緊急時対策所非常用換気設備運転手順	1. 18-16
b.	【技術的能力】緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	1. 18-17
(2)	原子力災害対策特別措置法第 10 条事象発生時の手順	1. 18-18
a.	【技術的能力】緊急時対策所内緊急時対策所エリアモニタの設置手順	1. 18-18
b.	【技術的能力】その他の手順項目にて考慮する手順	1. 18-19
(3)	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等	1. 18-19
a.	緊急時対策所にとどまる災害対策要員について	1. 18-19
b.	【技術的能力】緊急時加圧設備による空気供給準備手順	1. 18-19
c.	【技術的能力】緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	1. 18-20
d.	【技術的能力】緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順	1. 18-21
1. 18. 2. 2	重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等	1. 18-22
(1)	【技術的能力】安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順	1. 18-22
(2)	重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備	1. 18-22
(3)	【技術的能力、自主対策】通信連絡に関する手順等	1. 18-22
1. 18. 2. 3	必要な数の要員の収容に係る手順等	1. 18-23
(1)	放射線管理	1. 18-23
a.	放射線管理用資機材の維持管理等	1. 18-23
b.	【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順	1. 18-23
c.	【技術的能力】緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順	1. 18-24
(2)	飲料水、食料等	1. 18-24
1. 18. 2. 4	代替電源設備からの給電手順等	1. 18-25

(1) 緊急時対策所用発電機による給電	1.18-25
a. 【技術的能力】 緊急時対策所用発電機起動手順	1.18-25
b. 【自主対策】 緊急時対策所可搬型代替低圧電源車による給電手順	1.18-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、緊急時対策所の居住性等のための手順等等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<設置許可基準規則第61条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.18.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第61条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第61条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第61条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第 45 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1. 1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第 6 1 条等による要求事項に基づき、対応手段として、居住性を確保するための手順、重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順、必要な要員などの収容に係る手順、代替電源設備からの給電手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第 6 1 条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第 6 1 条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。</p> <p>③ 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）、緊急時対策所加圧設備等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 緊急時対策所の居住性については、第 6 1 条等に定める要件に適合するものとする。</p> <p>⑥ 災害対策要員の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>⑧ 少なくとも外部からの支援なしに 1 週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。</p> <p>⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の災害対策要員を収容するための設備及び手順等。</p> <p>また、緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、<u>重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であること</u>を確認した。</p>

表 1 規制要求事項に対応する手順

○「第61条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※1</p>	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プールーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>1 以下の設備を設置する方針であることを確認した。</p> <p>a) 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>b) 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。</p> <p>c) 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>d) 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）、緊急時対策所加圧設備等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスク着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。</p> <p>f) 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等で緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けていることを確認した</p> <p>2 重大事故等に対処するために必要な数の災害対策要員等を收容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要</p>

		<p>な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	
<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>a) 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）、緊急時対策所加圧設備等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>b) 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>c) 災害対策要員の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>d) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p>2 重大事故等に対処するために必要な数の災害対策要員等を収容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第61条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 18

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順
なし

1.18.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第61条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.18.2.1から1.18.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 代替電源からの給電。そのために、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ボ ンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時 対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモ ニタ及び可搬型モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等に対処するために必要な数の災害対策要員等の収容。そのために、緊急時対策所に災害対策要員の装備（線量計及びマスク 等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等及びチェン징ングエリア用資機材等 を新たに整備する。</p> <p>d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システ ム（SPDS）を構成する SPDSデータ表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整 備する。</p> <p>e. 緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、緊急時対策所に衛星電話設備、 無線連絡設備、携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備す る。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順等</p> <p>(a) 緊急時対策所立ち上げの手順</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所非常用換気設備運転手順 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所非常用換気設備を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所非常用換 気設備の起動操作等を災害対策要員1名により、5分以内に実施する。 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 重大事故が発生するおそれがある場合、緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内 の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。この手順では、緊急時対策所内対応は1名により実施する。 <p>(b) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所エリアモニタの設置手順 原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため緊急時対策所 エリアモニタを設置する手順に着手する。さらに、緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量の

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>うちに検知し、正圧化の判断を行うために設置する。この手順では、重大事故等対策要員1名により、10分以内で実施する。</p> <p>(c) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所にとどまる災害対策要員について <p>プルーフ通過中に緊急時対策所にとどまる災害対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員等52名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために対策要員24名のうち運転員3名及び現場要員3名を除いた18名の合計70名と想定している。</p> ・ 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順 <p>中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡があった場合又は炉心損傷の可能性を踏まえプルーフの放出に備える必要があると判断した場合には、緊急時対策所加圧設備による空気供給準備を実施する手順に着手する。この手順では、系統構成及び漏えい確認等を災害対策要員2名で行い、65分以内で実施する。</p> ・ 緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順 <p>プルーフ放出のおそれがある場合、プルーフ放出に備え、パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。この手順では、緊急時対策所にて重大事故等対応要員1名及び災害対策要員1名で行う。室内での要員の配置等のみであるため、短時間での対応が可能である。</p> ・ 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の手順 <p>炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所等内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を災害対策要員1名により、5分以内で実施する。</p> ・ 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順 <p>周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリング・ポスト又は緊急時対策所エリアモニタにより確認された場合には、緊急時対策所加圧設備を停止する手順に着手する。この手順では、起動操作により緊急時対策所非常用換気設備の流量調整等を災害対策要員1名により、67分以内で実施する。</p> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関する手順等</p> <p>(a) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順 <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所立ち上げ時に災害対策要員1名により操作する。</p> </p> <p>(b) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の設備 <p>重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持及び管理する。</p> </p> <p>(c) 通信連絡に関する手順等 <p>重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。</p> </p> <p>c. 必要な数の発電所災害対策本部要員の収容に係る手順</p> <p>(a) 放射線管理 <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線管理用資機材の維持管理等 <p>緊急時対策所には、1週間外部からの支援がなくとも対策要員が使用する十分な数量の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持及び管理する。</p> ・ チェンジングエリアの設置及び運用手順 </p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、チェン징エリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床、壁等の養生、各資機材の設置等を災害対策要員2名により、緊急時対策所では20分以内に実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順 <p>緊急時対策所非常用フィルタ装置は、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、緊急時対策所非常用換気設備の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する手順に着手する。重大事故等対策要員1名により、5分以内で実施する。</p> (b) 飲料水、食料等 <p>緊急時対策所には、重大事故等に対処する災害対策要員等を最大100名収容する。このため、災害対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持及び管理する。</p> d. 代替電源設備からの給電手順等 <ul style="list-style-type: none"> (a) 緊急時対策所用発電機による給電 <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所用発電機起動手順 <p>緊急時対策所を立ち上げる場合であって、常用電源設備からの受電を喪失した場合には、緊急時対策所用発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所用発電機の自動起動の確認を災害対策要員1名により、3分以内で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>居住性を確保するための手順等については、緊急時対策所へのアクセスルートの確保、衛星電話設備等の通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。 ②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 	<p>2) 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、発電所外との通信連絡を行うため又は居住性を確保するため以下の自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>a. 緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電を行うための設備及び手順等</p> <p>常用電源設備からの受電が喪失し、緊急時対策所用発電機2台のうち、1台が故障等により起動できない場合には、可搬型代替低圧電源車からの給電の手順に着手する。この手順では、可搬型代替低圧電源車の待機場所からの移動、ケーブルの接続及び起動操作を災害対策要員6名により、140分以内に実施することを確認した。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

a. 【技術的能力】緊急時対策所非常用換気設備運転手順

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故が発生するおそれがある場合※、緊急時対策所を使用し、発電所災害対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げることにしており、緊急時対策所で活動する発電所災害対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）を運転するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 にて求められている「解釈 1 a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.18.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>※原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合：運転時の異常な過渡変化、設計基準事故も含める。（柏崎刈羽発電所原子力事業者防災業務計画（平成 29 年 3 月）に定められている）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力警戒態勢：原子力災害対策指針にて定められている警戒事態に対処するための態勢。 ・緊急時態勢：原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合であって、発電所の平常組織をもってしては、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止等のための活動を迅速かつ円滑に行うことが困難な事態に対処するための態勢。
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 非常用体制が発令され、緊急時対策所を立ち上げた場合に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「緊急時対策所を立ち上げる場合」は、非常体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所空気浄化設備の起動手順であり、「第 1.18.2.1-2 図 緊急時対策所非常用換気設備運転タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急時対策所非常用換気設備の起動操作等を災害対策要員 1 名にて作業を実施した場合、5 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、測定に使用する設備のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 緊急時対策所の使用を開始した場合に、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「緊急時対策所の使用を開始した場合」は、非常体制が発令されることにより、適切に測定するための手順に着手できることを確認した。 c. 該当なし
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、緊急時対策所内対応は1名で行い、室内での測定のみであるため、速やかに実施するとしていることを確認した。 c. 必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(2) 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象発生時の手順

a. 【技術的能力】緊急時対策所内緊急時対策所エリアモニタの設置手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所に緊急時対策所エリアモニタを設置することとしており、さらに、緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所内への放射性物質の侵入量を微量のうちに検知し、正圧化の判断を行うために使用するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.18-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急時対策所エリアモニタを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。なお、可搬型モニタリング・ポスト等についても、緊急時対策所を加圧するための判断の一助とする。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置する手順に着手するとしていることを確認し手順着手の判断基準が、具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生」した場合は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置する手順であり、「第 1.18.2.1-4 図 緊急時対策所可搬型エリアモニタ設置手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急時対策所内対応は 1 名により実施するものとし、所要時間を 10 分以内と想定していることを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順

確認結果（東海第二）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、可搬型モニタリング・ポストにより、放射線量の測定を行う手順を整備するとしていることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順については、「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

-(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

a. 緊急時対策所にとどまる災害対策要員について

確認結果（東海第二）

プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる災害対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員等 52 名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために対策要員 24 名のうち運転員 3 名及び現場要員 3 名を除いた 18 名の合計 70 名と想定している。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

b. 【技術的能力】 緊急時加圧設備による空気供給準備手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、プルーム放出時に緊急時対策所等に加圧設備から空気を供給するための準備を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.18-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡があった場合又は炉心損傷の可能性を踏まえプルームの放出に備える必要があると判断をした場合には、緊急時対策所加圧設備による空気供給準備を実施する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡があった場合又は炉心損傷の可能性を踏まえプルームの放出に備える必要があると判断をした場合」を「空間線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準である監視項目が「空間線量率」等であること、その監視項目のための計器が「可搬型モニタリング・ポスト」、「緊急時対策所エリアモニタ」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.18.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、緊急時対策所加圧設備による空気供給準備を実施する手順であり、「第 1.18.2.1-5 図 緊急時対策所（対策本部）緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、系統構成及び漏えい確認等を災害対策要員 2 名で行い、65 分以内に実施することを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.18.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できていることを確認した。
---	---

c. 【技術的能力】緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベントを実施する場合に備え、緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備に切り替えることにより、緊急時対策所への外気の流入を遮断するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 18. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）、緊急時対策所加圧設備を重大事故等対処設備として新たに整備する ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所等内の加圧を実施する手順 に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等」を「空間線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である監視項目が「空間線量率」等であること、その監視項目のための計器が「可搬型モニタリング・ポスト」、「緊急時対策所エリアモニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1. 18. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所等内の加圧を実施する手順であり、「第 1. 18. 2. 1-9 図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、起動操作等を災害対策要員 1 名により、5 分以内に実施する ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 18. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できていることを確認した。

d. 【技術的能力】 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替えするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。このため、「(1) a. 緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）運転手順」と同じ、緊急時対策所非常用換気設備（緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリング・ポスト又は緊急時対策所エリアモニタにより確認された場合には、緊急時対策所加圧設備を停止する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリング・ポスト又は緊急時対策所エリアモニタにより確認された場合」はプルームの影響により可搬型モニタリング・ポスト等の線量率が上昇した後に線量率が減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になって、周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合としており、「空間線量率」で確認すること等により、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「空間線量率」であること、その監視項目のための計器が「可搬型モニタリング・ポスト」、「緊急時対策所エリアモニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 18. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順であり、「第 1. 18. 2. 1-11 図 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、起動操作により緊急時対策所非常用換気設備の流量調整等を災害対策要員 1 名により、67 分以内に実施するとしている。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 18. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

1.18.2.2 重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

(1) 【技術的能力】安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成するSPDSデータ表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等が発生し緊急時対策所を立ち上げた場合、SPDSデータ表示装置を起動し監視する手順であり、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である緊急時対策所を立ち上げた場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 該当なし。 補足説明資料（添付資料 1.18.3）（添付 3-1）において、SPDSにて確認できるパラメータについて整理されている。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、SPDSデータ表示装置の起動、監視手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所立ち上げ時に災害対策要員1名により操作するとしていることを確認した。 c. 当該操作の判断基準は非常体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合であり、必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

確認結果（東海第二）
重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう維持・管理する。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

(3) 【技術的能力、自主対策】通信連絡に関する手順等

確認結果（東海第二）
重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。なお、設備が健全である場合、衛星電話設備（社内向）を使用する 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

確認結果（東海第二）	
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 c)にて求められている「対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること」として、緊急時対策所には、1 週間外部からの支援がなくとも対策要員が使用する十分な数量の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行うとしていることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。</p>	

b. 【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生した場合には、チェンジングエリアの運用を開始するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.18 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。チェンジングエリアには、防護具の着替えエリア、発電所災害対策本部要員の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合の除染エリアを設け、発電所緊急時対策要員が身体サーベイ及び汚染している現場作業を行う要員等の除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。</p>
2) 手順の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. <u>原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生した場合には、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生した場合」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 該当なし
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該操作手順は、チェンジングエリアの設置手順であり、「第 1.18.2.3-1 図 緊急時対策所チェンジングエリア設置手順のタイムチャート」等を踏まえ、機材準備等の必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 当該手順操作について、 <u>この手順は、床、壁等の養生、各資機材の設置等を災害対策要員 2 名により、緊急時対策所では 20 分以内</u> に実施することを確認した。
c. 操作計器	c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。
b. 通信設備等	
c. 作業環境	

c. 【技術的能力】緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順は、緊急時対策所非常用フィルタ装置は、7 日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、緊急時対策所非常用換気設備の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「(1) a. 緊急時対策所非常用換気設備(緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計) 運転手順」と同じ、緊急時対策所非常用換気設備(緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計) を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 運転中の緊急時対策所非常用換気設備が故障する等の切替えが必要となった場合に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「緊急時対策所非常用換気設備が故障する等の切替えが必要となった場合」を「動作状況」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「動作状況」は機器の運転状況で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、操作手順のなかで、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順は、災害対策要員 1 名により、5 分以内で実施することを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(2) 飲料水、食料等

確認結果（東海第二）
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 e) にて求められている「少なくとも外部からの支援なしに 1 週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること」として、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、<u>少なくとも外部からの支援なしに 1 週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持・管理する</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な緊急時対策所内での飲食管理として、保安班長は、緊急時対策所内での飲食等の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安値（1×10^{-3} Bq/cm³ 未満）よりも高くなった場合であっても、本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。</p> <p>また、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所内の室温及び湿度が維持できるよう予備のエアコン等を保管し、管理を適切に行うことを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。</p>

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順等

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

a. 【技術的能力】 緊急時対策所用発電機起動手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、警戒事態又は非常事態が宣言された場合、災害対策本部要員は、緊急時対策所を拠点として活動を開始するが、緊急時対策所で、常用電源設備からの受電を確認する又は代替交流電源設備である緊急時対策所用代替交流電源設備を立ち上げる場合の緊急時対策所用発電機による給電手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 にて求められている「解釈 1 b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.18.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 緊急時対策所を立ち上げる場合であって、常用電源設備からの受電を喪失した場合には、緊急時対策所用発電機からの給電の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が、具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「緊急時対策所を立ち上げる場合であって、常用電源設備からの受電を喪失した場合」を自動起動することを確認すること等によりことを確認した。</p> <p>c. 該当なし</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、代替電源設備である緊急時対策所用発電機の起動等を行う手順であり、「第 1.18.2.4-3 図 常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該の確認手順操作について、この手順では、災害対策要員 1 名により、3 分以内で実施する。</p> <p>c. 当該操作は起動手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、緊急時対策所内における作業であり、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】緊急時対策所可搬型代替低圧電源車による給電手順

確認事項	確認結果（東海第二）
1) 対策と設備	当該手順では、常用電源設備からの受電が喪失し、自動起動する緊急時対策所用発電機が故障等により起動しない場合又は停止した場合に、緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車を配備することにより、緊急時対策所に給電するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 常用電源設備からの受電が喪失し、自動起動する緊急時対策所用発電機が故障等により起動しない場合又は停止した場合に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、常用電源設備からの受電が喪失し、自動起動する緊急時対策所用発電機が故障等により起動しない場合又は停止した場合に着手する手順であり、「第 1.18.2.4-7 図 緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電手順のタイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による、緊急時対策所に給電を重大事故等対応要員 6 名で行い、一連の操作完了まで 140 分以内で可能である。円滑に作業ができるように、アクセスルートを確認し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。</p>

表 2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
代替電源設備から給電する手順等	緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車	代替電源設備（緊急時対策所用発電機）から給電できない場合において、電源の容量は小さく、使用用途が換気設備、通信連絡設備等に限定されるものの、緊急時対策所用発電機の代替手段となり得る。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 19 及び設置許可基準規則第 6 2 条）

I	要求事項の整理	1. 19-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 19-3
1. 19. 1	対応手段と設備の選定	1. 19-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 19-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 19-4
1. 19. 2	重大事故等時の手順等	1. 19-6
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 19-6
a.	第 6 2 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 19-6
(2)	優先順位について	1. 19-7
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 19-8
1. 19. 2. 1	発電所内の通信連絡	1. 19-10
(1)	【技術的能力及び自主対策】発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	1. 19-10
(2)	【技術的能力】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等	1. 19-11
(3)	優先順位	1. 19-11
1. 19. 2. 2	発電所外（社内外）との通信連絡	1. 19-12
(1)	【技術的能力】発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	1. 19-12
(2)	【技術的能力及び自主対策】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	1. 19-13
(3)	優先順位	1. 19-13
1. 19. 2. 3	【技術的能力】代替電源設備から給電する手順等	1. 19-14

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、重大事故等発生時の通信連絡に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.19 通信連絡に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 19 通信連絡に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第 62 条>（通信連絡を行うために必要な設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>第 6 2 条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第 6 2 条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>第 6 2 条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第 6 2 条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

通信連絡に関する手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第62条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第62条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第62条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしていたことを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第62条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第62条等による要求事項に基づき、通信連絡を行うために必要な手段を選定しているが、その際に、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第62条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うとともに、通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための衛星電話設備、可搬型代替低圧電源設備、常設代替高圧電源装置、緊急時対策所用発電機等の設備及び手順等</p> <p>② 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）等の設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第62条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ ¹	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（【設備（措置）】※²）</p> <p>a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>第62条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>○代替電源設備から給電する手順等 衛星電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））、データ伝送設備へ代替電源から給電するための手順。</p>
【技術的能力】※ ³	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b）計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>	<p>○代替電源設備から給電する手順等 同上</p> <p>○発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等 ○発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等 これら4つの手順により、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有を行う。</p>

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第62条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 19

1.19.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 第62条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p>	<p>1) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.19.2.2以降に示す。</p> <p>○ 対策と設備</p> <p>第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、統合原子力防災ネットワークを接続する通信連絡設備、安全パラメータ 表示システム（SPDS）、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源装置、緊急時対策所用発電機を重大事故等対処設備として新たに整 備する。</p> <p>※ テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAXから構成。</p> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置 及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第 43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 発電所内</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡には携行型有線通話 装置を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備を、中央制御室と緊急時対策所との間の連絡には 衛星電話設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。これらのうち携行型有線通話装置に関する手順は、 使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、乾電池残量の確認、連絡等を実施することを確認した。</p> <p>b. 発電所外</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>連絡設備により、緊急時対策所と本社（東京）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施することを確認した。</p> <p>③作業環境等 手順における操作には、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な機能の、それぞれの対策について優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1. 19. 2. 1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 及び②</p> <p>申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である無線連絡設備（固定型）、送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしているとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.19.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p> <hr/> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 【技術的能力及び自主対策】 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等であり、また、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 にて求められている「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」に係る手順であって、そのための設備が、「第 1.19-1 表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡）」等に整理されていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所内の通信連絡を行うための設備（表 2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p> <p>※ 必要な情報を把握できる設備とは、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS データ表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）及びデータ伝送装置（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合には、発電所内の通信連絡の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合」をもって、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、災害対策要員が、中央制御室、緊急時対策所又は屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備を使用する手順並びにデータ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを転送し、パラメータの共有を行うための手順が示されていることを確認した。なお、SPDS のうちデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置については、常時伝送を行うため、通常操作は不要であり、SPDS データ表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、衛星電話設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 操作にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備等については、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。また、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とすることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

確認結果（東海第二）
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b) にて求められている「重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-1 表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対象設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡）」等に整理され、そのうち、衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
<p>当該手順は、通信設備（発電所内）を用いて、特に重要なパラメータを計測結果を発電所内の必要な場所で共有するための手順である。特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合には、<u>その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡には携行型有線通話装置を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備を、中央制御室と緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。また、災害対策要員が、中央制御室、屋内外の現場及び緊急時対策所で使用し、相互に通信連絡を行うことを確認した。</p> <p>なお、<u>携行型有線通話装置に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、乾電池残量の確認、連絡等を実施するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>また、操作手順等については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備し、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時の、対応手段について、以下の方針で実施することを確認した。なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行うとしていることを確認した。</p> <p>「重大事故等時の対応手段」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・災害対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。 ・自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を使用する。 ・緊急時対策所の災害対策要員は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 【技術的能力】発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 にて求められている「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」等に整理され、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備*等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所内の通信連絡を行うための設備（表 2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p> <p>※ データ伝送設備とは、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合、当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合」をもって、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順では、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体））及びデータ伝送設備を使用する手順であり、そのための、衛星電話等の各種通信機器の操作方法等、必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に際して、特段の監視項目及び監視計器を要しないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備等については、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。</p>

(2) 【技術的能力及び自主対策】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

確認結果（東海第二）
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所（発電所外）での共有のため、通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b) にて求められている「重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」等に整理され、うち、通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、テレビ会議システム、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を重大事故等対処設備として新たに整備し、緊急時対策所と本社との連絡にはテレビ会議システム、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所外の通信連絡を行うための設備（表 2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p>
<p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、緊急時対策所と本社（東京）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、操作手順等については、「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備すること、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時の、対応手段について、以下の方針で実施することを確認した。なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行うとしていることを確認した。</p> <p>「重大事故等時の対応手段」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所の災害対策要員が本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）及びテレビ会議システム（社内）を優先して使用する。 ・ 自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を使用する。地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FAX）を使用する。

1.19.2.3 【技術的能力】代替電源設備から給電する手順等

確認結果（東海第二）
<p>衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電するための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 a)にて求められている「代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電に必要な手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、うち、衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車及び緊急時対策所用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p>
<p>当該手順は、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電するものであり、給電の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備していることを確認した。</p> <p>衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は、充電電池又は乾電池を使用する。充電電池を用いるものについては、ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とすることを確認した。</p>

表 2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
発電所内外の通信連絡	無線連絡設備（固定型）、送受話器（ページング）、	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡設備の代替手段となり得る。
	電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入 FAX）、	
	テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））	

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1）

重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

このため、規制委員会は、①手順書の整備、②体制の整備、③設備及び資機材の配備について以下の要求事項に基づき確認を行った。

I 要求事項

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

II 要求事項の解釈

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第 1 号から第 5 号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第 1 号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
 1. 14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記 3 の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2. 1. 1 手順書の整備	2. 1-3
(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮	2. 1-3
(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮	2. 1-6
(3) 手順書の整備及びその対応操作	2. 1-7
a. 手順書の適用条件と判断フロー	2. 1-7
b. 5つの活動を行うために必要な手順書	2. 1-13
c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について	2. 1-22
2. 1. 2 体制の整備	2. 1-23
(1) 教育及び訓練の実施	2. 1-23
a. 体制	2. 1-26
b. 対応拠点	2. 1-31
c. 外部支援	2. 1-31
2. 1. 3 設備・資機材の整備	2. 1-33
(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備	2. 1-33
(2) 資機材の配備	2. 1-37

2. 1. 1 手順書の整備

(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害の発生を想定することを確認する。</p> <p>① 大規模な自然災害による大規模損壊の想定に当たって、国内外の基準等で示されている自然現象を参考に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を網羅的に抽出していることを確認。</p>	<p>①大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、東海第二発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般的に発生し得る事象に加え、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に抽出・整理し、55事象を抽出することを確認した。</p> <p>自然現象55事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として、地震、津波、地震と津波の重畳、竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災及び隕石の10事象を選定することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセス及び選定結果が示されている。 (参照：補足説明資料 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて) (参照：補足説明資料 添付資料2.1.8 自然現象の重畳に対する事故シーケンスの抽出)</p>
<p>② ①で網羅的に抽出した自然現象について、設計基準を超えるような規模の想定し、大規模損壊へ至る可能性を検討した上で、その検討結果を踏まえ大規模な自然災害を特定し、これを考慮した手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>②手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を考慮する」としていることを確認した。</p> <p>①で網羅的に抽出した10事象について、基準地震動、基準津波等の設計基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理していることを以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地に遡上する津波（防潮堤位置においてT.P. +24m）を上回る高さの津波を想定する。 <p>【地震と津波の重畳】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震は予兆なく発生し、津波は地震発生後に時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最大風速100m/sを超える規模の竜巻を想定する。 <p>【凍結】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地付近で観測された最低気温-12.7℃を下回る規模を想定する。 <p>【積雪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建築基準法で定められた敷地付近の設計基準積雪量30cmを超える規模の積雪を想定する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>【落雷】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準雷撃電流（400kA）を超える雷サージの影響を想定する。 <p>【火山の影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物（火山灰）の設計基準堆積厚さ（50cm）を超える規模を想定する。 <p>【森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防火帯を超えて延焼するような規模を想定する。 <p>【隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、行えないものと想定する。
	<p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害については、地震及び津波の2事象を代表として整理していることを確認した。また、地震及び津波の重畳を大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象として特定していることを確認した。なお、大規模損壊の発生させる可能性を検討するにあたっては、イベントツリーにより、事象の進展を考慮していることを確認した。具体的な整理結果は、「第2.1.2 図 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（1/3）」、「第2.1.2 図 大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（2/3）」、「第2.1.2 図 大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（3/3）」において確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開閉所設備の碍子、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・非常用海水ポンプの損傷により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・直流電源設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCA又は格納容器バイパスが発生し、ECCS注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・非常用海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下非常用ディーゼル発電機等）という。）の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内への津波の浸水に伴う直流125V 主母線盤の損傷により、非常用交流電源の制御機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・津波による冠水により、モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等により、アクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【地震と津波の重畳】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生するものと想定する。 ・津波の事前の予測については、発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し、建屋内浸水が発生することを想定する。 ・地震と津波の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。
	<p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象又は安全性に大きな影響を与える可能性のある2事象（地震、津波）以外の竜巻及び隕石については、他の事象のシナリオに代表させることができることを確認した。事業者の整理は以下のとおり。</p> <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最も過酷なケースは全交流動力電源喪失に加え代替電源が喪失する場合となるが、地震及び津波のシナリオに代表させることができる。 <p>【隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。 ・発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。 ・隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。
<p>③ 個別プラントの確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった事故シーケンス等により大規模損壊に至る可能性も考慮し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>③ <u>手順書の策定に際しては、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスなどを考慮する</u>としていることを確認した。</p> <p>確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故等、大規模損壊への対応を含む手順書として、整備していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応に関する対応の考え方が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2.1.9 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について）</p> <p>有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスは以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震レベル1PRAにより抽出した事故シーケンスには、Excessive LOCA、計装・制御系喪失、格納容器バイパス、原子炉圧力容器損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、交流電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また、地震と重畳し得る内部事象レベル1.5PRAにより、炉心

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には、これらの事故シーケンス、あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、ケーススタディとして、大規模な地震でLOCAが発生し、炉心損傷に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>【津波】</p> <p>・津波レベル1PRAにより抽出した事故シーケンスとして、防潮堤損傷がある。また、津波と重畳し得る内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シーケンス、あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、敷地に遡上する津波を超える規模の津波により、原子炉建屋付属棟及びタービン建屋の一部が冠水する前提において、ケーススタディとして、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>【地震と津波との重畳】</p> <p>・地震と津波との重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして、全交流動力電源喪失、直流電源喪失、Excessive LOCA、計測・制御系喪失等の重畳が想定される。ケーススタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p>
<p>④ ②で整理した発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性が低い自然災害についても発生を想定し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>④選定した自然災害10事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準を超えるような規模を想定し、<u>手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に影響を考慮する</u>としていることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波、地震及び津波を代表として整理するとしている。また、当該事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはないと考え、仮に大規模損壊に至ったとしても、これらの事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応ができることを確認した。</p>

(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生を想定することを確認。</p> <p>①故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生などを想定していることを確認。</p>	<p>①<u>手順書の策定に際しては、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生などを考慮する</u>とし、故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定していることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、テロの想定に関する情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

（3） 手順書の整備及びその対応操作

a. 手順書の適用条件と判断フロー

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>重大事故等発生時で整備する設備を手順等に加えて、共通要因で同時に機能喪失することのないよう可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 手順書の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等の重大事故等の発生に加えて、大規模損壊の発生時の複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び大規模損壊対応の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は広範囲で不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対応設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手ものとしてa. 及びb. のとおり整備するとしていることを確認した。</p> <p>大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、非常時運転手順書及び重大事故等対策要領（重大事故編）に加え、重大事故等対策要領（大規模損壊編）で対応可能なよう配慮することを確認した。</p> <p>また、災害対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予測して先行的に準備を行うことを確認した。災害対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負うことを確認した。</p> <p>a. 災害対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設に対する支援が重要となるため、発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順を整備する。</p> <p>具体的には、発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート（以下「チェックシート」という。）」並びに対応操作</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>の優先順位付け及び対策決定の判断をするための発電所対策本部で使用する対応フローを整備する。</p> <p>補足説明資料において、チェックシートが初動対応フロー中の各ステップに基づき構成されていることが示されている。また、確認状態を、「使用可能」、「使用不可」、「不明」等の選択肢に印を付ける構造とするとともに、チェック者が迅速かつ容易に被害状況を記入できるような確認内容であることが示されている。</p>
	<p>b. 発電用原子炉施設の被害状況を把握した結果、これに対する対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。</p> <p>対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に災害対策本部長が行うことを確認した。</p> <p>災害対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき戦略を決定する。</p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方は以下のとおり。なお、活動に当たっては、災害対策要員の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水する。炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。 ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していく。</p>
	<p>大規模損壊への対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とすることを確認した。</p> <p><炉心の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p><原子炉格納容器の破損を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 <p><使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水等 <p><放射性物質の放出を低減するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 <p><大規模な火災が発生した場合における消火活動></p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火活動 <p><その他の対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>・人命救助</p> <p>補足説明資料において、初期対応の概要、災害対策本部で使用する対応フロー及びプラント状態確認チェックシートが示されている。 発電所全体の被災状況及びプラント状態を把握し、把握した状況等から必要な個別操作へ展開がされるフローになっていることが示されている。さらに、個別操作を実施できない場合の判断の考え方が示されている。 なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.10 大規模損壊発生時の対応）</p>
<p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p>【解釈】 b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系（SLCS）、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>① 故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 大規模損壊の発生を想定し、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>① 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。</p> <p>② 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合は、状況把握がある程度可能な場合を含め、以下の対応を考慮して手順を整備する。</p> <p>a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。</p> <p>b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、安全機能等の状況把握を行い、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。</p> <p>大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、以下のとおり各項目を優先実施事項とすることを確認した。</p> <p><炉心の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p><原子炉格納容器の破損を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 <p>＜放射性物質の放出を低減するための対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・ 放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 <p>＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 消火活動 <p>＜その他の対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員の安全確保 ・ 対応に必要なアクセスルートの確保 ・ 電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・ 人命救助 <p>発電用原子炉施設の被災状況を把握するためのチェックシートを用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の優先順位付け対策決定を行うための対応フローに基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定することを確認した。</p> <p>（個別戦略）</p> <p>適切な個別戦略を速やかに選択できるように、当該フローに個別戦略への移行基準を明確化することを確認した。個別戦略実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備等の使用可否については、大規模損壊時に対応するチェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断することを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合の優先順位は、「第2.1.3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー（プラント状況把握が困難な場合）」において示されていることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合の優先順位は、発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定し、その目標設定に基づき、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、個別戦略を実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別戦略が以下の10個であることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルート確保戦略 ・ 消火戦略 ・ 原子炉停止戦略 ・ 原子炉注水戦略 ・ 水素爆発防止戦略 ・ 格納容器除熱戦略 ・ 使用済み燃料プール注水戦略 ・ 使用済み燃料プール除熱戦略 ・ 放射性物質拡散抑制戦略 ・ 電源確保戦略 <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について）</p>
<p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p>
<p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な大規模損壊対応を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、発電所における緊急事態の発令に至る事象が発生した場合は、運転員が使用する非常時運転手順書、重大事故等対策要領（重大事故編）、重大事故等対策要領（大規模損壊編）等に基づいて対応操作することを基本とすることを確認した。</p> <p>重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備することを確認した。</p> <p>② 適切な個別操作を速やかに選択できるよう重大事故等対策で整備する手順書に基づいて対応操作を行うことを基本とすること及び対応操作の優先順位付け対策決定を行うための対応フローに個別操作への移行するための手順書相互間の移行基準を明確にしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。</p>	<p>①中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。 なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(i) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 大規模損壊を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>大規模損壊は事前に予兆を確認することができないため該当なし。</p>

b. 5つの活動を行うために必要な手順書

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 重大事故等防止技術的能力基準 2. 1項の一から五までの活動に関する緩和等の措置を講じるための手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等防止技術的能力基準 2. 1項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>一から五までの5つの活動を行うための手順書は以下の手順等で構成されている確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 ・ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 ・ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 ・ 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 ・ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 <p>また、5つの手順等の内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 ・ また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。 ・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 ・ 地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルートを確保する。 <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による発電用原子炉の冷却を試みる。

【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や熔融炉心と原子炉格納容器パウダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水を行う。
- ・ 原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素及び酸素の濃度を抑制する。また、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに酸素濃度が上昇する場合には、格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

【使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】

- ・ 使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール水位・温度、使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。
- ・ 使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・ 原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】

- ・ 原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・ その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・ 放水することで放射性物質を含む汚染水が一般排水路を通過して雨水排水路集水枡又は放水路から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。

<p>② ①で整備する方針の手順書について、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順等を活用しているものが明確であることを確認。</p>	<p>② 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等（共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等）を追加して整備することを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 <p>【使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等
---	--

	<p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <p>以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
	<p>技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順を活用するものについては以下のとおりであることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊に特化した設備及び手順の整備について、具体的な対応例は第2.1.18表において示されており、重大事故等対策で整備する手順を使用して対応が可能であることを確認した。</p> <p>【1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。</p> <p>大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時における原子炉を冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 ・ 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。 ・ 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。 <p>また、「第2.1.5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。</p>

大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能）が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なし A、G、S 及び V））の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能（自動減圧機能なし A、G、S 及び V））を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ポンペに切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を確保する。

また、「第 2.1.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統 1 系統以上が起動し、注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、「第 2.1.7 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備す

るとしていることを確認した。

大規模損壊時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により、補機冷却用の海水を供給する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、「第 2.1.8 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。

また、「第 2.1.9 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、「第 2.1.10 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

大規模損壊発生時においても熔融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可

搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の熔融炉心の冷却をするための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系及び復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延させる又は防止するため、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

また、「第 2.1.11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

また、「第 2.1.12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため、原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水

源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放又はブローアウトパネル閉止装置のパネル部を開放することにより、原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。

また、「第 2.1.13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、代替燃料プール注水系による注水を実施しても水位を維持できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

また、「第 2.1.14 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・ 放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、汚染水は一般排水路を通過して雨水排水路集水樹又は放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

また、「第 2.1.15 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等】

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要なとなる水の供給手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより各種注水／補給する場合、代替淡水貯槽の水が枯渇する前に西側淡水貯水設備等の水を可搬型代替注水中型ポンプ等により代替淡水貯槽に補給する。
- ・ 西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより各種注水／補給する場合、西側淡水貯水設備の水が枯渇する前に代替淡水貯槽等の水を可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備に補給する。

また、「第 2.1.16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

【1.14 電源の確保に関する手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 外部電源及び非常用所内電気設備による給電が見込めない場合、M/C 2Cを優先に、常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用M/Cを経由するため、代替所内電気設備への給電も同時に行われる）
- ・ 外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備によるパワーセンタ 2C及び2Dへの給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、パワーセンタ 2C及び2Dへ給電する。
- ・ 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）により直流電源を直流125V主母線盤 2A・2Bへ給電する。
- ・ 非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）から代替所内電気設備へ給電する。

また、「第 2.1.17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

③ ①について、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順等に加えて、③④大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考

<p>「2.1可搬型設備等による対応手順等」として多様性を持たせた手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ ①で整備する方針の手順書について、対応手段の優先順位の考え方が示されていることを確認する。</p>	<p>えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に 加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に 基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場に プラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加して整備することから、多様性を持たせた手 順等を整備することを確認した。</p> <p>環境への放射性物質の放出防止、抑制を最大の目的とし、各対策における優先実施事項を以下のとおりとしている。</p> <p><炉心の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p><原子炉格納容器の破損を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 <p><使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 <p><放射性物質の放出を低減するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 <p><大規模な火災が発生した場合における消火活動></p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火活動 <p><その他の対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助 <p>さらに、柔軟な対応を行うため上記の手順に加えて、以下の大規模損壊に特化した手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順 ・可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順 ・現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順
---	---

c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>①米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）を踏まえた大規模損壊に対する考慮事項及びそれに対する対応が参考として示されていることを確認する。</p>	<p>整備する手順について、米国における NEI ガイド（NEI06-12 及び NEI12-06）の考え方も参考としていることを確認した。また、本ガイドの要求内容に照らして東海第二発電所の対応状況を確認することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、本ガイドの前提条件と東海第二発電所における大規模損壊に関する考慮事項の概要が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.16 米国ガイド（NEI06-12 及び NEI12-06）で参考とした事項について）</p>

2. 1. 2 体制の整備

(1) 教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>重大事故等発生時の教育及び訓練（重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項）に加えて、必要となる大規模損壊時の教育及び訓練について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で教育及び訓練が網羅的に整備され、計画的に実施する方針としていることを確認する。</p> <p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 大規模損壊対応における手順について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>①重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>②大規模損壊対応に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定し、個別訓練を実施する方針であることを確認。</p> <p>④教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>確認結果（東海第二）</p> <p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>②③大規模損壊への対応のための運転員、協力会社社員を含む自衛消防隊及びその他の災害対策要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別の教育及び訓練を計画的に実施することについて、発電所災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年 1 回以上実施することが示されている。</p> <p>④大規模損壊への対応のための災害対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性を持って柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、期待する災害対策要員以外の災害対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図るとしていることを確認した。</p> <p>教育及び訓練の力量管理について、「第 2.1.19 表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について」に、対象者及び対象者に対して要求する力量が示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、災害対策要員等に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p>

	<p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p>（2）（1）により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、災害対策要員等に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>（1）重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</p> <p>② 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</p>	<p>①②大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、災害対策要員等に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p>（2）実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施していることを確認した。</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p>	

<p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知していることを確認した。</p> <p>「添付資料 1.0.9 東海第二発電所重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について」において、プラント設備への習熟のための保守点検活動についての方針が示されている。</p> <p>（参照： 7. 実務経験によるプラント設備への習熟）</p>
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、災害対策要員等に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>①②大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行うとしていることを確認した。</p>

(2) 体制の整備

a. 体制

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>重大事故等発生時の体制（重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項）を基本としつつ、中央制御室や要員の損耗等によって体制が部分的に機能しない場合においても、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】</p> <p>3 体制の整備は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して大規模損壊対応を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 大規模損壊時の体制については、通常の災害対策本部の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。災害対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備していることを確認した。</p> <p>② 大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>具体的には重大事故等発生時の体制（重大事故等防止技術的能力 1. 0 項）において、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応及び復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行うことを確認した。</p> <p>③ 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とすることを確認した。</p> <p>通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。</p> <p>大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、災害対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、災害対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

<p>④ 中央制御室が機能しない場合を想定して対応できる体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>④大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても対応できる体制とすることを確認した。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（当直（運転員）を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し、重大事故等対応要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とすることを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>① 実施組織として、運転員等により構成される大規模損壊対応を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>①②大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p>
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】 c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>① 複数号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して対応できる方針であることを確認する。複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合には、指揮者1人で調整できる号炉数を考慮して体制を整備すること。</p> <p>② 複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。特に、消火担当区域を分ける場合には、それぞれの区域で独立して消火活動ができる体制であることを確認する。</p>	<p>①東海発電所の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p> <p>②重大事故等対策で整備する複数号炉の同時被災への対応と同様の方針であることを確認した。</p>

<p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「6. 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>①②③災害対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、東海発電所の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>② 夜間及び休日を含めて大規模損壊対応に必要な要員を確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 必要な要員は、同時に被災しないよう分散して配置する方針であることを確認。</p> <p>④ 必要な要員が、建物の崩壊により被災する場合、発電所構内に勤務している要員を活用する等の対応をとる方針であることを確認する。</p>	<p>①災害対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、東海発電所の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p> <p>②夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、本発電所内に、災害対策要員（初動）として、運転員 7 名、自衛消防隊 11 名及びその他の災害対策要員 21 名の合計 39 名を常時確保することを確認した。</p> <p>③夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における災害対策要員（初動）は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても対応できるよう分散して待機することを確認した。</p> <p>④建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に常駐している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができ体制とすることを確認した。</p>

<p>⑤ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>⑥ 必要な要員の召集に時間を要する場合も想定し、大規模損壊対応を行える体制であることを確認する。</p> <p>⑦ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑧ 大規模損壊対応の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>⑤大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>⑥大規模損壊発生時において、発電所構内に常時確保する要員 39 名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員の参集に時間を要する場合も想定し、災害対策要員（初動）により当面の間は事故対応を行うことができる体制とすることを確認した。</p> <p>当面の間は事故対応を行えるとは、発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする人数未満で対応できることであることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊発生時において、緊急時対策要員として参集が期待される社員寮及び社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し、発電所へ参集することを確認した。</p> <p>⑦大規模損壊では、新型インフルエンザ等は考慮しないため、該当なし。</p> <p>⑧大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p>
<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応実施組織及び支援組織について、上記 b) 及び d) 項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>①大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p>
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p>	

<p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p> <p>②地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とすることを確認した。 例えば、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。</p>
<p>8. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び大規模損壊対応の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認。</p> <p>② 発電所の実施組織がプレス対応に追われることなく、事故対応に専念できる体制となっていることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>②大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p>
<p>9. プルーム放出時における対応について</p> <p>① プルーム放出時について、最低限必要な要員を確保し、プルーム通過後に活動を再開する体制を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①プルーム放出時は、最低限必要な災害対策要員は緊急時対策所、中央制御室待避室及び第二弁操作室に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の災害対策要員は、本発電所構外へ一時避難し、その後、発電所対策本部本部の指示に基づき本発電所へ再参集することを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

b. 対応拠点

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>10. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 拠点が機能喪失する場合を想定し、代替可能なスペースも状況に応じて活用する方針であることを確認。</p> <p>③ 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>②大規模損壊が発生した場合において、運転員及び災害対策要員のうち災害対策本部において対処する要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外に代替可能なスペースも状況に応じて活用することを確認した。</p> <p>③大規模損壊発生時の対応において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。</p> <p>④重大事故等対策で整備する設備等と同様の方針であることを確認した。</p>

c. 外部支援

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>11. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>① 発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備することを確認した。上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>②重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p>

<p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p>	<p>③重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援を受けられるよう体制を整備することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>12. 外部支援の体制</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。 また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。 さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>①重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>②協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p>

2. 1. 3 設備・資機材の整備

(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 可搬型重大事故等対処設備の配備の方針</p> <p>可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失しないことがない場所に保管することを確認。</p>	<p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、a. 及び b. の事項を考慮して整備することを確認した。</p>
<p>可搬型</p> <p>（重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	
<p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p>	<p>①②③</p> <p>a. 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管することを確認した。</p> <p>具体的な外部事象は以下のとおり。</p>
<p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p>	<p>（地震）</p> <p>基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、基準地震動を超える地震動に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p>
<p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機</p>	<p>（津波）</p> <p>敷地に遡上する津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p> <p>④ 複数の可搬型重大事故等対処設備が大規模な自然災害（竜巻）及び大型航空機の衝突その他テロリズムの共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に確保することを確認。</p>	<p>補足説明資料において、基準津波を超える津波に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2. 1. 17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>（竜巻） 補足説明資料において、大規模竜巻に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2. 1. 17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>（大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響） 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋等から 100m 以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備することを確認した。 補足説明資料において、故意による大型航空機の衝突に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2. 1. 17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>④ b. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置することを確認した。</p>
<p>2. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。 （※）確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p>	<p>（※）申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>①可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管し、大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、対応に必要なアクセスルートの確保を優先実施項目の一つとしていることを確認した。 補足説明資料において、恒設設備への接続箇所を複数設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。また、各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2. 1. 17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機による衝突を考慮するとしていることを確認する。</p>	<p>②補足説明資料において、複数のアクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害（地震、津波、竜巻）、大型航空機による衝突を考慮していることが示されている。 具体的には以下のとおり。</p> <p>（地震）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・恒設ラインへの接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 <p>（津波）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 <p>（竜巻）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 <p>（大型航空機による衝突）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 （参照：補足説明資料 添付資料2. 1. 17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p>
<p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>③重大事故等対策におけるアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>④ 大規模損壊が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>④重大事故等対策におけるアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>⑤ ④の資機材は、大規模損壊による影響を受けにくい場所に保管することを確認する。</p>	<p>⑤大規模な自然災害（地震、津波、竜巻）、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管することを確認した。 なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(1) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>④ アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行うとしていることを確認した。</p> <p>大規模損壊時は重大事故等に比べてその被害範囲が広範囲で不確定なものであり、重大事故等のように損傷箇所がある程度限定された想定に基づく事故対応とは異なる。そのため、発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに、得られた情報及び残存する資源等の活用により、効果的な対応を速やか、かつ臨機応変に選択し実行するとしていることを確認した。</p> <p>②具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>④具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>(2) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、大規模損壊対応時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（火災、放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>①重大事故等対策の屋内アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、対応に必要なアクセスルートの確保を優先実施項目の一つとしていることを確認した。</p> <p>②具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

（２） 資機材の配備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 資機材の配備</p> <p>資機材について、重大事故等発生時に整備する資機材を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生を想定して必要となる追加的な資機材を配備することを確認する。</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>②有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器。）を確保する方針であることを確認する。予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器、高線量の環境下を想定した防護服等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p> <p>④高線量の環境下において対応を行うために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤大規模な火災発生時に消火活動を実施するために必要な資機材を配備する方針であることを確認。</p>	<p>①大規模損壊では、重要安全施設等の取替えは行わないため該当なし。</p> <p>②重大事故等対策における資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③重大事故等対策における資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応を行うために着用するマスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備することを確認した。補足説明資料において、照明機器等の資機材の確保、着用する全面マスク、タイベック、線量計の保管場所及び保管数量が示されている。また、保管場所及び保管数量は、大規模損壊発生時における対応を考慮しても、対応要員数等から重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項で整備する保管場所及び保管数量で対応可能であることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材）</p> <p>⑤地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲等を配備することを確認した。 補足説明資料において、着用する防護具、泡消火薬剤の保管場所が示されている。また、保管場所は、大規模損壊発生時における対応を考</p>

<p>⑥通常の通信手段が使用不可能な場合を想定し、指揮者と現場間、発電所外との連絡に必要な通信連絡設備を複数配備する方針であることを確認。</p> <p>⑦消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置を配備する方針であることを確認。</p>	<p>慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する保管場所に対応可能であることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材） なお、泡消火薬剤等の保管数量等の具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>⑥大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備することを確認した。 大規模損壊発生時の対応において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不可能な場合を想定した通信連絡設備として、無線連絡設備、携行型有線通話装置、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。 補足説明資料において、通信連絡設備の確保について示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について）</p> <p>⑦指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不可能な場合を想定した通信連絡設備として、無線連絡設備、携行型有線通話装置、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。 補足説明資料において、通信連絡設備の確保について示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について）</p>
<p>（ii）予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>①予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p> <p>②予備品等を、大型航空機の衝突による影響を受けないう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔した場所に位置的分散を考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>①重大事故等対策における予備品等の保管場所と同様の方針であることを確認した。 補足説明資料において、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材は、重大事故等対策で整備する設備及び資機材に対応可能であることを確認した。 （参照：補足説明資料 重大事故等防止技術的能力1.0項 添付資料1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について）</p> <p>②大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟（中央制御室含む。）から100m以上離隔をとった場所に配備することを確認した。 補足説明資料において、以下のとおり分散して保管することが示されている。 ・耐熱服は、中央制御室及び監視所。 ・防護具、放射線管理用資機材等は、中央制御室及び緊急時対策所建屋。</p>

<p>(3) 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>①設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策における予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保と同様の方針であることを確認した。</p>
---	---

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対処設備（第43条））

設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

重大事故等対処設備（第43条）

1.1 多様性及び独立性、位置的分散.....	43-2
a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）.....	43-2
b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）.....	43-4
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）.....	43-6
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）.....	43-7
e. 保管場所（第43条第3項第5号）.....	43-9
1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）.....	43-11
2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）.....	43-12
3. 環境条件等.....	43-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）.....	43-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）.....	43-20
4. 操作性及び試験・検査性について.....	43-22
(1) 操作性の確保.....	43-22
a. 操作性（第43条第1項第2号）.....	43-22
b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）.....	43-23
c. 確実な接続（第43条第3項第2号）.....	43-23
d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）.....	43-24
(2) 試験又は検査（第43条第1項第3号）.....	43-26

補足説明資料（共-2 類型化区分及び適合内容）へ想定する考慮事項に対する詳細な設計方針が示されている。

1.1 多様性及び独立性、位置的分散

設置許可基準規則第43条第2項3号は、重大事故等対処設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項7号は、重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している（a. 設計基準事故対処設備との多様性）（b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性）。

設置許可基準規則第43条第2項2号は、常設重大事故等対処設備に対して、二以上の発電用原子炉施設において原則、共用するものでないことを要求している（c. 共用の禁止）。

設置許可基準規則第43条第3項3号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、常設設備と接続するものについては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けることを要求している（d. 複数の接続口）。

設置許可基準規則第43条第3項5号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを要求している（e. 保管場所）。

a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>常設 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>（第43条解釈） 4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第3号））</p> <p>①常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。</p> <p>外部人為事象とは、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものであることを確認した。</p>
<p>① 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第2項第3号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。</p>	<p>①常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。</p> <p>外部人為事象とは、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものであることを確認した。</p>

<p>② 「設計基準事故対処設備等との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件（設置場所や外部の自然条件等）及び動作原理を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>共通要因の選定に関する具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>共通要因としては、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（外部人為事象）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として地震、津波（基準津波を超え敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。</p> <p>自然現象の組合せについては、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。主要な重大事故等対処施設である原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋付属棟、緊急時対策所建屋、常設代替高圧電源装置置場、格納容器圧力逃がし装置格納槽、常設低圧代替注水系ポンプ室、緊急用海水ポンプピット、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）、常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）、常設代替高圧電源装置用カルバート（カルバート部）、格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート、常設低圧代替注水系配管カルバート、緊急用海水系配管カルバート（以下「建屋等」という。）については、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1)多様性、位置的分散></p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-1)常設重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.1(1)多様性、位置的分散></p> <p><添八：1.1.7.1(1)a. 常設重大事故等対処設備></p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る</p>
--	--

	<p>設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。</p> <p>常設重大事故防止設備は、「1.9 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する。</p> <p>常設重大事故防止設備は、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）及び火災に対して、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>なお、洪水及びダム崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-1)常設重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.1(1)a. 常設重大事故等対処設備></p>
--	--

b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備） 第四十三条</p>	

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

（第43条解釈）

4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。

b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第7号））

① 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

共通要因の選定に関する具体的な確認結果は、「a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第3号）） ①」と同じである。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1) 多様性、位置的分散>

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備>

<添八：1. 1. 7. 1(1) 多様性、位置的分散>

<添八：1. 1. 7. 1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備>

② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1. 1. 7. 3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件を考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 9 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する建屋内に保管する。

屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により

① 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。

② 「設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件及び動作原理並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。

	<p>生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。</p> <p>地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.4.3 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する耐津波設計」を考慮した設計とする。</p> <p>火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。</p> <p>地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p>高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、影響を受けない敷地高さに保管する。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空の機衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>なお、洪水及びダム崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。また、外部人為事象のうちダム崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備></p>
--	--

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
常設	

<p>（重大事故等対処設備） 第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 ニ 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	
<p>① 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないことを確認。</p> <p>② 二以上の発電用原子炉施設と共用する場合、発電用原子炉施設の安全性が向上する理由及び同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>c. 共用の禁止（共用の禁止（第43条第2項第2号））</p> <p>① 常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であつて、更に本発電所内及び東海発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。 <本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-3) 共用の禁止> <添八：1.1.7.1(3) 共用の禁止></p> <p>② 共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、東海発電所内の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、東海発電所及び東海第二発電所内の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。 <本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-3) 共用の禁止> <添八：1.1.7.1(3) 共用の禁止></p>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備） 第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は</p>	

電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(第43条解釈)

6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。

- ① 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けていることを確認。
- ② 複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けていることを確認。
- ③ 「複数の接続口」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する共通要因として、接続口及び接続する設備の使用環境条件並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。

d. 複数の接続口（可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第四十三条 第3項 第3号））

① 可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因（敷地に遡上する津波を含む。）によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面等の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置することを確認した。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-3)可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口>

<添八：1.1.7.1(1)c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口>

②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。

重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対しては、環境条件を考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は、「1.9 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上の建屋内又は建屋等壁面に複数箇所設置する。

地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）及び火災に対しては、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」、「1.4.3 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する耐津波設計」及び「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。

溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、接続口は、建屋等内及び建屋等壁面の適切に離隔した隣接しない位置に複数箇所設置する。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は、影響を受けない位置に設置する。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設け

	<p>る設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの系統に必要な容量を同時に供給できる設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-3)可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口></p> <p><添八：1.1.7.1(1)c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口></p>
--	--

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈） 7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	<p>e. 保管場所（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第5号））</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建屋等から100m以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備からも100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管することを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備></p> <p>補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 1.0 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート）において詳細な保管場所等が示されている。</p> <p>②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p>
<p>① 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p>	
<p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮するこ</p>	

と。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。

- ③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。例えばそれぞれの必要な容量を考慮して、同じ機能を有する可搬型重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管するよう設計方針が整理されていることを確認。

保管場所として環境条件による影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されている。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。

地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.9 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上に設置する建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は、必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない複数の保管場所に分散して保管する設計とする。

地震及び津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.4.3 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する耐津波設計」を考慮した設計とする。

火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。

地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、常設代替高圧電源装置置場、常設低圧代替注水系ポンプ室、格納容器圧力逃がし装置格納槽、緊急用海水ポンプピット、海水ポンプエリアから100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備>

<添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備>

補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 1.0 添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート）において詳細な保管場所等が示されている。

1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

設置許可基準規則第43条第1項5号は、重大事故等対処設備に対して、工場内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないことを要求している。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>常設及び可搬型</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>① 工場等内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む）に対して悪影響を及ぼさないものであることを確認。</p> <p>② 「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含まれていることを確認。</p> <p>③ 「悪影響防止」に対する設計の妥当性を確認するため、他設備へ悪影響を与える要因として、設備の使用環境条件及び故障・損壊時による影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>1.2. 悪影響防止（悪影響防止（第四十三条 第1項 第5号））</p> <p>①②重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対処施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-2) 悪影響防止></p> <p><添八：1.1.7.1(2) 悪影響防止></p> <p>③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-2) 悪影響防止></p> <p><添八：1.1.7.1(2) 悪影響防止></p>

2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

設置許可基準規則第43条第2項1号は、常設重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有することを要求している。

加えて、設置許可基準規則第43条第3項1号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有することを要求している。

補足説明資料（共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について）に想定する考慮事項に対する容量が示されている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<div data-bbox="142 485 1210 932" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>常設 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> </div> <p>① 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであることを確認（設計基準事故対象設備と同じ場合は、同仕様で十分確保できること等）。</p> <p>② 「常設重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量を満たす設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>2. 容量等（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第1号））</p> <p>①常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすることを確認した。重大事故等の収束は、これらのシステムの組み合わせにより達成することを確認した。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値等とすることを確認した。</p> <p>具体的な設計方針は、②において確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-1) 常設重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.2(1) 常設重大事故等対処設備></p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、システムの目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-1) 常設重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.2(1) 常設重大事故等対処設備></p>

<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。</p> <p>(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。</p> <p>(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p>	
<p>① 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであることを確認。</p> <p>② 原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものにあつては、必要な容量を賄うことが</p>	<p>2. 容量（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第1号））</p> <p>① <u>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>重大事故等の収束は、これらのシステムの組み合わせにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、必要となるポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量及び計測器の計装範囲等とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.2(2) 可搬型重大事故等対処設備></p> <p>②③④具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p>

<p>できる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上持つことを確認。さらに、「故障時のバックアップ」及び「保守点検による待機除外時のバックアップ」を工場等全体で確保することを確認。</p> <p>③ 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つことを確認。</p> <p>④ 「可搬型重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量（個数を含む）を満たす設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）、逃がし安全弁用可搬型蓄電池等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、予備を確保する。</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備></p> <p><添八：1.1.7.2(2) 可搬型重大事故等対処設備></p>
--	---

3. 環境条件等

設置許可基準規則第43条第1項1号は、重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等が発生した場合における使用条件において、操作が可能な設計することを要求している（a. 環境条件及び荷重条件）。
 設置許可基準規則第43条第1項6号は、重大事故等対処設備に対して、操作等に係る現場の作業環境を要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項4号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、設置場所への据え付け及び常設設備との接続を考慮することを要求している。（b. 現場の作業環境）。

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p data-bbox="124 527 1228 842"> 常設及び可搬型 （重大事故等対処設備） 第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。 </p> <p data-bbox="124 890 1228 1016">① 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認。</p> <p data-bbox="124 1295 1228 1463">② 「重大事故等時の環境条件及び荷重条件」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する環境要因として、設備の使用・保管場所に応じて設備の性能に影響を与える可能性のある要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1228 848 2798 884">a. 環境条件及び荷重条件（環境条件（第四十三条 第1項 第1号））</p> <p data-bbox="1228 890 2798 1058"> ①重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。なお、事故シーケンスグループ「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を追加したことを踏まえ、基準津波を超え敷地に遡上する津波についても考慮した設計とすることを確認した。 </p> <p data-bbox="1228 1064 2798 1100"><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-1) 環境条件></p> <p data-bbox="1228 1106 2798 1142"><本文：口. (2) (iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計></p> <p data-bbox="1228 1148 2798 1184"><添八：1. 1. 7. 3(1) 環境条件></p> <p data-bbox="1228 1190 2798 1226"><添八：1. 4. 3 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する耐津波設計></p> <p data-bbox="1228 1295 2798 1871"> ②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。 重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。 自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮する。 これらの事象のうち、重大事故等における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪及び火山の影響を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。 </p>

自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また、地震における荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

原子炉建屋付属棟内（中央制御室を含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高圧電源装置置場（地下階）内、格納容器圧力逃がし装置格納槽内、常設低圧代替注水系格納槽内、緊急用海水ポンプピット内及び立抗内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び常設代替高圧電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、積雪及び火山の影響による荷重を考慮して機能を損なわない設計とするとともに、風（台風）及び竜巻による風荷重に対しては、風荷重を考慮すること又は位置的分散を考慮した設置若しくは保管により、機能を損なわない設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。

これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

地震による荷重を含む耐震設計については「1.3.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、津波（敷地に遡上する津波を含む。）による荷重を含む耐津波設計については、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」に、火災防護については、「1.5.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

<本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-3-1) 環境条件>

<添八：1.1.7.3(1) 環境条件>

東海第二では、「想定される重大事故等」として、敷地に遡上する津波を起因とする事故シーケンスグループである「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を想定していることから、重大事故等対処設備に対する敷地に遡上する津波を考慮した設計方針を以下のとおり確認した。

申請者は、耐津波設計方針の検討に当たっては、第5条及び第40条並びに解釈別記3及び津波ガイド（以下本節において「第5条等」という。）を準用するとした。これに対し規制委員会は、第5条等は基準津波を前提とした規定であり、敷地に遡上する津波に対し、どのように準用するのか考え方を提示するよう求めた。

申請者は、第5条等には、基準津波に対する津波防護方針、施設及び設備の設計並びに評価の方針等の観点で網羅的に定められていることから、敷地に遡上する津波に対する耐津波設計方針を検討する上で、第5条等を準用するとの考え方を示した。

具体的には、敷地に遡上する津波を考慮した新たな流入経路の特定、施設及び設備が漂流物となる可能性の評価等を行った上で、新たな流入経路に対する流入防止対策、漏水による重大事故等対処設備が有する機能への影響防止対策、屋外タンクの損傷による溢水と敷地に遡上する津波の重畳に対する浸水防止対策、引き波による水位低下の影響防止対策等を講じるとの方針を示した。また、流入防止対策においては、原子炉建屋の外壁及び水密扉を新たに津波防護施設とし、漂流物の衝突を考慮した設計とするとともに、重大事故等対処設備を内包する区画のうち敷地に遡上する津波の影響が及ぶ地上部の開口部に新たに浸水防止設備を設置するとの方針を示した。

これらにより、規制委員会は、敷地に遡上する津波を考慮した耐津波設計方針が適切なものであることを確認した。

<本文：ロ. (2) (iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1.4.3 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する耐津波設計>

敷地に遡上する津波に対する耐津波設計方針について、第5条等を準用するという申請者の考え方を踏まえ、第5条等の審査の視点及び確認事項に沿って以下のとおり確認した。

1. 敷地に遡上する津波に対する耐津波設計の基本方針

(1) 敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備の選定

・敷地に遡上する津波による重大事故等への対処に必要な設備を、敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備とする。

<本文：ロ. (2) (iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1.4.3.1(2) 敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備の選定>

(2) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等

・津波防護対象設備を内包する建屋及び区画、建屋及び区画に内包されない設備、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び敷地内の遡上域の建物・構築物について、防潮堤内側の施設を考慮する。

・繰り返しの津波の襲来について、防潮堤及び防潮扉は、越流時の耐性を確保することで防潮堤の高さを維持し、防潮堤を越流し又は回り込む津波の防潮堤内側への流入量を抑制し、第2波以降の津波に対しては、防潮堤内側への津波の流入又は回り込みを防止するため、基準津波を超え敷地に遡上する津波による荷重その他の荷重により発生する応力に対して、応答がおおむね弾性状態にとどまる設計とする。

<本文：口. (2) (iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1. 4. 3. 1(3) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等>

<添八：第1. 4-6表 津波防護対策の設備分類と設置目的>

(3) 入力津波の設定

・敷地に遡上する津波による敷地周辺の遡上・浸水域の評価における伝播経路上の人工構造物について、数値シミュレーション上影響を及ぼす構造物及び津波防護施設を考慮する。

・敷地に遡上する津波が防潮堤を越流または回り込み敷地に流入することを踏まえ、防潮堤内側の敷地を含め、津波の高さ、津波の速度、衝撃力に着目し、各施設・設備において算定された数値を安全側に評価し設定することで、構造・機能に影響する浸水深、波力・波圧を安全側に評価する。

・敷地に遡上する津波では、防潮堤前面において T.P. +24m と設定することを前提に事故シーケンスでの事故事象を想定・評価しているため、港湾内の局所的な固有振動の励起を考慮不要とする。

・敷地に遡上する津波では、防潮堤前面において T.P. +24m と設定することを前提に事故シーケンスでの事故事象を想定・評価していることから、潮位変動（潮位観測記録に基づく潮位のばらつき及び高潮）を考慮不要とする。

<本文：口. (2) (iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1. 4. 3. 1(4) 入力津波の設定>

2. 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

・敷地の特性に応じて、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画への流入防止、漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画を津波防護及び浸水防護することによる津波による影響からの隔離、水位低下に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を、津波防護の基本方針とする。

・敷地の特性に応じて、外郭防護及び内郭防護は防潮堤内側への流入を踏まえた位置とする。

<添八：1. 4. 3. 2 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針(1)～(6)>

3. 敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画への浸水防止（外殻防護1）

・津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に対して、基準津波を超え敷地に遡上する津波の流入に伴い、防潮堤外側及び内側の建物・構築物、設備等が破損及び倒壊により漂流物となる可能性を踏まえ、漂流物の衝突による影響を考慮した上で、津波防護施設を設置することとする。

・防潮堤内側の敷地における津波防護施設の位置、形状等を考慮することとする。

・防潮堤内側の敷地における遡上経路に浸水防止設備を設置する方針とする。また、止水対策を実施する方針とする。

<本文：口. (2) (iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1. 4. 3. 1(2) 敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備の選定>

<添八：1.4.3.3(1) 遡上波の地上部からの流入の防止>

<添八：1.4.3.3(2) 取水路、放水路等の経路からの敷地に遡上する津波の流入防止>

<添八：第1.4-6表 津波防護対策の設備分類と設置目的>

<添八：第1.4-8図 敷地の特性に応じた重大事故等対処施設の津波防護の概要図>

<補足説明資料 別添-1 3.1-1 3.1 敷地に遡上する津波に対して機能保持を図る施設の設計・評価>

4. 漏水による敷地に遡上する津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）

・敷地に遡上する津波の地上部からの到達については、浸水防止設備を設置することにより漏水の評価は不要とする。

<本文：口.(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1.4.3.4 漏水による敷地に遡上する津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）>

5. 津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の隔離（内郭防護）

・地震・基準津波を超え敷地に遡上する津波による屋外に敷設する非常用海水系配管及び屋外タンク等の損傷を想定する。

<本文：口.(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1.4.3.5(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策>

6. 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

・敷地に遡上する津波による漂流物の抽出及び評価について、防潮堤内側で発生する漂流物は、防潮堤内側の建物等の設置状況を網羅的に調査し、検討する。

・敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備を内包する建屋及び区画並びに建屋等に内包されない設備への漂流物の衝突影響を考慮する。

・防潮堤内側への津波の流入に伴い、防潮堤内側の建物・構築物、設置物等が破損及び倒壊により漂流物となる可能性があることから、防潮堤外側で発生しうる漂流物に加え、これらが漂流物となった場合の影響を考慮する。

防潮堤内側における漂流物については、津波防護対象設備を内包する建屋及び区画境界並びに建屋または区画に内包されない津波防護対象設備に対し、漂流物として抽出した車両が衝突した場合の評価を行い、必要に応じ対策を実施する。さらに、車両以外の漂流物についても、漂流物の重量、形状等を考慮した衝突評価を行い必要に応じ対策を実施する。

<本文：口.(2)(iii) 重大事故等対処施設の基準津波を超え敷地に遡上する津波の耐津波設計>

<添八：1.4.3.6(2) 津波の二次的な影響による緊急用海水ポンプの機能保持確認>

<補足説明資料 別添-1 2.5-15漂流物調査範囲の設定>

<補足説明資料 別添-1 3.4-1浸水防止設備等の設計・評価における検討事項>

7. 津波監視

津波監視については第5条及び第40条並びに解釈別記3及び津波ガイドを準用した設計方針とする。

<添八：1.4.3.7 津波監視>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>b. 現場の作業環境</p> <p>（1）重大事故等対処設備（重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第1項 第6号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすることを確認した。</p> <p>また、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とすることを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所></p> <p><添八：1.1.7.3(2) 重大事故等対処設備の設置場所></p>
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>② 「可搬型重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行う</p>	<p>（2）可搬型重大事故等対処設備（可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第3項 第4号））</p> <p>①② 可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所の選定、遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とすることを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所></p> <p><添八：1.1.7.3(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所></p>

ための設計方針が整理されていることを確認。	
-----------------------	--

4. 操作性及び試験・検査性について

設置許可基準規則第 43 条第 1 項 2 号は、重大事故等対処設備に対して、想定され重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものを要求している（a. 操作性）。

設置許可基準規則第 43 条第 1 項 4 号は、重大事故等対処設備に対して、重大事故等に対処するために本来の用途以外の用途として使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものを要求している（b. 切り替えの容易性）。

設置許可基準規則第 43 条第 3 項 2 号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものを要求している（c. 確実な接続）。

設置許可基準規則第 43 条第 3 項 6 号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するための工場等内の道路及び通路は、想定される重大事故等が発生した場合において適切な措置を講じることを要求している（d. アクセスルートの確保）。

（1）操作性の確保

a. 操作性（第 43 条第 1 項第 2 号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<div data-bbox="121 800 1213 1066" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> </div> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、確実に操作できるものであることを確認。</p> <p>② 「操作性」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件に応じた操作環境、操作準備に必要な作業・工具、操作内容について、操作の確実性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>a. 操作性（操作の確実性（第四十三条 第 1 項 第 2 号））</p> <p>①想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とすることを確認した。また、「1.1.7.3 環境条件等」操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備することを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-1) 操作の確実性></p> <p><添八：1.1.7.4(1)a. 操作の確実性></p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p>

	<p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-1) 操作の確実性></p> <p><添八：1.1.7.4(1)a. 操作の確実性></p>
--	---

b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>① 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えることを確認。</p> <p>② 「切替えの容易性」に対する設計の妥当性を確認するため、各用途における設備構成を踏まえ、速やかに切替えられる設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>b. 切替えの容易性（系統の切替性（第四十三条 第1項 第4号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能のように、系統に必要な弁等を設ける設計とすることを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-2) 系統の切替性></p> <p><添八：1.1.7.4(1)b. 系統の切替性></p>

c. 確実な接続（第43条第3項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>c. 確実な接続（可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第四十三条 第3項 第2号））</p>

<p>① 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「可搬型重大事故等対処設備の常設設備との確実な接続」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件（用途、設備仕様等）を踏まえた接続形態が採用され、接続形態ごとに接続性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>①②可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮することを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-3) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性></p> <p><添八：1.1.7.4(1)c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性></p>
--	---

d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であることを確認する。</p> <p>② 「発電所内の屋外道路及び屋内道路」に対する設計の妥当性を確認するため、アクセスルートの確保に影響を与える要因として、発電所内の地形の特徴を踏まえ、想定される環境条件及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>d. アクセスルートの確保（発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第6号））</p> <p>①想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計することを確認した。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象（敷地に遡上する津波を含む。）、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数を確認することを確認した。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備3台）保管、使用することを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保></p> <p><添八：1.1.7.4(1)d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保></p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの、溢水及び火災を想定し</p>

でも、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。なお、想定される重大事故等の収束に必要な屋外アクセスルートは、基準津波の影響を受けない防潮堤内に、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波の影響を受けないルートを少なくとも1つ確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。

これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。

なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを1セット2台使用する。ホイールローダの保有数は、1セット2台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として3台の合計5台を分散して保管する設計とする。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。

凍結、森林火災、飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の復旧又は迂回路の通行を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両についてはタイヤチェーン等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお、地震による薬品タンクからの漏えいに対しては、必要に応じて薬品防護具の着用により通行する。なお、融雪剤の配備等については、「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、「添付書類十 5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」に示す。

	<p>屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については「火災防護計画」に定める。</p> <p>屋内アクセスルートは、自然現象として選定する、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートにおいては、機器からの溢水に対してアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。</p> <p>また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回又は乗り越える。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明設備を配備する。</p> <p>これらの運用については、「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。</p> <p><本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保></p> <p><添八：1.1.7.4(1)d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保></p> <p>補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて）へ詳細なアクセスルート等が示されている。</p>
--	--

(2) 試験又は検査（第43条第1項第3号）

設置許可基準規則第43条第1項3号は、重大事故等対処設備に対して、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができることを要求している。

設置許可基準規則	確認結果（東海第二）
<p>常設及び可搬型</p> <p>（重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>第12条解釈（安全施設）</p> <p>第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、</p>	

<p>実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p>	<p>(2) 試験及び検査（試験・検査等（第四十三条 第1項 第3号））</p> <p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。</p> <p>また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくすることを確認した。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-2) 試験・検査性></p> <p><添八：1.1.7.4(2) 試験・検査性></p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p> <p><本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-2) 試験・検査性></p> <p><添八：1.1.7.4(2) 試験・検査性></p>
<p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査（機能検査等）ができるものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の試験・検査」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の構造及び系統構成を踏まえ、機能を確認するために必要な試験・検査項目が抽出され、それらの項目において実施可能な設計方針が整理されていることを確認。</p>	

<設置許可基準規則第12条「安全施設」第4項の解釈>

構築物、系統及び機器	設計方針
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条））

技術的能力基準 1.1 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 44 条及び第 43 条への適合性を確認する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第 44 条）

2.1.1 適合方針	44-2
(1) 設置許可基準規則への適合	44-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	44-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	44-4
i) フロントライン系故障時に用いる設備	44-4
a. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	44-4
b. 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	44-5
c. 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	44-5
d. ほう酸水注入	44-6
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	44-7
2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	44-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）	44-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第 43 条第 3 項第 7 号）	44-10
c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）	44-10
d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）	44-10
e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）	44-10
2.1.1.2 悪影響防止（第 43 条第 1 項第 5 号）	44-11
2.1.2 容量等（第 43 条第 2 項第 1 号、第 43 条第 3 項第 1 号）	44-12
2.1.3 環境条件等	44-13
a. 環境条件及び荷重条件（第 43 条第 1 項第 1 号）	44-13
b. 現場の作業環境（第 43 条第 1 項第 6 号、第 43 条第 3 項第 4 号）	44-13
2.1.4 操作性及び試験・検査性について	44-14
(1) 操作性の確保（第 43 条第 1 項第 2 号、第 43 条第 1 項第 4 号、第 43 条第 3 項第 2 号、第 43 条第 3 項第 6 号）	44-14
(2) 試験・検査（第 43 条第 1 項第 3 号）	44-14

2.1.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時に於いて発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備（以下、「その他設備」という）及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ <p>b. 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ・ 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ・ 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ <p>c. 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ <p>d. ほう酸水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入ポンプ ・ ほう酸水注入貯蔵タンク <p>添付資料 1.1.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用交流電源設備 【57 条】電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>く])として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料給油設備【57条】電源設備 ・ 制御棒 ・ 制御棒駆動機構 ・ ほう酸水注入系配管・弁 ・ 制御棒起動系配管・弁 ・ 原子炉圧力容器【その他設備】 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準 1.1 での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

確認結果（東海第二）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。 ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチにより、手動で全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成しており、追補の概略系統図（第 1.1-6 図 ATWS 緩和設備 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概要図（第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入及び再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））に記</p>

載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第 3.1-1 図 ATWS 緩和設備概要図、第 3.1-2 図 代替制御棒挿入機能説明図）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動系水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により再循環系ポンプ 2 台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。
 - ・ ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成しており、追補の概略系統図（第 1.1-6 図 ATWS 緩和設備 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概要図（第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入及び再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第 3.1-1 図 ATWS 緩和設備概要図、第 3.1-2 図 代替再循環系ポンプトリップ機能説明図）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置遮断器手動スイッチを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

c. 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備として、自動減圧系の起動阻止スイッチを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することが出来ない事象が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチを 2 個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 自動減圧系の起動阻止スイッチを2個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止するとしており、追補の概略系統図はないことを確認した。

⑤ ①で示す設備が概要図（第6.7-5図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図（自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止））に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第3.1-6図 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止概要図）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

d. ほう酸水注入

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・ ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水注入貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.7-4図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図（ほう酸水注入））と追補の概略系統図（第1.1-7図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第6.7-4図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図（ほう酸水注入））に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：第3.1-4図 ほう酸水注入系 系統概要図）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：第3.1-4図 ほう酸水注入系 系統概要図）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈）</p> <p>第４４条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>１ 第４４条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>２ 第４４条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>① センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備することを確認。</p>	<p>① センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新に整備することを確認した。</p>
<p>b) 上記１の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>② 上記１の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備することを確認。</p>	<p>② 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置として、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新に整備することを確認した。また、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、再循環系ポンプを停止させることができる設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。</p> <p>③ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備することを確認。</p>	<p>③ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）として、ほう酸水注入系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
④ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備を整備することを確認。	④ 原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備として、自動減圧系の起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。なお、自動減圧系の起動阻止スイッチについては、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第 4 6 条）」において、設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁までを設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であることを確認した。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有する設計であることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。
ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	<p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断機及び低速度用電源装置遮断機までを設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であることを確認した。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有する設計であることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。
ほう酸水注入系	<p>ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

44条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電气的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断機及び低速度用電源装置遮断機まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電气的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。
ほう酸水注入系	<p>ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
自動減圧系の起動阻止スイッチ	<p>自動減圧系の起動阻止スイッチは、過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>

2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高の信号又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とすることを確認した。
ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために再循環系ポンプ2台を自動停止及び手動停止できる設備であることを確認した。 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉水位異常低下（レベル2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動することで、再循環系ポンプ2台を自動停止する設計とすることを確認した。
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時において原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であることを確認した。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

2.1.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
自動減圧系の起動阻止スイッチ	過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
自動減圧系の起動阻止スイッチ	自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

2.1.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個及び論理回路2チャンネルで構成し、原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路2チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。
ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器各4個、論理回路4チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理で自動的に作動する設計とする。 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 低速度電源装置遮断器手動スイッチは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
自動減圧系の起動阻止スイッチ	自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、発電用原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確

	<p>認が可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチによる電磁弁の開閉動作確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作により制御棒の全引き抜き位置からのスクラム性能確認が可能な設計とする。
<p>ATWS緩和設備（代替再循環ポンプ・トリップ機能）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備（代替再循環ポンプトリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、操作スイッチによる遮断器の動作確認が可能な設計とする。 低速度用電源装置遮断器手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、操作スイッチによる遮断器の動作確認が可能な設計とする。
<p>ほう酸水注入系</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ほう酸水注入系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 ほう酸水貯蔵タンクは、発電用原子炉の停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条））

技術的能力基準 1.2 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 45 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）

2.2.1 適合方針	45-2
(1) 設置許可基準規則への適合	45-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	45-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	45-4
i) フロントライン系故障時に用いる設備	45-5
a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	45-5
ii) サポート系故障時に用いる設備	45-5
a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	45-5
b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧	45-6
iii) 監視及び制御に用いる設備	45-7
a. 監視及び制御に用いる設備【第58条】	45-7
iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備	45-7
a. ほう酸水注入系による進展抑制	45-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	45-9
2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	45-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	45-11
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	45-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	45-12
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	45-12
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	45-12
2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	45-13
2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	45-14
2.2.3 環境条件等	45-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	45-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	45-15
2.2.4 操作性及び試験・検査性について	45-16
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	45-16
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	45-16

2.2.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設高圧代替注水系ポンプ ・ 逃がし安全弁（安全弁機能） ・ サプレッション・チェンバ <p>b. 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設高圧代替注水系ポンプ ・ 高圧代替注水系タービン止め弁 ・ 逃がし安全弁（安全弁機能） ・ サプレッション・チェンバ <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 ・ 逃がし安全弁（安全弁機能） ・ サプレッション・チェンバ <p>b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 逃がし安全弁（安全弁機能） ・ サプレッション・チェンバ ・ 所内常設直流電源設備【57条】電源設備 ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備【57条】電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・燃料給油設備【57条】電源設備</p> <p>iii) 監視及び制御に用いる設備</p> <p>a. 監視及び制御に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 【58条】計装設備 ・原子炉圧力、原子炉圧力（SA）【58条】計装設備 ・高圧代替注水系系統流量【58条】計装設備 ・サプレッション・プール水位【58条】計装設備 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【58条】計装設備 <p>iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備</p> <p>a. ほう酸水注入系による進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・逃がし安全弁（安全弁機能） ・ほう酸水貯蔵タンク ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補（以下、「追補」という）の「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料1.2.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器【その他設備】 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉压力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却）として、常設高圧代替注水系ポンプ、サプレッション・チェンバを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである常設高圧代替注水系ポンプにより、サプレッション・チェンバの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
 - ・高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。
 - ・高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 以下のとおり機能喪失の想定を行っていることを確認した。
 - ・中央制御室からの操作による起動：設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合
 - ・現場操作による起動：設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失し、かつ中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.7-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（1）（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却））と追補の概略系統図（第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.7-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（1）（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却））に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.2-1 図 高圧代替注水系系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.2-1 図 高圧代替注水系系統概要図」）

ii) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）として、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェン

バの水を原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.7-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（2）（原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却））と追補の概略系統図（第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 5.7-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（2）（原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.2-5 図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.2-5 図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図」）

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧）として、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバの水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
 - ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の設計方針については、「電源設備（第 57 条）」にて整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④及び⑤ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の系統構成については、「電源設備（第 57 条）」にて整理されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

iii) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御に用いる設備【第58条】

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（監視及び制御に用いる設備）として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系統流量及びサプレッション・プール水位を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）及び原子炉水位（SA 燃料域）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系統流量及びサプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、それぞれ追補の「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。 ・ 上記の事故時の計装に関する設備の設計方針については、「計装設備（第58条）」にて整理されていることを確認した。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合の使用を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、計装設備のため、比較する対象はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が「計装設備（第58条）」において計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図等（第6.4-1図から第6.4-2図）に記載されていることを確認した。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備

a. ほう酸水注入系による進展抑制

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による進展抑制）として、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 高圧代替注水系統及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 設備の概略系統図（第5.7-4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（4）（ほう酸水注入系による進展抑制））と追補の概略系統図（第1.2.11図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 概要図）が整合していることを確認した。</p>

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 5.7-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（4）（ほう酸水注入系による進展抑制））に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第４５条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） １ 第４５条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 （１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	
<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（１）b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>① 人力による操作が容易でない場合（※）、可搬型重大事故等対処設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>① b) 現場操作 ①に示すとおり、（１）b) i) の人力による措置が容易に行える場合に該当することから、可搬型重大事故等対処設備を設けないことを確認した。</p>
<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>① 現場での操作が行えるように、現場での人力による弁（弁のみならず全ての必要な）操作により、RCIC 等の起動及び十分な期</p>	<p>① 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>間の運転継続を行うために必要な設備を整備していることを確認。</p>	<p>うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とすることを確認した。また、人力による措置は容易に行える設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の現場手動操作の成立性が示されている。原子炉隔離時冷却系の現場手動操作については、直流電源喪失時にはポンプ室内に蒸気が漏えいするため、入室は起動時のみとし、防護具（自給式呼吸用保護具及び耐火服）の装着により操作可能とすることが示されている。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
<p>高圧代替注水系 常設高圧代替注水系ポンプ</p>	<p>常設高圧代替注水系ポンプは、タービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作を可能とすることにより、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、弁の駆動方法について多様性を有していること、常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系は、高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により、ポンプの起動に必要な弁を操作できることで、非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と高圧代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.2-7参照）</p>
<p>原子炉隔離時冷却系 (現場操作での弁の手動操作による起動)</p>	<p>原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場において人力による手動操作を可能とすることで、非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とすることを確認した。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第 43 条第 3 項第 7 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

45 条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

45 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

45 条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

45 条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
高圧代替注水系 常設高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系は、通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし、常設高圧代替注水系ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
高圧代替注水系 常設高圧代替注水系ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、十分な期間にわたって原子炉水位を維持し、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

2.2.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
高压代替注水系 常設高压代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 常設高压代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 高压代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.2-2参照）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.2-10参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
高压代替注水系 常設高压代替注水系ポンプ	中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合において、高压代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、高压代替注水系の現場操作の整備について、操作場所、操作対象弁等が示されている。（3.2.2.2参照）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において、原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とすることを確認した。 技術的能力の補足説明資料において、原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備について、操作場所、操作対象弁等が示されている。（添付資料1.2.4参照）

2.2.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
高圧代替注水系 常設高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。 ・高圧代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ・原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
高圧代替注水系 常設高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・常設高圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.2-4参照）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・原子炉隔離時冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条））

技術的能力基準 1.3 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 46 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）

2.3.1 適合方針	46-3
（1）設置許可基準規則への適合	46-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	46-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	46-5
i）フロントライン系故障時に用いる設備	46-6
a. 原子炉減圧の自動化	46-6
b. 手動による原子炉減圧	46-7
ii）サポート系故障時に用いる設備	46-8
ii-1）常設直流電源系統喪失時の減圧	46-8
a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	46-8
b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	46-8
ii-2）逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧	46-9
a. 非常用窒素供給系による窒素確保	46-9
b. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	46-9
ii-3）代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	46-11
a. 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧	46-11
b. 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧	46-11
iii）炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	46-12
iv）インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備	46-12
（2）設置許可基準規則解釈への適合	46-13
2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	46-15
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	46-15
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	46-16
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	46-16
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	46-16
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	46-16
2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	46-17
2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	46-18
2.3.3 環境条件等	46-19
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	46-19
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	46-20
2.3.4 操作性及び試験・検査性について	46-21

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）..... 46-21

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）..... 46-23

2.3.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)</p> <p>第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時自動減圧機能 ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） <p>b. 手動による原子炉減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>ii-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） ・ 可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）【57条】電源設備 ・ 緊急用電源切替盤【57条】電源設備 <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 <p>ii-2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>a. 非常用窒素供給系による窒素確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能） ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ <p>b. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系） ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ <p>ii-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</p> <p>・可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）【57条】電源設備</p> <p>b. 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</p> <p>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</p> <p>iii) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>< i) b. と同じ ></p> <p>iv) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>・逃がし安全弁（自動減圧機能）</p> <p>・高圧炉心スプレイ系注入弁</p> <p>・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</p> <p>・低圧炉心スプレイ系注入弁</p> <p>・残留熱除去系注入弁</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <p>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</p> <p>・常設代替直流電源設備【57条】電源設備</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。
 - ・ 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 過渡時自動減圧機能による減圧は自動で行うものであり、本件に係る手順は不要であることから、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.8-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧）、第6.8-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備概要図（原子炉減圧の自動化））に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第3.3-3図 過渡時自動減圧機能説明図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第57条）】において整理されている。）

b. 手動による原子炉減圧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室からの遠隔手動操作により作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としては、中央制御室における逃がし安全弁（自動減圧機能）の開操作のみであり、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧））に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.3-1 図 逃がし安全弁及びアキュムレータに関する系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第 57 条）】において整理されている。）

ii) サポート系故障時に用いる設備

ii-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）、緊急用電源切替盤を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。
 - その他の可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）、緊急用電源切替盤の設計については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.8-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）と追補の概略系統図（第1.3-6図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図）が整合していることを確認した。また、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）による給電については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第5.8-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復））に記載されていることを確認した。また、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）による給電については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第57条）】において整理されている。）

b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.8-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復））と追補の概略系統図（第 1.3-8 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第 5.8-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復））に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

ii - 2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 非常用窒素供給系による窒素確保

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、非常用窒素供給系高圧窒素ポンペを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 非常用窒素供給系は、非常用窒素供給系高圧窒素ポンペを用いて、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。
 - ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペの圧力が低下した場合は、現場で非常用窒素供給系高圧窒素ポンペの取替えが可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧））と追補の概略系統図（図 1.3.10 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図 3.3-4 非常用窒素供給系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

b. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）4 個、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペを使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 非常用逃がし安全弁駆動系は、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペを用いて、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）4個の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。
- ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの圧力が低下した場合は、現場で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペの取替えが可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.8-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧））と追補の概略系統図（図 1.3.14 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第 6.8-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧））に記載されていることを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図 3.3-5 非常用逃がし安全弁駆動系 系統概要図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

ii-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧
a. 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。
 可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）の設計方針については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）及び（その他の設備）については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

b. 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。
 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備の設計方針については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）及び（その他の設備）については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

iii) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

確認結果（東海第二）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。本系統は「i）b. 逃がし安全弁の手動操作による減圧」と同じであることを確認した。

iv) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。
 - ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ インターフェイスシステム LOCA の発生時を想定していることを確認した。

（系統構成）

逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧に係る系統は「i）b. 逃がし安全弁の手動操作による減圧」と同じであることを確認した。また、高圧炉心スプレイ系注入弁については高圧炉心スプレイ系の一部として「非常用炉心冷却系」において、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁については原子炉隔離時冷却系の一部として「原子炉隔離時冷却系」において、低圧炉心スプレイ系注入弁については低圧炉心スプレイ系の一部として「非常用炉心冷却系」において、残留熱除去系注入弁については残留熱除去系の一部として「非常用炉心冷却系」において整理されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.3-1 図 逃がし安全弁及びアキュムレータに関する系統概要図」、「第 3.3-6 図 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第 57 条）】において整理されている。）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第４６条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） １ 第４６条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（１）ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること。 ①原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けることを確認。</p>	<p>① 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、過渡時自動減圧機能を設け、原子炉水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放させる設計とすることを確認した。</p>
<p>（２）可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。 ②常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備することを確認。</p>	<p>② 常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設け、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な電源を供給できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサ又は窒素ポンペを配備すること。c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。 ③ 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コン</p>	<p>③ 逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベを設け、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>プレッサー又は窒素ポンペを配備することを確認。</p>	<p>充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> <p>④ 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを確認。</p>	<p>④ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	<p>設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備である。逃がし安全弁（自動減圧機能）は、電磁弁の電源を緊急用電源切替盤を用いて可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器）又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給電すること、駆動用窒素を非常用窒素供給系高圧窒素ポンペから供給すること、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、駆動用窒素を非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペから供給すること、これらにより、弁の駆動方法について、常設直流電源系統及びアキュムレータを用いた弁操作に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。 ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室からの手動操作又は過渡時自動減圧機能からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）は所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備からの給電により作動し、さらに逃がし安全弁（自動減圧機能）は逃がし安全弁用可搬型蓄電池からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。 ・ 逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、電磁弁の排気側から直接窒素を供給して作動することで、電磁弁を用いた逃がし安全弁の作動に対し、多様性を有する設計とする。
過渡時自動減圧機能	<p>過渡時自動減圧機能の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有するとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時自動減圧機能は、自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで、可能な限り多様性を有する設計とする。 ・ 過渡時自動減圧機能は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 ・ 過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ	<p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管し、原子炉格納容器内のアキュムレータと位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋付属棟の中央制御室内に保管し、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系と位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。 ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋付属棟内の125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系と異なる区画の中央制御室に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

46条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面等の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置することを確認した。

46条で整理する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから対象外としている。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池	逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋付属棟内の125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系と異なる区画の中央制御室に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
---------------	--

2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
過渡時自動減圧機能	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 過渡時自動減圧機能は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチは、過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。
高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁	高圧炉心スプレイ系注入弁を含む高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を含む原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系注入弁を含む低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系注入弁を含む残留熱除去系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ	非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
過渡時自動減圧機能	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないよう燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。 逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを2個使用する。 保有数は2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。
非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 非常用窒素供給系の高圧窒素ポンプは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを1セット10本（A系統5本、B系統5本）使用する。保有数は、1セット10本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として10本の合計20本を保管する。 非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを、1セット3本（A系統3本、B系統3本）使用する。保有数は、1セット3本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として9本の合計12本を保管する。

2.3.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：第3.3-3表）</p>
過渡時自動減圧機能	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：第3.3-10表）</p>
高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁	<p>高圧炉心スプレイ系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系注入弁並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系注入弁を含む残留熱除去系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：第3.3-30表）</p>
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋付属棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：第3.3-14表）</p>
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。 ・ 非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：第3.3-20表、第3.3-25表）</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とすることを確認した。
過渡時自動減圧機能	自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において中央制御室にて操作が可能な設計とすることを確認した。
高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 ・ また、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び残留熱除去系注入弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	逃がし安全弁用可搬型蓄電池の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ	非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンペの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.3.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
過渡時自動減圧機能	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・ 過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、2個の逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。 ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。
高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ・ 高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。 ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

<p>非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、自動的に通常時の系統構成から接続するとともに、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。 ・ 非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。 ・ 非常用窒素供給系及び逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。
--	--

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。 ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（非常用逃がし安全弁駆動系）は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：第3.3-5表）</p>
過渡時自動減圧機能	<p>過渡時自動減圧機能は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：第3.3-12表）</p>
高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系注入弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ及び高圧炉心注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系注入弁並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系注入弁を含む残留熱除去系は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：第3.3-16表）</p>
非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用窒素供給系及び、非常用逃がし安全弁駆動系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-20参照）</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条））

技術的能力基準 1.4 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 47 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）

2.4.1 適合方針	47-3
（1）設置許可基準規則への適合	47-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	47-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	47-6
i）発電用原子炉運転中に用いる設備	47-7
a. フロントライン系故障時に用いる設備	47-7
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-7
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-7
b. サポート系故障時に用いる設備	47-8
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-8
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-8
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧	47-8
(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	47-9
c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備	47-10
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	47-10
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	47-10
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	47-10
ii）原子炉運転停止中に用いる設備	47-12
a. フロントライン系故障時に用いる設備	47-12
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-12
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	47-12
b. サポート系故障時に用いる設備	47-12
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-12
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-12
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧	47-12
（2）設置許可基準規則解釈への適合	47-14
2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	47-15
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	47-15
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	47-16
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	47-17

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）	47-17
e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）	47-17
2.4.1.2 悪影響防止（第 43 条第 1 項第 5 号）	47-18
2.4.2 容量等（第 43 条第 2 項第 1 号、第 43 条第 3 項第 1 号）	47-19
2.4.3 環境条件等	47-20
a. 環境条件及び荷重条件（第 43 条第 1 項第 1 号）	47-20
b. 現場の作業環境（第 43 条第 1 項第 6 号、第 43 条第 3 項第 4 号）	47-21
2.4.4 操作性及び試験・検査性について	47-22
（1）操作性の確保（第 43 条第 1 項第 2 号、第 43 条第 1 項第 4 号、第 43 条第 3 項第 2 号、第 43 条第 3 項第 6 号）	47-22
（2）試験・検査（第 43 条第 1 項第 3 号）	47-24

2.4.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.4により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.4により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 原子炉運転中に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 代替淡水貯槽【56条】水源 <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 可搬型代替注水中型ポンプ ・ 西側淡水貯水設備【56条】水源 ・ 代替淡水貯槽【56条】水源 <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <p><a. (a)の設備と同じ></p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <p><a. (b)の設備と同じ></p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備 <p>(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備 <p>c. 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p><a. (a)の設備と同じ> (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却 <a. (b)の設備と同じ> (c) 代替循環冷却系による原子炉の冷却 ・代替循環冷却系ポンプ ii) 原子炉運転停止中に用いる設備 a. フロントライン系故障時に用いる設備 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却 <i) a. (a)の設備と同じ> (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却 <i) a. (b)の設備と同じ> b. サポート系故障時に用いる設備 (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却 <i) a. (a)の設備と同じ> (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却 <i) a. (b)の設備と同じ> (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧 <i) a. (c)の設備と同じ> (d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧 <i) a. (d)の設備と同じ></p> <p>添付資料 1.4.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・原子炉圧力容器【56条】水源、【その他設備】 ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・サプレッション・チェンバ【56条】水源 ・残留熱除去系海水系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・緊急用海水系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 発電用原子炉運転中に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却）として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 ・低圧代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.9-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（1）（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）と追補の概略系統図（第 1.4-8 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.9-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（1）（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図」）</p>

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却）として、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。 ・低圧代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p>

③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5. 9-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（2）（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 原子炉建屋東側接続口使用時）と追補の概略系統図（第 1. 4-10 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図【交流動力電源が確保されている場合】）が整合していることを確認した。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 5. 9-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（2）（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 原子炉建屋東側接続口使用時）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3. 4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口）」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3. 4-3 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図（代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口）」）

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。本系統は「a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。本系統は「a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
- ・ 本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は残留熱除去系海水系機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.9-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（3）（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水））と追補の概略系統図（第 1.4-21 図 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.9-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（3）（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-5 図 残留熱除去系（低圧注水系）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、残留熱除去系海水系、緊急用海水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-5 図 残留熱除去系（低圧注水系）系統概要図」）

（d）常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧）として、低圧炉心スプレイ系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。
 - ・本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は残留熱除去系海水系機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.9-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（5）（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水））と追補の概略系統図（第 1.4-23 図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.9-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（5）（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-7 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、残留熱除去系海水系、緊急用海水系等を重大事故等対処施設として使用することを確認した。

た。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「第3.4-7図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図」）

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却）として、常設低圧代替注水系ポンプを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。
（系統構成）及び（その他の設備）については、「a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）として、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水をそれぞれ原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。
（系統構成）及び（その他の設備）については、「a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として、代替循環冷却系ポンプ等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.9-6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（6）（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却））と追補の概略系統図（第 1.4-15 図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.9-6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（6）（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-4 図 代替循環冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、残留熱除去系海水系、緊急用海水系等を重大事故等対処施設として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-7 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図」）

ii) 原子炉運転停止中に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用することを確認した。本系統は「i）a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用することを確認した。本系統は「i）a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。本系統は「i）a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（東海第二）

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。本系統は「i）a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧

確認結果（東海第二）

（機能喪失の想定）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。
 - ・ 本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。
 （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.9-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（4）（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱））と追補の概略系統図（第 1.4-27 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.9-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（4）（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱））に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-6 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）系統概要図」）
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.4-6 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）系統概要図」）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第４７条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） １ 第４７条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（１）重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。 ① 可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>① 可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水）として、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 ② 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置することを確認。</p>	<p>② 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>c) 上記a) 及びb) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 ③ 上記①及び②の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>③ 低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られたものであることを確認した。 具体的には、「2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	<p>常設低圧代替注水系ポンプは、空冷式の常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動であり、代替淡水貯槽を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有していること、さらに、常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプとは異なる建屋外の常設低圧代替注水系格納槽に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源装置又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系（常設）は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と低圧代替注水系（常設）の多様性、位置的分散について示されている。（表 3.4-2 参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	<p>可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプは、ディーゼル駆動とし、水源を淡水（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッション・プールとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して多様性を有していること、さらに、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプは、屋外に保管することにより、建屋内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプをディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と低圧代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表 3.4-10 参照）</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

47条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面等の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置することを確認した。

47条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面の隣接しない東側に1箇所及び西側に1箇所、常設高圧電源装置置場の東側に1箇所及び西側に1箇所設置する。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	低圧代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、車両転倒防止装置や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系の各系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ	代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対してポンプ2台の運転により十分なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ	代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、残存熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分なポンプ容量を有する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。バックアップ用については、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）のバックアップ用1台と共用する。 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する。 また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

2.4.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（第3.4-4表参照）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（第3.4-12表参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系注入弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 常設低圧代替注水系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（第3.4-8表参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧炉心スプレイ系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 中央制御室からの操作により低圧炉心スプレイ系注入弁を閉止できない場合において、低圧炉心スプレイ系注入弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替循環冷却系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（第3.4-13表参照）

2.4.4 操作性及び試験・検査性について

（１）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ・ 残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 ・ 残留熱除去系注入弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。
低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ・ 低圧炉心スプレイ系は、中央制御室のスイッチ操作により操作が可能な設計とする。 ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。
代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。 ・ 代替循環冷却系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設

<p>水貯水設備、代替淡水貯槽</p>	<p>計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプを接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。
---------------------	---

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
低圧代替注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第3.4-6表参照）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.4-14参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。
低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧炉心スプレイ系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系注入弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。
代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 補足説明資料において、代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすること、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とすることが示されている。（表3.7-16参照）

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条））

技術的能力基準 1.5 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 48 条及び第 43 条への適合性を確認する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条）

2.5.1 適合方針	48-2
(1) 設置許可基準規則への適合	48-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	48-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	48-5
i) フロントライン系故障時に用いる設備	48-6
a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	48-6
b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	48-7
ii) サポート系故障時に用いる設備	48-8
a. 緊急用海水系による冷却水確保	48-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	48-9
2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	48-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	48-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	48-13
2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	48-13
2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	48-13
2.5.3 環境条件等	48-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	48-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	48-15
2.5.4 操作性及び試験・検査性について	48-16
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	48-16
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	48-17

2.5.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.5 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.5 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・可搬型窒素供給装置 <ul style="list-style-type: none"> 窒素供給装置 窒素供給装置用電源車 ・第一弁（S/C 側） ・第一弁（D/W 側） ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） ・第二弁操作室差圧計 ・圧力開放板 <ul style="list-style-type: none"> ○附属設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・移送ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ <p>b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一弁（S/C 側） ・第一弁（D/W 側）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁 ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁 ○ 附属設備は以下のとおり。 ・ 遠隔人力操作機構</p> <p>ii) サポート系故障時に用いる設備 a. 緊急用海水系による冷却水確保 ・ 緊急用海水ポンプ ・ 緊急用海水系ストレーナ ・ 残留熱除去系熱交換器 ・ 残留熱除去系ポンプ</p> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.5.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、「1.1.7.1 多様性及び独立性、位置的分散、悪影響防止等」以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・ 原子炉格納容器（サブプレッション・プールを含む）【その他 設備】 ・ 西側淡水貯水設備【56条】水源 ・ 代替淡水貯槽【56条】水源 ・ 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【57条】電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【57条】電源設備 ・ 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【57条】電源設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【57条】電源設備 可搬型設備用軽油タンク【57条】電源設備 タンクローリ【57条】電源設備</p> <p>b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む）【その他 設備】 ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置【57条】電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車【57条】電源設備 ・燃料給油設備 <ul style="list-style-type: none"> 軽油貯蔵タンク【57条】電源設備 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【57条】電源設備 可搬型設備用軽油タンク【57条】電源設備 タンクローリ【57条】電源設備 <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 緊急用海水系による冷却水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> SA 用海水ピット【その他設備】 海水引込み管【その他設備】 SA 用海水ピット取水塔【その他設備】 緊急用海水取水管【その他設備】 緊急用海水ポンプピット【その他設備】 ・サブプレッション・チェンバ【56条】水源 ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置【57条】電源設備 ・燃料給油設備 <ul style="list-style-type: none"> 軽油貯蔵タンク【57条】電源設備 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【57条】電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【57条】電源設備 2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【57条】電源設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、系統概略図（該当設備のみ）と技術的能力審査基準の系統概略図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が系統図に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、格納容器圧力逃がし装置及び遠隔人力操作機構を使用することを確認した。
 - ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。
 - ・ 格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。
- なお、その他の格納容器圧力逃がし装置の設計方針については、設置許可基準規則第 50 条で整理する。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.10-1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第 1.5-4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（第 5.10-1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.5-2 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.5-2 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、耐圧強化ベント系及び遠隔人力操作機構を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。
 - ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。
 - ・耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。
 - ・耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とし、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。
 - ・耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。
 - ・耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とする。
 - ・遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作も可能な設計とする。このうち、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については、遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。
 - ・本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.10-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第 1.5-14 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が系統概略図（第 5.10-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.5-3 図 耐圧強化ベント系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.5-3 図 耐圧強化ベント系 系統概要図」）

- ii) サポート系故障時に用いる設備
 a. 緊急用海水系による冷却水確保

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（緊急用海水系による冷却水確保）として、緊急用海水系を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 緊急用海水系は、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、サブプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。
 - ・ 緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
 - ・ 緊急用海水ポンプは、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、緊急用海水系ストレーナによって海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.10-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（緊急用海水系による冷却水（海水）の確保））と追補の概略系統図（第 1.5-20 図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（第 5.10-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（緊急用海水系による冷却水（海水）の確保））に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.5-1 図 緊急用海水系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.5-1 図 緊急用海水系 系統概要図」）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第４８条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） １ 第４８条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>①炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備することを確認。</p>	<p>①設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、重大事故防止設備（緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系）を設けることを確認した。</p>
<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることについては、「2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認した。</p>
<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>②取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の</p>	<p>②最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系を整備する方針であることを確認した。なお、時間余裕の観点については、有効性評価「2.4 崩壊熱除去機能喪失」で確認した。</p> <p>加えて、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を整備する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができることを確認。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮することを確認。</p>	
<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 50 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>③ 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 50 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うことを確認。</p> <p>(参考：50 条 3 b))</p> <p>b) 格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する</p>	<p>③ 格納容器圧力逃がし装置が第 50 条 3b) と同一の設備であることを確認した。また、可燃性ガスによる爆発防止対策等を行う方針としていることを確認することにより、耐圧強化ベント系が、第 50 条 3b) に準ずることを確認した。なお、耐圧強化ベント系の第 50 条 3b) に準ずる設計方針は、前述の「2.5.1(1)2) i) b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」に示した。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととすることを確認した。なお、有効性評価 炉心損傷防止対策において敷地境界での線量評価が 5mSv 以下であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（参考：実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 2.2.1 (6)）</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p>	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。なお、格納容器圧力逃がし装置については、設置許可基準規則第 50 条においても設計基準事故対処設備である残留熱除去系が喪失した場合に使用する設備であるため設置許可基準規則第 43 条への適合性については、設置許可基準規則第 50 条で整理する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共－2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「48－1 SA 設備基準適合性一覧表」）

2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が配置図として示されている。（参照：「48-4 配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急用海水系	<p>緊急用海水ポンプは、代替電源からの給電とし、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプに対して電源の多様性を有していることを確認した。</p> <p>また、緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備である屋外の海水ポンプ室内の残留熱除去系海水系ポンプと離れた原子炉建屋近傍の緊急用海水ポンプピット内に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して、多様性及び独立性を有する設計とする。 ・緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 ・緊急用海水系は、原子炉建屋近傍の緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と緊急用海水系の多様性、位置的分散について示されている。（第3.5-2表参照）</p>
耐圧強化ベント系	<p>耐圧強化ベント系は、代替電源からの給電とし、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して電源の多様性を有していることを確認した。</p> <p>また、耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 ・耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と耐圧強化ベント系の多様性、位置的分散について示されている。（第3.5-10表参照）</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

48条で整理する常設重大事故等対処設備は、敷地を共有する東海発電所内の原子炉施設において共用しないことを確認した。

2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

a. 悪影響防止

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急用海水系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用海水系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 残留熱除去系海水系と緊急用海水系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 緊急用海水ポンプは飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「48-7 容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急用海水系（緊急用海水系ポンプ）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用海水系は、残留熱除去系海水系ポンプが有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な海水を供給するポンプ流量を有する設計とする。 ・ 緊急用海水ポンプは、必要な流量を確保できる容量を有するものを1台設置するほか、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加え、合計2台を設置する設計とする。 ・ 緊急用海水系で使用する残留熱除去系熱交換器は、想定される重大事故等時に、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する設計とする。 <p>補足説明資料（48-7 容量設定根拠）において、緊急用海水ポンプの容量は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも、格納容器ベントを行うことなく、格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1台当たり834m³/hが必要であることから、ポンプ1台当たり約844m³/hを供給可能なポンプを1台使用する設計であることを確認した。</p>

耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 28 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とすることを確認した。
----------	---

2.5.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「48-4 配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（第3.5-4表参照）
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（第3.5-13表参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
耐圧強化ベント系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち、第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）の操作は、想定される重大事故等時において、遠隔人力操作機構により、原子炉建屋原子炉棟外から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。 ・排出経路に設置される隔離弁のうち、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、ハンドルを設けることで、設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。 ・排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（第3.5-18表参照）

2.5.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「48-5 系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急用海水系	以下の設計方針であることを確認した。 ・緊急用海水系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・緊急用海水ポンプは、想定される重大事故時等において、中央制御室での操作スイッチによる操作が可能な設計とする。
耐圧強化ベント系	以下の設計方針であることを確認した。 ・耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁のうち、第一弁（S/C側）、第二弁（D/W側）には、遠隔人力操作機構を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋原子炉棟外とし、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、ハンドルを設けることで、設置場所にて容易かつ確実に操作が可能な設計とする。さらに、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

（２）試験・検査（第 43 条第 1 項第 3 号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急用海水系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 緊急用海水系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 緊急用海水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 ・ 緊急用海水ポンプは、機能・性能検査等に併せて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第 3.5-6 表参照）
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第 3.5-15 表参照）

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (第49条))

技術的能力基準 1.6 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 49 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (第49条)

2.6.1 適合方針	49-3
(1) 設置許可基準規則への適合	49-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	49-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	49-6
i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備	49-7
a. フロントライン系故障時に用いる設備	49-7
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	49-7
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	49-8
b. サポート系故障時に用いる設備	49-9
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	49-9
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	49-9
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の復旧	49-9
(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サプレッションエンバ・プール冷却系) の復旧	49-10
ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備	49-11
a. フロントライン系故障時に用いる設備	49-11
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	49-11
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	49-11
b. サポート系故障時に用いる設備	49-12
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	49-12
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	49-12
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の復旧	49-12
(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) の復旧	49-12
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	49-13
2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	49-15
a. 設計基準事故対処設備等との多様性 (第43条第2項第3号)	49-15
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性 (第43条第3項第7号)	49-16
c. 共用の禁止 (第43条第2項第2号)	49-17
d. 複数の接続口 (第43条第3項第3号)	49-17
e. 保管場所 (第43条第3項第5号)	49-17

2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	49-18
2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	49-19
2.6.3 環境条件等	49-20
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	49-20
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	49-21
2.6.4 操作性及び試験・検査性について	49-22
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	49-22
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	49-23

2.6.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.6により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.6により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 代替淡水貯槽【56条】水源 <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 西側代替淡水貯水設備【56条】水源 ・ 代替淡水貯槽【56条】水源 <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p><a. (a)の設備と同じ></p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p><a. (b)の設備と同じ></p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ ・ 緊急用海水ポンプ ・ 緊急用海水系ストレーナ ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備 <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ ・ 緊急用海水ポンプ ・ 緊急用海水系ストレーナ <p>ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p style="padding-left: 20px;">< i) a. (a)の設備と同じ></p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p style="padding-left: 20px;">< i) a. (b)の設備と同じ></p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p style="padding-left: 20px;">< i) a. (a)の設備と同じ></p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p style="padding-left: 20px;">< i) a. (b)の設備と同じ></p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧</p> <p style="padding-left: 20px;">< i) b. (c)の設備と同じ></p> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧</p> <p style="padding-left: 20px;">< i) b. (d)の設備と同じ></p> <p>上記 ii) a. (a)及び(b)並びに b. (a)～(d)に該当する手順に用いる設備は、 i) a. (a)及び(b)並びに b. (a)～(d)に該当する手順に用いる設備と兼用していることを確認した。（49条解釈（2）兼用を参照）</p> <p>添付資料 1.6.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器【その他設備】 ・ サプレッション・チェンバ【水源】 ・ 残留熱除去系海水系ポンプ【48条】 ・ 残留熱除去系海水系ストレーナ【48条】 ・ 貯留堰【その他の設備】

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 取水構造物【その他の設備】 ・ SA海水用ピット取水塔【その他の設備】 ・ 海水引込み管【その他の設備】 ・ SA用海水ピット【その他の設備】 ・ 緊急用海水取水管【その他の設備】 ・ 緊急用海水ピット【その他の設備】 ・ 残留熱除去系熱交換器 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.6-1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却））と追補の概略系統図（第 1.6-9 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.6-1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図」）

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却）として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替大型ポンプ、西側淡水貯水設備【56条】、代替淡水貯槽【56条】、常設代替交流電源設備【57条】、可搬型代替交流電源設備【57条】、代替所内電気設備【57条】、燃料給油設備【57条】を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプにより、西側淡水貯水設備の水を又は、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。
 - ・代替格納容器スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。
 - ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
 - ・代替格納容器スプレイ系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.6-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 原子炉建屋東側接続口使用時））と追補の概略系統図（第1.6-15 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 概要図（交流電源が確保されている場合））及び第1.6-17 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 概要図（全交流動力電源が喪失している場合））が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.6-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 原子炉建屋東側接続口使用時））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図（代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図（代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口）」）

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）
全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ系（常設）は「i)a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）
全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ系（可搬型）は「i)a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備【57条】、代替所内電気設備【57条】、燃料給油設備【57条】を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。 ・本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が起動できない場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.6-3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱（A系使用時）及び第9.6-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（残留熱除去系（サブプレッション・プール水の除熱（A系使用時））と追補の概略系統図（第1.6-19 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図及び第1.6-21 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.6-3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱（A系使用時）及び第9.6-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（残留熱除去系（サブプレッション・プール水の除熱（A系使用時））に記載されていることを確認した。</p> <p style="background-color: #e0e0e0;">補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系海水系、緊急用海水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図」）

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションエンバ・プール冷却系）の復旧

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションエンバ・プール冷却系）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備【57条】、代替所内電気設備【57条】、燃料給油設備【57条】を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・残留熱除去系（サブプレッションエンバ・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。
 - ・本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッションエンバ・プール冷却系）が起動できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.6-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱（A系使用時））と追補の概略系統図（第 1.6-21 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.6-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱（A系使用時））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-4 残留熱除去系（サブプレッションエンバ・プール冷却系）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水系、緊急用海水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-4 残留熱除去系（サブプレッションエンバ・プール冷却系）系統概要図」）

ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。本系統は「i) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。本系統は「i) a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。本系統は「i）a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。本系統は「i）a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が起動できない場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を使用する。本系統は「i）b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧」と同じであることを確認した。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が起動できない場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を使用する。本系統は「i）b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧」と同じであることを確認した。

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第４９条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） １ 第１項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第２項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（１）重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。 ① 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失した場合における格納容器スプレイ代替注水設備が配備されていることを確認。</p>	<p>① 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）の機能喪失又はサプレッション・チェンバのプール水を水源として使用できない場合に、炉心の著しい損傷を防止するため重大事故等対処設備（格納容器スプレイ代替注水設備）として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を整備するとしており、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水ポンプ代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 ② 格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認。</p>	<p>② 格納容器スプレイ代替注水設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。 具体的には、「9.6.2.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>
<p>（２）兼用 a) 第１項の炉心損傷防止目的の設備と第２項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>③ 炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「49-1 SA 設備基準適合性一覧表」）

2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	<p>常設低圧代替注水系ポンプは、空冷式の常設高圧代替電源装置又は可搬型代替低圧電源車とし、水源を代替淡水貯槽とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサプレッション・プールとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）に対して多様性を有していること、さらに、常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系ポンプとは異なる建屋外の常設低圧代替注水系格納槽に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して多様性を有する設計とする。 また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性、位置的分散について示されている。（表3.6-2参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯水槽	<p>可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、ディーゼル駆動であり、淡水（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）又は海水を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）に対して多様性を有していること、また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、屋外に保管することにより、建屋内に設置する残留熱除去ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替淡水貯水槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯水槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性、位置的分散について示されている。（表3.6-9参照）</p>

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

47 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

49 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 ・ 代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない東側に 1 箇所、西側に 1 箇所、常設高圧電源装置置場の東側に 1 箇所及び西側に 1 箇所設置し共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

49 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	低圧代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側代替淡水貯水設備 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、輪留め又は車両転倒防止装置による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系の各系は、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対してポンプ2台の運転により十分なポンプ容量を有する設計とする。 ・ また、常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替燃料プール注水系として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故等対処設備と同仕様で設計することを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）のxcは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、複数の注水先（原子炉、原子炉格納容器、ペDESTAL（ドライウェル部）、原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プール）への同時注水を想定することから、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

2.6.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.6-4参照）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却可搬型は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.6-11参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第 43 条第 1 項第 6 号、第 43 条第 3 項第 4 号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 常設低圧代替注水系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表 3.6-5 参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

49 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表 3.6-13 参照）

2.6.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系等構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側代替貯水設備 代替淡水貯水槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、附属のスイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを接続する接続口については、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続によりホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

(2) 試験・検査 (第43条第1項第3号)

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果 (東海第二)
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ また、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。(表 3.6-6 参照)
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側代替貯水設備 代替淡水貯水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。(表 3.6-14 参照)
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条））

技術的能力基準 1.7 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 50 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）

2.7.1 適合方針	50-2
（1）設置許可基準規則への適合	50-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	50-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	50-5
a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	50-6
b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	50-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	50-8
2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	50-18
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	50-18
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	50-18
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	50-18
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	50-18
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	50-18
2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	50-20
2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	50-21
2.7.3 環境条件等	50-23
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	50-23
2.7.4 操作性及び試験・検査性について	50-25
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	50-25
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	50-26

2.7.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.7 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。また、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が整理されていることを確認。（関連機能（弁、配管等）は「viii.」へ）(a-2. ①～③)</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.7 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 代替循環冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系ポンプ ・ 残留熱除去系熱交換器 ・ 残留熱除去海水系ポンプ ・ 残留熱除去海水系ストレーナ ・ 緊急用海水ポンプ ・ 緊急用海水系ストレーナ <p>b. 格納容器圧力逃がし装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタ装置 ・ 第一弁（S/C側） ・ 第一弁（D/W側） ・ 第二弁 ・ 第二弁バイパス弁 ・ 遠隔人力操作機構 ・ 第二弁操作室遮蔽

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ） ・ 第二弁操作室差圧計 ・ 可搬型窒素供給装置 <ul style="list-style-type: none"> 窒素供給装置 窒素供給装置用電源車 ・ 圧力開放板 <ul style="list-style-type: none"> ○ 附属設備は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタ装置遮蔽 ・ 配管遮蔽 ・ 移送ポンプ ・ 可搬型代替注水中型ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.7-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.7.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、「1.1.7.1 多様性及び独立性、位置的分散、悪影響防止等」以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <p>a. 代替循環冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器【その他設備】 ・ 原子炉格納容器【その他設備】 ・ 非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> 貯留堰【その他設備】 取水路【その他設備】 取水ピット【その他設備】 S A用海水ピット【その他設備】 海水引込み管【その他設備】 S A用海水ピット取水塔【その他設備】

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>緊急用海水取水管【その他設備】</p> <p>緊急用海水ポンプピット【その他設備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッション・チェンバ【56条】水源 ・ 常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置【57条】電源設備 ・ 燃料供給設備 <ul style="list-style-type: none"> 軽油貯蔵タンク【57条】電源設備 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【57条】電源設備 <p>b. 格納容器圧力逃がし装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む）【その他設備】 ・ 西側淡水貯水設備【56条】水源 ・ 代替淡水貯槽【56条】水源 ・ 常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置【57条】電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車【57条】電源設備 ・ 常設代替直流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 緊急用125V系蓄電池【57条】電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車【57条】電源設備 可搬型整流器【57条】電源設備 ・ 燃料給油設備 <ul style="list-style-type: none"> 軽油貯蔵タンク【57条】電源設備 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【57条】電源設備 可搬型設備用軽油タンク【57条】電源設備 タンクローリ【57条】電源設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>(設備の目的)</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>(機能喪失の想定)</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>(系統構成)</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p> <p>⑥ 技術的能力審査基準において、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる手順は格納容器圧力逃がし装置による手順に優先して実施されるものとされていることから、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットの信頼性を確認。</p>
<p><u>(その他の設備)</u></p> <p>⑦ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去海水系ポンプ、残留熱除去海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、代替循環冷却系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉格納容器にスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する設計とする。
 - ・代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
 - ・残留熱除去系熱交換器は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系により冷却できる設計とする。
 - ・緊急用海水系は、緊急用海水ポンプにて非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管、SA用海水ピット取水塔、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを通じて海水を取水し、緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水系ストレーナにより異物を除去し、残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.7-1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））、第9.7-2図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（サプレッション・プール水の除熱を実施する場合））及び第9.7-3図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））と追補の概略系統図（第1.7-3図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.7-1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））等）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第1.2-1図代替循環冷却系の系統概要図」）

- ⑥ 代替循環冷却系の信頼性について、申請者は、設置許可基準規則第43条への適合性に係る説明に加え、**本発電所では、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さいため代替循環冷却系を使用しない場合の格納容器ベント実施時間が、他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも短いことから、代替循環冷却系の更なる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化すること**を確認した。

（その他の設備）

- ⑦ ①以外で、流路として原子炉格納容器等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第1.2-1図代替循環冷却系の系統概要図」）

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、フィルタ装置、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、遠隔人力操作機構、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）、第二弁操作室差圧計、可搬型窒素供給装置、窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、圧力開放板等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。
 - ・ 格納容器圧力逃がし装置の設置許可基準規則解釈に対する設計方針については、（2）参照。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.7-4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.3-4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

(2) 設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(解釈) 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） 1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。 解釈第50条第1項 a) を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備は、以下の設計方針であることを確認する。 ①原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置する方針としていることを確認。</p>	<p>想定する重大事故等に対して、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の設計方針を、以下のとおり確認した。 ① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として代替循環冷却系を設置する方針であることを確認した。代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、代替循環冷却系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレーするとともに、原子炉注水及びサプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-6 容量設定根拠）において、有効性評価で期待している流量配分パターンが示され、代替循環冷却系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定するとしていることを確認した。</p>
<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。 3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>解釈第50条第2項を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する方針としていることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、乾式又は湿式の選択理由（例えば、性能や諸外国での採用実績等の比較等）が示されていることを確認。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な排気流量を有する設計としていることを確認。 補足説明資料において、設計条件及び評価結果が示されていることを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として格納容器圧力逃がし装置を設置する方針であることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-3 配置図、50-4 系統図）において、隔離弁やフィルタ装置の基本構成及び配置状況が示されている。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、格納容器圧力逃がし装置を設置する方針であることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について）において、粒子状放射性物質だけではなく、無機よう素も捕捉することができることから、フィルタ装置には湿式方式を採用していることが示されている。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、十分な排出流量を有する設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-6 容量設定根拠）において、炉心の崩壊熱と格納容器圧力逃がし装置の駆動力となる原子炉格納容器内の圧力との関係から、設計流量を求めていることが示されている。</p>
<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>解釈第50条第3項 b) i) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減する設計方針であることを確認する。</p> <p>① 低減する放射性物質の種類及び形態、これらが低減される設備（例えば、エアロゾルに対してはスクラバ水で除去等）及び除去効率を明確に示していることを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガス中に含まれる放射性物質をフィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）により低減し、大気へ放出する。放射性物質のうち、エアロゾル、無機よう素及び有機よう素はスクラビング水、金属フィルタ及びよう素除去部で除去するとしていることを確認した。 具体的には、格納容器圧力逃がし装置により低減する放射性物質の種類等については、以下のとおり明確に示されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・エアロゾル 99.9%以上（スクラビング水及び金属フィルタ）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 補足説明資料において、①で低減できない排気中に含まれる放射性物質については、その処理方針（例えば、希ガスについては、ベントによる管理放出前までに格納容器内で可能な限り減衰させる方針等）が示されていることを確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、①の低減に係る物理メカニズムが示されていることを確認。</p> <p>④ 補足説明資料において、格納容器圧力逃がし装置の放射性物質低減機能について、想定される環境条件等を踏まえた性能試験等により、除去効率に対する根拠が示されていることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器圧力逃がし装置の運転範囲（ベントガスの圧力、温度、流量及び蒸気割合、フィルタ部における過熱度等） ・ 採用する性能試験の試験条件（環境条件や粒径等）、結果及び実機への適用性 ・ その他、考慮すべき事項（例えば、フィルタ装置内の環境条件（スクラバ水の pH を含む）によるスクラバ水やフィルタの除去効率への影響、フィルタの閉塞・吸着飽和、再浮遊・再揮発等 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 無機よう素 99%以上（スクラビング水） ・ 有機よう素 98%以上（よう素除去部） <p>② 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用において、①で低減できない排気中に含まれる希ガスについて、重大事故等対策設備として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができることが示されている。</p> <p>③ 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理）において、エアロゾルの除去原理及びガス状放射性よう素の除去原理が示されている。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置の放射性物質低減機能について、その除去効率に対する根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の3.3 性能検証試験結果）において、格納容器圧力逃がし装置の運転範囲が示されている。 ・ 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の3.3 性能検証試験結果）において、エアロゾルの除去性能試験結果及びガス状放射性よう素の除去性能試験結果と、東海第二における重大事故時の格納容器圧力逃がし装置の運転範囲等から、実機への適用性を検討し①の除去性能を導いており、除去効率に対する根拠が示されている。 ・ その他、考慮すべき事項として、以下のとおり、重大事故時の環境条件等（スクラバ水内の pH 条件を含む）を踏まえて除去性能に影響を与える因子を検討しており、これらが影響を及ぼさないことが示されている。 <ul style="list-style-type: none"> ✓ エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について（別紙9） ✓ ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について（別紙10） ✓ よう素除去部におけるよう素の再揮発、吸着材の容量減少及び変質について（別紙11） ✓ スクラビング水のpHについて（別紙41） ✓ スクラビング水の保有水量の設定根拠について（別紙12） ✓ よう素除去部へのスクラビング水の影響について（別紙14） ✓ フィルタ装置における化学反応熱について（別紙50）
<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>解釈第50条第3項 b) ii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策を講じる設計方針であることを確認する。具体的には、格納容器圧力逃がし装置における構造健全性（放射性物質低減機能を含む）の維持を目的として、可燃性ガスによる格納容器圧力逃がし装置への影響、この影響を踏まえた対策</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（原子炉格納容器内及び格納容器圧力逃がし装置内）を確認する。 （可燃性ガスによる影響の整理）</p> <p>① 考慮すべき可燃性ガスを明確にしていることを確認。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置内における可燃性ガスの状況（例えば、ベントライン配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇や滞留等による水素燃焼等）及びこの状況による格納容器圧力逃がし装置への影響（例えば、格納容器圧力逃がし装置の構造健全性（放射性物質低減機能の喪失を含む。）への影響等）を明確にしていることを確認。</p> <p>③ ②を踏まえて、可燃性ガスの爆発防止等の対策の方針を確認。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内の不活性化 ・原子炉格納容器内で、格納容器圧力逃がし装置へ影響を及ぼさない水素濃度まで低減 ・格納容器圧力逃がし装置内における滞留防止 等 	<p>（可燃性ガスによる影響の整理）</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置には、重大事故時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入するため、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ必要があるとしていること、考慮すべき可燃性ガスは、水素としていることを確認した。</p> <p>その考え方として、補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について）において、水素以外では熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが熔融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないことが示されている。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置には、重大事故時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入するため、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ必要がある（①の再掲）としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法）において、格納容器圧力逃がし装置内における水素の状況として、ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らないことが示されている。また、補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について）において、フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ（L/D）（※）を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とすることが示されている。</p> <p>（※）枝管長さ（L）、枝管内径（D）</p> <p>補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について）において、酸素濃度をドライ条件で管理することから、水蒸気が凝縮することによる影響がないことが以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol%未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。 ・格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。 <p>③ このため、格納容器圧力逃がし装置は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのベントラインを設置することを確認した。なお、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転中においては不活性ガス系により不活性化した状態が維持されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について）において、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol%かつ酸素濃度 5vol%以上の条件に加えて、着火源又は 500℃以上の発熱源が必要となるが、格納容器内における着火源又は 500℃以上の発熱源の不確かさが大きいいため、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしていることが示されている。さらに、ベント実施直後は、格納容器</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(格納容器圧力逃がし装置内における対策)</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置内（配管を含む）における水素の滞留対策を確認。</p> <p>⑤ 補足説明資料において、格納容器圧力逃がし装置内における着火源（静電気等）が示されていることを確認。</p> <p>⑥ 上記の原子炉格納容器内及び格納容器圧力逃がし装置内における対策が機能しないことが想定される場合には、これに係る格納容器圧力逃がし装置の設計方針を確認。</p> <p>⑦ 補足説明資料において、⑥の具体的な内容を確認。例えば、格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼により、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性物質低減機能の一部が喪失した場合でも、環境への Cs-137 放出量の評価値が基準を下回っていること ・ 放射性物質低減機能を除く格納容器圧力逃がし装置の構造健全性が維持されること <p>が示されていることを確認。</p>	<p>からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。</p> <p>(格納容器圧力逃がし装置内における対策)</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのベントラインを設置すること（③の再掲）を確認した。 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について）において、格納容器圧力逃がし装置の系統内における水素及び酸素の滞留を防止することが示されている。</p> <p>⑤ 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の2.1 設計方針）において、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理することで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはないことが示されている。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 該当なし。</p>
<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>解釈第50条第3項 b) iii) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の配管等が、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しない設計であることを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とすることを確認した。また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に、原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①で共用する方針である場合は、他への悪影響がないことを確認。例えば、他への悪影響がないこととは、格納容器圧力逃がし装置と他の系統が分離され、意図しないところへの放射性物質、水素の回り込み・滞留に対する考慮がなされているか等を確認。</p>	<p>補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 33 主ライン・弁の構成について）において、格納容器圧力逃がし装置の主ラインの取り出し及び構成として、以下のとおり設計することが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ（S/C）からの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウェル（D/W）上部からの取り出しを行っている。 ・ 具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。 ・ 主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する。 ・ S/C側及びD/W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。 ・ フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置している。 <p>② ①を踏まえて、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 33 主ライン・弁の構成について）において、隔離弁の閉じ込め機能の維持に関すること等が示されている。</p>
<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>解釈50条第3項 b) iv) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備する設計としていることを確認。</p> <p>② 事象発生7日後以降に格納容器ベントによる管理放出を停止し、他の原子炉格納容器の除熱対策へ移行する場合には、原子炉格納容器の負圧破損に至る可能性があることから、補足説明資料において、以下が示され、負圧破損防止対策の成立性が示されている</p>	<p>① 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、また、格納容器圧力逃がし装置の使用後においても原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料（「50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 20 ベント停止手順について）において、ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始すること、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を 13.7kPa [gage] か</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>ことを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 負圧破損に至る可能性があるタイミング前後における事象進展 ・ 負圧破損を防止（例えば、原子炉格納容器内へのガス供給）するための設備、手順及び成立性（現場操作を伴う場合は、その場所の放射線量等を含む） ・ フィルタベントラインを活用してガス供給を行う方針である場合は、それ以外の供給ライン 	<p>ら 310kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換することが示されている。（手順及び操作の成立性については、技術的能力の確認事項で確認。）</p>
<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>解釈 50 条第 3 項 b) v) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、信頼性を確保したうえで、バイパスラインも含め、全てのラインについて人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを確認。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置による管理放出の実施を、原子炉格納容器圧力を起点としている場合（例えば、原子炉格納容器圧力 1.9Pd で実施）、補足説明資料において、原子炉格納容器圧力が 2Pd に到達するまでの時間と手動操作で隔離弁を全開にするまでの時間、加えて、隔離弁開度と逃がし容量との関係が示され、2Pd に到達するまでに、格納容器圧力逃がし装置による管理放出が実施できることが示されていることを確認。この際あらかじめ、格納容器フィルタベント隔離弁及びバイパス弁の駆動源の信頼性並びに現場手動操作機能への近接性の確認を行うとしていることを確認。</p> <p>③ 隔離弁に A0 弁を用いる場合には、補足説明資料において、開保持が可能であることを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（第一弁（D/W側）、第一弁（S/C側）、第二弁及び第二弁バイパス弁）は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外から人力操作が可能であることを確認した。</p> <p>具体的には、補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について）の別紙 48 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について）において、遠隔人力操作機構の成立性、耐環境性等が示されている。</p> <p>② 炉心損傷後の格納容器ベントは、ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合において、ベント実施基準（サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達）から格納容器限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能であることが示されている。</p> <p>③ 該当なし</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>解釈50条第3項 b) vi) を踏まえ、格納容器圧力逃がし設備は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされる方針であることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、隔離弁人力操作場所の線量が示されていることを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置の第一弁（D/W側）、第一弁（S/C側）、第二弁及び第二弁バイパス弁の手動操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、遠隔人力操作機構の操作場所は、遮蔽体を設置し、空気ポンベにて正圧化することによりプルームの影響による作業員の被ばくを低減することとしていることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙17 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価）において、ベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価が示されており、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100mSv以下であることが示されている。</p>
<p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>解釈50条第3項 b) vi) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① ラプチャーディスクを使用する方針か確認。使用する方針の場合、バイパス弁を併置する方針か確認。</p> <p>② バイパス弁を併置しない場合、ラプチャーディスクの使用目的及びフィルタベント設備の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスクを使用する方針か確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置の系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の2.1 設計方針）において、バイパス弁は併置しない方針であることを確認した。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置の格納容器圧力逃がし装置の系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする（①の再掲）ことを確認した。具体的には、圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約0.08MPa[gage]にて破裂し排気の妨げとならないことを確認した。 補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の1.3 系統概要）において、格納容器圧力逃がし装置の系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 補足説明資料において、ラプチャーディスクが曝される環境条件等を踏まえ、フィルタベント設備による管理放出の実施の妨げとならないことが示されていることを確認。(b-7-1. ②及び③)</p>	<p>③ 補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 15 圧力開放板の信頼性について）において、圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とし、ベントを実施する際の妨げにならないことが示されている。</p>
<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>解釈 50 条第 3 項 b) viii) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない場所に接続されているかを確認。その際、補足説明において、ドライウエルベントラインの取り出し位置が格納容器下部に落下した溶融炉心を水没させる位置よりも上に設置されていることが示されていることを確認。</p> <p>② BWR プラントの場合、ウェットウエルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張等を考慮しても、水没しないことを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれかからも排気を可能とし、サプレッション・チェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の 2.1 設計方針）において、ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない設計とすることが示されている。</p> <p>② 有効性評価の格納容器圧力逃がし装置を使用するシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、サプレッション・チェンバの水位がベントラインに到達していないことが示されている。</p>
<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>解釈 50 条第 3 項 b) ix) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 事故収束後に近接可能なように、使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされているか確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の周囲に遮蔽体を設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料（50-12 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理）において、保管管理方針が示されている。</p>
<p>4 第 3 項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>解釈50条第4項を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって格納容器代替循環冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内又は屋外に設置すること、代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び緊急用海水ポンプは原子炉建屋原子炉棟又は緊急用海水ポンプピット内に設置すること並びに格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は流路を分離することにより可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

なお、緊急用海水系の設置許可基準規則第43条への適合性については、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条）」において確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「50-1 SA設備基準適合性一覧表」）

2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とすることを確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、代替循環冷却系については、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。また、格納容器圧力逃がし装置については、48条の常設重大事故防止設備としての設計方針も合わせて確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「50-3 配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と格納容器圧力逃がし装置及び設計基準事故対処設備と代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散について示されている。（共-10 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理について 参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

50条で整理する常設重大事故等対処設備は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とすることを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置することを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備

等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とすることを確認した。

2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（隣接する発電所を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすること、他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替循環冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時の排出経路と換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ペント系の他の系統及び機器との間に隔離弁を直列に2個設置し、格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計は、通常時は使用しない設備であり、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、転倒のおそれがないよう固定して保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「50-6 容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替循環冷却系	<p>代替循環冷却系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有することを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系は、2系統設置し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する。各々の代替循環冷却系ポンプは、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な原子炉圧力容器及び原子炉格納容器に注水可能なポンプ容量を有する設計とする。 代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 緊急用海水系からの冷却水の供給により使用する場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、緊急用海水系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。
格納容器圧力逃がし装置	<p>格納容器圧力逃がし装置は、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有することを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器圧力逃がし装置での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。 フィルタ装置は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。 スクラビング水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラビング水のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。 フィルタ装置のスクラビング水は、補給による水位の確保及びサプレッション・チェンバへの移送が可能な設計とする。 フィルタ装置の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。 フィルタ装置のよう素除去部の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さ及び有効面積を有する設計とする。 圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。 第二弁操作室差圧計は、第二弁操作室と周囲の差圧の基準値を上回る範囲の測定が可能な設計とする。

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

50 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器圧力逃がし装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で第二弁又は第二弁バイパス弁の操作が可能なよう第二弁操作室を正圧化することにより操作員の放射線防護に必要な容量を有するものを1セット19本使用する。保有数は、1セット19本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として5本の合計24本を保管する。

2.7.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「50-3 配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替循環冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 代替循環冷却系ポンプの操作、代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作及び代替循環冷却系運転後における弁の操作は、想定される重大事故等時において、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室で可能な設計とする。 代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（共-2 類型化区分及び適合内容）</p>
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）に、遠隔人力操作機構（操作部を除く）は、原子炉建屋原子炉棟内に、遠隔人力操作機構（操作部）、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び第二弁操作室差圧計は、原子炉建屋付属棟内に、圧力開放板は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（共-2 類型化区分及び適合内容）</p>

b. 現場の作業環境（第 43 条第 1 項第 6 号、第 43 条第 3 項第 4 号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替循環冷却系	<p>代替循環冷却系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系ポンプの操作、代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作及び代替循環冷却系運転後における弁の操作は、想定される重大事故等時において、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室で可能な設計とする。 代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（50-3 配置図 参照）</p>
格納容器圧力逃がし装置	<p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外から人力操作が可能であること、遠隔人力操作機構の操作場所は、遮蔽体を設置し、空気ポンペにて正圧化することによりブルームの影響による操作員の被ばくを低減することを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。 排出経路に設置されるこれらの隔離弁の遠隔人力操作機構の操作部を原子炉建屋原子炉棟外へ設け、必要に応じた遮蔽の設置並びに第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計を設置することにより、想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置の周囲及び必要に応じて配管等の周囲に遮蔽体を設けることで、格納容器圧力逃がし装置格納槽内で実施するスクラビング水の補給操作及びサプレッション・チェンバへの移送操作が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（50-3 配置図 参照）</p>

2.7.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とすること、操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備すること、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「50-4 系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替循環冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・代替循環冷却系ポンプ及び系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 ・代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を設置する。 ・遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）にて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とすることで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。

(2) 試験・検査 (第43条第1項第3号)

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果 (東海第二)
代替循環冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none">代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。(50-5 試験検査 参照)</p>
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none">格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また、よう素除去部は、発電用原子炉の停止中に内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 及び第二弁操作室差圧計は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また、第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 及び第二弁操作室差圧計は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。(50-5 試験検査 参照)</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第51条））

技術的能力基準 1.8 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 51 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第 51 条）

2.8.1 適合方針	51-2
(1) 設置許可基準規則への適合	51-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	51-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	51-4
i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備	51-5
a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	51-5
b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	51-6
ii) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止に用いる設備	51-7
a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	51-7
b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	51-7
c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	51-7
d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	51-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	51-8
2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	51-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）	51-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第 43 条第 3 項第 7 号）	51-11
c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）	51-11
d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）	51-11
e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）	51-12
2.8.1.2 悪影響防止（第 43 条第 1 項第 5 号）	51-13
2.8.2 容量等（第 43 条第 2 項第 1 号、第 43 条第 3 項第 1 号）	51-14
2.8.3 環境条件等	51-15
a. 環境条件及び荷重条件（第 43 条第 1 項第 1 号）	51-15
b. 現場の作業環境（第 43 条第 1 項第 6 号、第 43 条第 3 項第 4 号）	51-15
2.8.4 操作性及び試験・検査性について	51-17
(1) 操作性の確保（第 43 条第 1 項第 2 号、第 43 条第 1 項第 4 号、第 43 条第 3 項第 2 号、第 43 条第 3 項第 6 号）	51-17
(2) 試験・検査（第 43 条第 1 項第 3 号）	51-18

2.8.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.8により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.8により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・コリウムシールド ・代替淡水貯槽 <p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・コリウムシールド ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 <p>ii) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止に用いる設備</p> <p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止に用いる設備のうち、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】」に整理されているものと同じであることを確認した。</p> <p>また、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】」と同じであることを確認した。</p> <p>添付資料 1.8.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>③ 以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器【その他設備】 ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・ 代替所内電気設備【57条】電源設備 ・ 燃料給油設備【57条】電源設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ・ 重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、コリウムシールドを使用することを確認した。なお、
- ・ 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器下部注水系（常設）は、溶融炉心が落下するまでに常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水をペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し水位調整するとともに、原子炉容器の損を判断した場合にペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。
- ・ 格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ・ 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。
（機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

（系統構成）

- ・ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.8-1 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水））と追補の概略系統図（第 1.8-4 図 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ・ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.8-1 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水））に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 51-4-1 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図」）

（その他の設備）

- ・ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 51-4-1 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図」）

b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として、可搬型代替注水中型ポンプ（、西側淡水貯水設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器下部注水系（可搬型）は、溶融炉心が落下するまでに可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水源の水をペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し水位調整するとともに、原子炉容器の損を判断した場合に溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。
 - ・ 格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
 - ・ 可搬型代替注水中型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
 - ・ コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。
- （機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.8-2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水））と追補の概略系統図（第 1.8-6 図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.8-2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水））に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 51-4-2 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 51-4-2 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図」）

ii) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）

c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」に整理されていることを確認した。（「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」参照。）

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認結果（東海第二）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」に整理されていることを確認した。（「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」参照。）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備） 1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	
<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。） ① 原子炉格納容器下部注水設備を整備することを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器下部注水設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を整備するとしており、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、可搬型代替注水中型ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブレション・チェンバ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。） ② 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>② 原子炉格納容器下部注水設備である原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散を図った設計とすることを確認した。 具体的には、「2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>
<p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 ③ 当該設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から</p>	<p>③ 格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備（代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）から給電が可能であること、格納容器下部注水系（可搬型）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
の給電を可能とすることを確認。	の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型注水大型ポンプはディーゼル駆動であり、電源を必要としないことを確認した。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	<p>常設低圧代替注水系ポンプは、電源を空冷式の常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車とし、水源を代替淡水貯槽とすることにより、ディーゼル駆動であり、水源を淡水（西側淡水貯水設備）又は海水とする可搬型代替注水中型ポンプに対して多様性を有していること、さらに、常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽に設置すること、可搬型代替注水中型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に保管することにより、互いに独立性を有し、位置的分散が図られていること、常設低圧代替注水系ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、可搬型代替注水中型ポンプはディーゼル駆動であり、電源を必要としないことを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 また、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする格納容器下部注水系（常設）に対して、異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、低圧代替注水系（常設）と可搬型の多様性、位置的分散について示されている。（第3.8-2表 参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第 43 条第 3 項第 7 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

51 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯水槽	a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）の「格納容器下部注水系（常設）」の項目を参照。 それ以外に、以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

51 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

51 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯水槽	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 ・接続口は、原子炉建屋の異なる面の隣接しない東側に1箇所及び西側に1箇所、常設代替高圧電源装置置場の東側に1箇所及び西側に1箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

51 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、 コリウムシールド※	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器下部注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ コリウムシールド※は、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールド内に設置する機器ドレンサンプ及び床ドレンサンプの排水経路は、十分な排水流量を確保することで原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯水槽 （コリウムシールド※）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替大型ポンプを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

※ コリウムシールドの設計方針については、代表して格納容器下部注水系（常設）に記載し、格納容器下部注水系（可搬型）での記載は省略する。以下、同様。

2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、 コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して、ポンプ2台の運転により十分な容量を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替燃料プール注水系として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。 コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）に落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯水槽 （コリウムシールド）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時において、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2セットで4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する。 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セットで2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。バックアップについては、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）のバックアップ用1台と共用する。

2.8.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 また、格納容器下部注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 コリウムシールドは、ペDESTAL（ドライウェル部）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-4及び表3.8-5参照）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯水槽 （コリウムシールド）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。また、格納容器下部注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-11及び表3.8-12参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.8-6参照）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設

<p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表 3.8-13 参照）</p>
---------------------	--

2.8.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、 コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器下部注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。 ・ コリウムシールドは、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.8-7 参照）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 （コリウムシールド）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.8-14 参照）

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条））

技術的能力基準 1.9 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 52 条及び第 43 条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条）

2.9.1 適合方針	52-2
（1）設置許可基準規則への適合	52-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	52-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	52-3
a. 原子炉格納容器内の不活性化	52-4
b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	52-4
c. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	52-4
d. 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視	52-5
（2）設置許可基準規則解釈への適合	52-7
2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	52-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	52-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	52-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	52-9
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	52-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	52-9
2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	52-10
2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	52-11
2.9.3 環境条件等	52-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	52-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	52-12
2.9.4 操作性及び試験・検査性について	52-12
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	52-12
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	52-13

2.9.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.9 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.9 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備等が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器内の不活性化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 不活性ガス系【設計基準対象施設】 <p>b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 窒素供給装置 ・ 窒素供給装置用電源車 <p>c. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタ装置 ・ 圧力開放板 ・ 窒素供給装置 ・ 窒素供給装置用電源車 ・ フィルタ装置入口水素濃度計 ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） <p>d. 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内水素濃度計(SA) ・ 格納容器内酸素濃度計(SA) <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.9-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.9.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設の要求に対する適合は、2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・代替所内電気設備【57条】電源設備 ・燃料給油設備【57条】電源設備 ・原子炉格納容器【その他設備】 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>
<p><u>（設備の目的）</u></p>
<p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p>
<p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p>
<p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p>
<p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 原子炉格納容器内の不活性化

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とすることを確認した。なお、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、不活性ガス系は設計基準対象施設とすることを確認した。</p>

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、可搬型窒素供給装置を使用することを確認した。</p> <p>② 可搬型窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする</p>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.9-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化））と追補の概略系統図（第 1.9-4 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.9-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化））に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-1 可搬型窒素供給装置系統概要図」）</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-1 可搬型窒素供給装置系統概要図」）</p>

c. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）として、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去、圧力開放板、窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、フィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））を使用することを確認した。</p>

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。
- ・ 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
- ・ 排出経路における水素濃度及び放射性物質濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置入口水素濃度計を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置水素濃度計は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.9-2 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））と追補の概略系統図（第 1.9.6 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス排出 概要図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.5-2 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-2 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-2 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

d. 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（水素濃度監視及び酸素濃度監視）として、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 格納容器内水素濃度計（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
- ・ 格納容器内酸素濃度計（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲の酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
- ・ 格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉区域内へ導き、検出器で測定す

ることで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

- ・ 格納容器内水素濃度計(SA)及び格納容器内酸素濃度計(SA)は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。（代替原子炉補機冷却系を用いた冷却については、48条で整理。）
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.9-3図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（原子炉格納容器内の水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-3 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-5 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図」）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>① 原子炉格納容器内を不活性化することを確認。</p> <p><BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p>① 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、以下のとおり可搬型窒素供給装置を整備することを確認した。なお、原子炉運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計であることを確認した。</p> <p>a. 可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃域とならないよう抑制できる設計とする。</p>
<p><PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 ① 水素濃度制御設備を設置することを確認。</p>	<p>該当なし。</p>
<p><BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>② 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、以下を確認。</p> <p>a. 排出経路での水素爆発の防止すること b. 放射性物質の低減設備</p>	<p>② 水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出するために、格納容器圧力逃がし装置を設置することを確認した。具体的には以下のとおり確認した。</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置は、あらかじめ配管内を窒素ガスで置換しておくことで使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃域とならないようにする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>c. 水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること</p> <p>c. については、特に以下の点について確認する。</p> <p>イ) 水素の測定に係る方針として、測定の目的及び目的を踏まえた計器の設置場所を確認。(a-8. ①、b-2-2. ④及び⑥)</p> <p>ロ) フィルタベント設備による管理放出の実施に当たって、放出する放射能による影響を把握する必要があることから、放出する放射エネルギーを算出していることを確認。(a-8. ①)</p> <p>補足説明資料において、放出する放射エネルギーの推定方法が示されていることを確認。</p> <p>※現状の技術では、放射エネルギーを直接計ることはできず、推定する程度である。例えば、フィルタベント実施時に格納容器内のエアモニタで炉心状態を確認した上で、炉内蓄積量等の評価に基づいて予め推定し、また、フィルタベント実施中は、希ガスの組成を仮定した上で、フィルタベントのモニタにより推定するなど。</p> <p>③炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置することを確認。</p> <p>④これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>b. <u>フィルタ装置により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減する。</u></p> <p>c. <u>排出経路の配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することにより、放射線量率を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路の配管頂部となる箇所にフィルタ装置入口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視する。</u></p> <p>イ) 補足説明資料において、水素ガスが蓄積を把握するために配管頂部となる箇所に水素濃度計を設置することが示されている。</p> <p>ロ) 補足説明資料において、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）から放射性物質濃度を推定する方法が示している。</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を連続的に監視できる計測範囲を有する監視設備として格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）を設けることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、格納容器内水素濃度計（SA）格納容器内酸素濃度計（SA）の測定原理、計測範囲等が示されている（参照：「容量設定根拠」、「計装設備の測定原理」）</p> <p>④<u>格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は代替電源設備である常設代替高圧電源装置等からの給電に対応した設計とすること、また、可搬型窒素供給装置は、専用の電源車を有する設計とすることを確認した。</u></p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。なお、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計に用いる代替原子炉補機冷却系及び格納容器圧力逃がし装置については、43 条の設計方針は変わらないため、それぞれ 48 条、50 条で整理する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内酸素濃度計（SA）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所について位置的分散を図る設計とする。格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないことを確認した。なお、可搬型重大事故緩和設備として整備する可搬型窒素供給装置については、以下のとおり確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源車を使用することで非常用交流電源設備に対して多様性を有するディーゼルエンジンにより駆動できる設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

52条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するもの可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	<p>可搬型窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、可搬型窒素供給装置を屋外の保管場所に分散して保管することが示されている。</p>

2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型窒素供給装置は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・可搬型窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内酸素濃度計（SA）	他の設備と電気的な分離を行うことで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内酸素濃度計（SA）	格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、計測誤差を考慮した上で、それぞれ、0～100vol%、0～25vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していること

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型窒素供給装置は、想定される重大事故等時に、格納容器逃がし装置により原子炉格納容器内における水素及び酸素を排出する前までに、原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素供給容量を確保するため1セット2台使用する。保有数は1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計4台を保管する。可搬型窒素供給装置のうち、窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置用1セット2台への電力供給に必要な容量を有するものを1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

2.9.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.9-2参照）
格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内酸素濃度計（SA）	格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.9-8参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 可搬型窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.9-5参照）
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内酸素濃度計（SA）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、重大事故等において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。 ・ 格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.9-9参照）

2.9.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・可搬型窒素供給装置の窒素供給装置と接続口の接続は、簡便な接続とし、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。
格納容器内水素濃度計 (SA) 格納容器内酸素濃度計 (SA)	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度計 (SA) 及び格納容器内酸素濃度計 (SA) は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型窒素供給装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取り替が可能な設計とする。 ・可搬型窒素供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.9-4 参照）</p>
格納容器内水素濃度計 (SA) 格納容器内酸素濃度計 (SA)	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度計 (SA) 及び格納容器内酸素濃度計 (SA) は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。 ・格納容器内水素濃度計 (SA) 及び格納容器内酸素濃度計 (SA) のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.9-10参照）</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条））

技術的能力基準 1.10 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 53 条及び第 43 条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条）

2.10.1 適合方針	53-2
（1）設置許可基準規則への適合	53-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	53-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	53-4
a. 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	53-5
b. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	53-5
b. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定	53-6
（2）設置許可基準規則解釈への適合	53-8
2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	53-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	53-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	53-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	53-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	53-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	53-10
2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	53-11
2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	53-12
2.10.3 環境条件等	53-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	53-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	53-13
2.10.4 操作性及び試験・検査性について	53-14
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	53-14
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	53-14

2.10.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備) 第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.10 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.10 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ガス処理系排風機 ・ 非常用ガス再循環系排風機 ・ 非常用ガス処理系フィルタトレイン ・ 非常用ガス再循環系フィルタトレイン b. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制 <ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合器 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 c. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋水素濃度計 <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.10.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.10.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設の要求に対する適合は、2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋原子炉棟【その他設備】 ・常設代替交流電源設備【57条】 ・可搬型代替交流電源設備【57条】 ・常設代替直流電源設備【57条】 ・可搬型直流電源設備【57条】 ・代替所内電気設備【57条】 ・燃料給油設備【57条】 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。
 - ・原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が規定値に達した場合には、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を停止し、水素爆発を防止する設計とす。
 - ・非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.10-2 図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図（原子炉建屋ガス処理系による水素排出））と追補の概略系統図（第 1.10-7 図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第 9.10-2 図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図（原子炉建屋ガス処理系による水素排出））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 3.10-4 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.10-4 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図」）

b. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器を使用し、作動状況確認のため静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。
- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.10-1図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備構造図（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制）、第9.10-3図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制）、第9.10-4図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-1 静的触媒式水素再結合器 概要図」、「図3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉建屋原子炉棟を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-1 静的触媒式水素再結合器概要図」、「図3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図」）

b. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 水素濃度監視設備として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で計測できる原子炉建屋水素濃度計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・原子炉建屋水素濃度計は、中央制御室において連続監視できる設計とする。
 - ・原子炉建屋水素濃度計のうち、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
 - ・原子炉建屋水素濃度計のうち、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした水素ガスを測定する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.10-4図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統構造図（原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.10-3 原子炉建屋水素濃度の系統概要図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として原子炉建屋原子炉棟を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.10-3 原子炉建屋水素濃度の系統概要図」）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>① 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置することを確認。</p>	<p>①水素濃度制御設備として、適切な位置に配置され水素濃度の上昇を抑制できる原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器を設置することを確認した。（非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、保守的に設定した原子炉格納容器漏えい率（10%/日）等を条件として評価した結果により、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満とすることができる排出容量を確保していること）を確認した。また、静的触媒式水素結合器は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建屋オペレーティングフロア内に分散させた配置とすること、PAR の台数の設定に当たっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム—水反応により全て反応したときに発生する量（約 1,400 kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（24 個）とすることを確認した。）</p> <p>補足説明資料において、原子炉建屋ガス処理系の健全性が示されていることを確認した。また、静的触媒式水素再結合器の効果（GOTHIC 解析）が示されており、水素濃度は可燃限界未満（4vol%未満）であることを確認した。（参照：別添資料-53-7「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」）</p>
<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>② 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置することを確認。</p>	<p>②原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0～10vol%又は 0～20vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していることを確認した。</p> <p>原子炉建屋水素濃度計の設計方針について、以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・監視設備（水素濃度監視）として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で計測できる原子炉建屋水素濃度計を設置する。 ・原子炉建屋水素濃度計は、水素の可燃限界 4vol%を測定できる計測範囲を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、原子炉建屋水素濃度計の計測範囲 0～10vol%又は 0～20vol%、計器誤差±1vol%が示されており、水素の可燃限界である 4vol%に対して十分であることを確認した。（参照：別添資料-53-7「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」）</p>
<p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③ これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は代替電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能であること、PAR 動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度計は代替電源設備である緊急用 125V 蓄電池等からの給電が可能であることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）

43 条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

53 条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることを確認した。
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である原子炉建屋水素濃度計と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
原子炉建屋水素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋水素濃度計は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素再結合器動作監視装置と共通要

	<p>因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋水素濃度計は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
--	--

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

53条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン	設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	<p>静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、PAR 動作監視装置は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋原子炉棟 6 階壁面近傍に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内の水素流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン	原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素を含む空気を排出させる機能に対して、設計基準事故対処設備としての原子炉建屋原子炉棟内の空気の排出能力を使用することにより、原子炉建屋原子炉棟内の水素を屋外に排出し水素濃度を可燃限界濃度未満にして水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止できるため、設計基準事故対処設備と同仕様のファン容量及びフィルタ容量を有する設計とすることを確認した。
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建屋原子炉棟6階内に分散させた配置とすること、静的触媒式水素再結合器の台数の設定にあたっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量（1,400kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（24個）とすることを確認した。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とすることを確認した。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟6階内の天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とすることを確認した。また、原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟6階以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.10.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン	原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすること、また、中央制御室から操作が可能な設計とすることを確認した。
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 原子炉建屋ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し弁操作等により速やかに切り替えられる設計とすること。 ・ 原子炉建屋ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とすること。
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器は、水素と酸素が流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とすることを確認した。 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しないことを確認した。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しないことを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.10.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン	以下の設計方針であることを確認した。 ・原子炉建屋ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し弁操作等により速やかに切り替えられる設計とすること。 ・原子炉建屋ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とすること。
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・静的触媒式水素再結合器は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置の監視は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計の監視は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン	以下の設計方針であることを確認した。 ・原子炉建屋ガス処理系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.10-11参照）

<p>静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合器は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.10-3 及び表 3.10-4 参照）</p>
<p>原子炉建屋水素濃度計</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋水素濃度計は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とすることを確認した。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.10-7 参照）</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条））

技術的能力基準 1.11 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 54 条及び第 43 条への適合性を確認する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条）

2.11.1 適合方針	54-3
（1）設置許可基準規則への適合	54-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	54-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	54-7
i）使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備	54-8
(1) 燃料プール代替注水	54-8
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水	54-8
b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水	54-8
c. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	54-10
d. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	54-10
e. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	54-12
ii）使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備	54-13
(1) 燃料プールのスプレイ	54-13
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	54-13
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	54-14
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	54-15
(2) 大気への放射性物質の拡散抑制	54-15
a. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制	54-15
iii）重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備	54-17
a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視	54-17
iv）重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備	54-18
a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	54-18
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	54-19
2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	54-24
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	54-24
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	54-25
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	54-25
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	54-25
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	54-26
2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	54-27

2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	54-28
2.11.3 環境条件等	54-30
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	54-30
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	54-31
2.11.4 操作性及び試験・検査性について	54-32
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	54-32
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	54-34

2.11.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二） ¹
<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.11 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.11 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(1) 燃料プール代替注水</p> <p>a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 代替淡水貯槽 【56 条】 水の供給設備 ・ 常設代替交流電源設備 【57 条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57 条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57 条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57 条】 電源設備 <p>b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 西側淡水貯水設備 【56 条】 水の供給設備 ・ 代替淡水貯槽 【56 条】 水の供給設備 ・ 常設代替交流電源設備 【57 条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57 条】 電源設備

※ 審査書の記載においては、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換えている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二） ¹
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 c. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 常設スプレイヘッド ・ 代替淡水貯槽 【56条】 水の供給設備 ・ 常設代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 d. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替淡水貯槽 【56条】 水の供給設備 ・ 常設スプレイヘッド ・ 常設代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 e. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 可搬型スプレイノズル ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 ii) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備 <ul style="list-style-type: none"> (1) 燃料プールのスプレイ <ul style="list-style-type: none"> a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 代替淡水貯槽 【56条】 水の供給設備 ・ 常設スプレイヘッド ・ 常設代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替淡水貯槽 【56条】 水の供給設備 ・ 常設スプレイヘッド

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二） ¹
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 <p>c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替淡水貯槽 【56条】 水の供給設備 ・ 可搬型スプレイノズル ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 <p>iii) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備</p> <p>a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・ 使用済燃料プール温度（SA） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） ・ 常設代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 常設代替直流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 <p>iv) 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備</p> <p>a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替燃料プール冷却系ポンプ ・ 代替燃料プール冷却系熱交換器 ・ 緊急用海水ポンプ ・ 緊急用海水系ストレーナ ・ 常設代替交流電源設備 【57条】 電源設備 ・ 代替所内電気設備 【57条】 電源設備 ・ 燃料給油設備 【57条】 電源設備 <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.2-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.2.1において、要求事項（技術的能力審査基準，設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二） ¹
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・使用済燃料プール</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>（設備の目的）</p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(1) 燃料プール代替注水

a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系は、常設低圧代替注水系ポンプ等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。
 - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-1 図使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(1)（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水）と、追補の概略系統図（第 1.11.3 図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-1 図使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(1)（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-1 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-1 代替燃料プール注水系（注水ライン）の系統概要図」）

b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水）として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・代替燃料プール注水系は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ等で構成し、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管から使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。
- ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
- ・代替燃料プール注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
- ・燃料は、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(2)（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水））と、追補の概略系統図（第 1.11-5 図可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(2)（可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-2 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-2 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）」）

c. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ、常設スプレイヘッド、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、常設低圧代替注水系ポンプ等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。
 - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(3)（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）と、追補の概略系統図（第 1.11.3 図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-1 図(1) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(3)（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-8 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-8 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の系統概要図」）

d. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水）として、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、代替淡水貯槽、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、可搬型代替注水大型ポンプ等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプ

レイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

- ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
- ・代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
- ・燃料は、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(3)（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）と、追補の概略系統図（第 1.11-5 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(3)（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-8 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-8 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプ使用時）」）

e. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水）として、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインズル、代替淡水貯槽及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）は、可搬型代替注水大型ポンプ等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して可搬型スプレインズルから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。
 - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
 - ・代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
 - ・燃料は、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-5 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(5)（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ））と、追補の概略系統図（第 1.11-7 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-5 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(5)（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-5 代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-5 代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）系統概要図」）

ii) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(1) 燃料プールのスプレイ

a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ）として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設スプレイヘッド、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電源及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、常設低圧代替注水系ポンプ、常設スプレイヘッド等で構成し、及び常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする
 - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
 - ・常設低圧代替注水系ポンプは、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする（機能喪失の想定）
- ③ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-3 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ）、と、追補の概略系統図（第 1.11.11 図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-3 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-8 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-8 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ）として、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替燃料プール注水系は、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。
 - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
 - ・常設スプレイヘッドを使用した代替燃料プール注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
 - ・燃料は、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-4 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（4）（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）と、追補の概略系統図（第 1.11-5 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-4 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（4）（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-9 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-9 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ⑦ 重大事故等対処設備（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ）として、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインズル、代替淡水貯槽及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ⑧ 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）は、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインズル等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水をホース等を経由して可搬型スプレインズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。
 - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
 - ・可搬型スプレインズルを使用した代替燃料プール注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプにより海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
 - ・燃料は、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ⑨ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ⑩ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-5 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図(5)（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）と、追補の概略系統図（第 1.11-7 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑪ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第 4.3-5 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図(5)（可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-9 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑫ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-9 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統概要図」）

(2) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、ホース等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、ホース等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

その他、原子炉建屋放水設備の詳細については、「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）」において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-5図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第1.12.1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第4.3-5図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、水源として、海を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

iii) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
 - ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。
 - ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 監視カメラに関する系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-7 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の系統概要図(7)使用済燃料プール監視設備）と追補の概略系統図（第 1.11-16 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 4.3-7 図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図 3.11-14 使用済燃料プール監視設備の全体系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、常設代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型直流電源設備等を、重大事故等対処設備として使用することを確認した。
補足説明資料（54-2）において、単線結線図が示されている。（参照：「図 1 使用済燃料プール監視設備 単線結線図」）

iv) 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備
 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（使用済燃料プールの冷却）として、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。
 - ・代替燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び緊急用海水系により熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。
 - ・代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、緊急用海水ポンプにより代替燃料プール冷却系熱交換器に海水を送水することで、代替燃料プール冷却系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において使用済燃料プールの除熱を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-6 図 使用済燃料貯槽の冷却等のための設備の系統概要図(6)（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）と、追補の概略系統図（第 1.11-18 図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 4.3-6 図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図 3.11-12 代替燃料プール冷却系設備系統図（残留熱除去系 A 系使用時）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を、重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図 3.11-12 代替燃料プール冷却系設備系統図（残留熱除去系 A 系使用時）」）

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈）</p> <p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>① 本規程第37条3-1(a)</p> <p>想定事故1「使用済燃料貯蔵層の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p>	<p>①について以下のとおり、想定事故1に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用する設計とする。</p> <p>b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定し、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処施設として、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用する設計とする。</p> <p>c. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定し、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処施設として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用する設計とする。</p> <p>d. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用する設計とする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 本規程第37条3-1(b) 想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵層内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p>	<p>e. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用する設計とする。</p> <p>②について以下のとおり、想定事故2に対する想定がされていることを確認した。 使用済燃料プールは、使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール水戻り配管上部に静的サイフォンブレーカを設ける設計とする。 使用済燃料プールは、使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール水戻り配管上部に静的サイフォンブレーカを設ける。</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。 b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>③代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>④代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持できることを確認。</p>	<p>③について以下のとおり、代替注水設備を配備する方針であることを確認した。 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>④について以下のとおり、代替注水設備を設計する方針であることを確認した。 代替燃料プール注水系は、残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、代替淡水源の水を代替燃料プール注水系（注水ライン）、常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること</p> <p>⑤スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>⑥スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであることを確認。</p>	<p>⑤について以下のとおり、可搬型スプレー設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">使用済燃料プールへのスプレー。そのために、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル、代替燃料プール注水系配管、ホース、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>⑥について以下のとおり、可搬型スプレー設備を設計する方針であることを確認した。</p> <p>a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレー 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用する。代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレーヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレーすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレー 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用する。代替淡水貯槽の水を代替燃料プール注水系配管等を経由して常設スプレーヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレーすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレー 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和する</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>⑦燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備していることを確認。</p>	<p>とともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用する。代替淡水貯槽の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>⑦について以下のとおり、放射性物質の放出を低減するための設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>a. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p>
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>⑧使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認。</p> <p>⑨これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>⑧について以下のとおり、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認した。</p> <p>使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用する。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>⑨について以下のとおり、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料プール監視カメラは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
⑩使用済燃料プールの状態をカメラにより監視できることを確認。	⑩について以下のとおり、使用済燃料プールの状態をカメラにより監視できることを確認した。 使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設低圧代替注水系ポンプ	<p>常設低圧代替注水系ポンプは、電源を空冷式の常設代替高圧電源装置とし、水源を代替淡水貯槽とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して多様性を有していること、さらに、常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系ポンプとは異なる建屋外の常設低圧代替注水系格納槽に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る。 ・ 冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却により冷却する燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する ・ 屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る ・ 代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して異なる水源を有する
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	<p>状態監視設備は代替電源設備である常設代替高圧電源装置等からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする ・ 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする ・ 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする ・ 常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多

	様性を有し位置的分散を図る設計とする。
緊急用海水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用海水ポンプピットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とすることを確認した。 ・ 常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第 43 条第 3 項第 7 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

54 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインゾル	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼル駆動であり、淡水（代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備）又は海水を水源とすることにより、電源を非常用ディーゼル発電機とし、水源をサブプレッション・プールとする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して多様性を有していること、また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管することにより、建屋内に設置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替燃料プール注水系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。 ・ 代替燃料プール注水系は、代替淡水貯槽を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替燃料プール注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表 3.11-12 参照）</p>

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

54 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

54 条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

54 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインズル	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管することにより、建屋内に設置する残留熱除去系ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られている設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替燃料プール注水系の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 ・ 可搬型スプレインズルは、常設スプレイヘッドと異なる場所に保管する。

2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインズル、常設スプレイヘッド、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替燃料プール注水系は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 代替燃料プール注水系の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは、通常時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール水位・温度（S広域A）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プールの冷却に使用する代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは、通常時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設低圧代替注水系ポンプ	使用済燃料プール全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要なポンプ流量を有するものとして使用する
代替淡水貯槽	使用済燃料プールへの注水量に対して可搬型代替注水中型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。
西側淡水貯水設備	使用済燃料プールへの注水量に対して可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲を測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料プール温度（SA）	使用済燃料プール温度（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とすることを確認した。
代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水ポンプ	想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できるポンプ流量及び伝熱容量に対して十分な容量を確保できる容量を有する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレインズル	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、1 セット 2 台の運転により十分なポンプ容量を有する設計とする。保有数は、2 セット 4 台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 5 台を保管する。可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、1 セット 1 台の運転により十分なポンプ容量を有する設計とする。保有数は、2 セット 2 台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。予備については、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）のバックアップ 1 台と共用する。可搬型代替注水大型ポンプは、使用済燃料プール全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要なポンプ流量を有するものとして使用する。 ・ 可搬型スプレインズルは、使用済燃料プール全面にスプレイすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを 1 セット 3 個使用する。保有数は、2 セット 6 個、故障時の予備として 1 個の合計 7 個を保管する。

2.11.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設低圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・中央制御室から操作が可能な設計とする。
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
常設スプレイヘッド	常設スプレイヘッドは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
可搬型スプレイノズル	代替燃料プール注水系の可搬型スプレイノズルは、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール水位・温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
緊急用海水ポンプ	緊急用海水ポンピット内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設低圧代替注水系ポンプ	中央制御室から操作が可能な設計とすることを確認した。
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
常設スプレイヘッド	代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水及び代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した代替注水及びスプレイは、スロッシング又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建屋原子炉棟の外で操作可能な設計とすることを確認した。
代替燃料プール冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
可搬型スプレイヘッド	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型スプレイヘッドは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。 ・ 可搬型スプレイヘッドの設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。

2.11.4 操作性及び試験・検査性について

（１）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設低圧代替注水系	常設低圧代替注水系による使用済燃料プール注水及び使用済燃料プールスプレイを行う系統は、重大事故等時において、通常時の系統から弁の操作にて速やかに系統構成が可能な設計とすることを確認した。
代替燃料プール注水系	代替燃料プール代替系は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とすることを確認した。
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。また、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の操作は、想定される重大事故等時においても、中央制御室で可能な設計とする。
代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水ポンプによる使用済燃料プールの冷却を行う系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 代替燃料プール注水系の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 代替燃料プール注水系は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

<p>可搬型スプレイノズル</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替燃料プール注水系の可搬型スプレイノズルとホースの接続については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。 ・ 可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。
-------------------	--

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設低圧代替注水ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型スプレイノズル、常設スプレイヘッダ	以下の設計方針であることを確認した。 ・常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。 ・常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 ・可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第3.11-7表、第3.11-8表、第3.11-28表、第3.11-29表参照）
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料プール水位・温度（SA）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第3.11-43、第3.11-44、第3.11-45参照）
使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	以下の設計方針であることを確認した。 ・使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第3.11-46、第3.11-47参照）
代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（第3.11-36参照）

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条））

技術的能力基準 1.12 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 55 条及び第 43 条への適合性を確認する。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）

2.12.1 適合方針	55-2
（1）設置許可基準規則への適合	55-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	55-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	55-4
i）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備	55-5
a. 大気への放射性物質の拡散抑制	55-5
a-1. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制	55-5
b. 海洋への放射性物質の拡散抑制	55-6
b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制	55-6
ii）原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備	55-7
c. 航空機燃料火災への泡消火	55-7
c-1. 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火	55-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	55-8
2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	55-10
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	55-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	55-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	55-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	55-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	55-10
2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	55-11
2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	55-12
2.12.3 環境条件等	55-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	55-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	55-13
2.12.4 操作性及び試験・検査性について	55-14
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	55-14
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	55-15

2.12.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.12 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.12 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a-1. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・ 放水砲 ・ 燃料給油設備 【57 条】電源設備 <p>b. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 汚濁防止膜 <p>（2）原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備</p> <p>c. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>c-1. 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・ 放水砲 ・ 泡混合器 ・ 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ・ 燃料給油設備 【57 条】電源設備 <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.12.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要</p>
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要</p>	<p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>可搬の要求に対する適合は、2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ホース <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

a. 大気への放射性物質の拡散抑制

a-1. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。
 - ・原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、ホース等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.11-1 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第 1.12-1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.11-1 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 55-3-1 図 大気への放射性物質の拡散抑制 概要系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ホースを使用することを確認した。

b. 海洋への放射性物質の拡散抑制

b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制）として、海洋拡散抑制設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用する。
 - ・ 海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜等で構成する。
 - ・ 汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する 12 箇所（雨水排水路集水柵 9 箇所、放水路 3 箇所）に設置する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.11-2 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第 1.12-5 図 汚濁防止膜の設置位置図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.11-2 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 55-3-2 図 海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）概要系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

ii) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

c. 航空機燃料火災への泡消火

c-1. 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火）として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。
 - ・原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、ホース等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の燃料は、燃料補給設備である燃料給油設備である可搬型設備用給油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に至った場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.11-3 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火））と追補の概略系統図（第 1.12-12 図 航空機燃料火災への対応の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.11-3 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「第 55-3-3 図 航空機燃料火災への泡消火 概要系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ホースを使用することを確認した。

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈）</p> <p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p> <p>①原子炉建屋に放水できる設備を配備することを確認。</p> <p>②放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できることを確認。</p> <p>③放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なことを確認。</p> <p>④放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備することを確認。</p> <p>⑤海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することを確認。</p>	<p>①放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>②航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡混合器等により、泡消火薬剤を混合し、放水砲等による泡消火ができる仕様であることを確認した。具体的には、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、ホース等で構成し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とすることを確認した。</p> <p>③可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲等は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉建屋に対して、複数の方向から放水できることを確認した。</p> <p>④可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管することを確認した。</p> <p>⑤原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、汚濁防止膜を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、汚濁防止膜	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管することを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

55条で整理する常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管することを確認した。

2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
放水砲	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・放水砲は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 ・放水砲は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び汚濁防止膜	泡混合器及び汚濁防止膜は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計2台を保管すること。 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）のバックアップについては、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプのバックアップ用の1台と共用する。
汚濁防止膜	<p>汚濁防止膜は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とすることを確認した。保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数計24本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して24本を保管することを確認した。</p>

2.12.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）
放水砲及び泡混合器	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 放水砲及び泡混合器は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 放水砲及び泡混合器は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）
泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）及び汚濁防止膜は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 汚濁防止膜は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.12-3参照）

2.12.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の接続は、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から放水できる設計とする。
汚濁防止膜	汚濁防止膜は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とすることを確認した。

（２）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲及び泡混合器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲及び泡混合器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。 <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.12-4 及び表 3.12-5 参照）</p>
泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	<p>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、内容量及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.12-6 参照）</p>
汚濁防止膜	<p>汚濁防止膜は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.12-7 参照）</p>

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（第56条））

技術的能力基準 1.13 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 56 条及び第 43 条への適合性を確認する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（第56条）

2.13.1 適合方針	56-2
(1) 設置許可基準規則への適合	56-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	56-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	56-3
2) - 1 重大事故等の収束に必要となる水源	56-4
a. 代替淡水貯槽を水源とした場合に用いる設備【47条】、【49条】、【51条】【54条】	56-4
b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【50条】	56-5
c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備【44条】	56-5
d. 西側淡水貯水設備を水源とした場合に用いる設備【47条】、【49条】、【51条】、【54条】	56-5
e. 海を水源とした場合に用いる設備	56-6
e-1. 海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用する場合）【47条】、【49条】、【51条】【54条】	56-6
e-2. 海を水源とした大気への拡散抑制【55条】	56-7
e-3. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火【55条】	56-7
2) - 2 水源へ水を補給するための設備	56-7
a. 代替淡水貯槽へ水を補給するための設備	56-7
b. 西側淡水貯水設備へ水を補給するための設備	56-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	56-9
2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	56-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	56-11
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	56-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	56-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	56-12
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	56-12
2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	56-13
2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	56-14
2.13.3 環境条件等	56-16
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	56-16
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	56-16
2.13.4 操作性及び試験・検査性について	56-16
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	56-16
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	56-17

2.13.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>①技術的能力審査基準 1.13 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.13 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>a. 代替淡水貯槽を水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽 <p>【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49 条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51 条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【54 条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p> <p>b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバ <p>【45 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【50 条】原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>c. 西側淡水貯水設備を水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・西側淡水貯水設備 <p>【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49 条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51 条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【54 条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p> <p>d. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水貯蔵タンク 【44 条】緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 <p>e. 海を水源とした場合に用いる設備</p> <p>e-1. 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への送水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・燃料補給設備【57 条】電源設備 <p>e-2. 海を水源とした大気への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・放水砲【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>②①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>e-3. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・放水砲【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・泡混合器【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 <p>（2）水源へ水を補給するための設備</p> <p>a. 代替淡水貯槽へ水を補給するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・燃料補給設備 【57 条】電源設備 <p>b. 西側淡水貯水設備へ水を補給するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・燃料補給設備【57 条】電源設備 <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、1.1.7 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA用海水ピット【その他の設備】 ・海水引込み管【その他の設備】 ・SA用海水ピット取水塔【その他の設備】 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p> <p><u>（機能喪失の想定）</u></p>

③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。

<BWRの場合>

例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。

（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

2) - 1 重大事故等の収束に必要となる水源

a. 代替淡水貯槽を水源とした場合に用いる設備【47条】、【49条】、【51条】【54条】

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（代替淡水貯槽を水源とした場合に用いる設備）のうち水源として、代替淡水貯槽を使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・代替淡水貯槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として、使用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）並びに使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として、代替淡水貯槽を使用する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.12-3図、第9.12-4図、第9.12-11図、第9.12-12図、第9.12-14図、第9.12-15図、第9.12-17図）と追補の概要図（第1.4-8図、第1.4-10図、第1.6-9図、第1.6-15図、第1.8-4図、第1.8-6図、第1.11-3図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.12-3図、第9.12-4図、第9.12-14図、第9.12-15図、第9.12-17図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第3.13-1～11系統概略図」）

（その他の設備）
 ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【50条】

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（サプレッション・チェンバを水源とした注水）として、サプレッション・チェンバを使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバは、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）の水源として、使用できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合代替手段である高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却系）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.12-5図、第9.12-6図、第9.12-7図、第9.12-8図）と追補の概要図（第1.2-4図、第1.2-17図、第1.2-21図、第1.2-23図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.12-5図、第9.12-6図、第9.12-7図、第9.12-8図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第3.13-12～14系統概略図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。</p>

c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備【44条】

確認結果（東海第二）
【44条】にて記載。

d. 西側淡水貯水設備を水源とした場合に用いる設備【47条】、【49条】、【51条】、【54条】

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（西側淡水貯水設備を水源とした場合に用いる設備）の水源として、西側淡水貯水設備を使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 西側淡水貯水設備は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系（注水ライン）の水源として、西側淡水貯水設備を使用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、及び格納容器下部注水系（可搬型）並びに使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）の水源として、西側淡水貯水設備を使用する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.12-9 図、第 9.12-13 図、第 9.12-16 図、第 9.12-18 図、第 9.12-18 図）と追補の概要図（第 1.13-6 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.12-9 図、第 9.12-13 図、第 9.12-16 図、第 9.12-18 図、第 9.12-18 図）に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.13-1～11 系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

e. 海を水源とした場合に用いる設備

e-1. 海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用する場合）【47 条】、【49 条】、【51 条】【54 条】

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 海を水源として使用することを確認した。また、重大事故等対処設備（海を水源とした場合に用いる設備）として、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを使用できる設計とする。
 - ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、海水を各系統へ供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③想定される重大事故等時において、以下の場合を想定していることを確認した。

- ・ 代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ水を供給するための水源として、海を使用する場合。
- ・ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、海を使用する場合。
- ・ 使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源として、海を使用する場合。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 3.13-18 図、第 3.13-19 図）と追補の概略系統図（第 1.13-6 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 3-13-18 図、第 3-13-18 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3-13-18、第 3-13-18 図系統概要図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

e-2. 海を水源とした大気への拡散抑制【55 条】

確認結果（東海第二）

【55 条】にて記載。

e-3. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火【55 条】

確認結果（東海第二）

【55 条】にて記載。

2) - 2 水源へ水を補給するための設備

a. 代替淡水貯槽へ水を補給するための設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替淡水貯槽へ水を補給）への送水として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、ホースを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 可搬型代替注水中型ポンプは、代替淡水源である西側淡水貯水設備、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの水をホースを介して代替淡水貯槽へ補給できる設計として、また、可搬型代替注水大型ポンプは、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの水をホースを介して代替淡水貯槽へ補給できる設計とする。
 - ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、海水をホースを介して代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。
 - ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料補給設備である可搬型給油設備及びタンクローリにより補給できる設計とする。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等により、淡水が枯渇するおそれがある場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.12-1 図）と追補の概略系統図（第 1.13-8 図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.12-1 図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.13-18 図系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、SA 用海水ピット、海水引込み管及び SA 用海水ピット取水塔を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

b. 西側淡水貯水設備へ水を補給するための設備

確認結果（東海第二）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（西側淡水貯水設備へ水を補給）への送水として、可搬型代替注水大型ポンプ、ホースを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水源である代替淡水貯槽、多目的タンク、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの水をホースを介して西側淡水貯水設備へ補給できる設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプは、海水をホースを介して西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、燃料補給設備である可搬型給油設備及びタンクローリにより補給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等により、淡水が枯渇するおそれがある場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.12-2 図）と追補の概略系統図（第 1.13.10 図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.12-2 図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「第 3.13-19 図系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、SA 用海水ピット、海水引込み管及び SA 用海水ピット取水塔を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備） 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>① 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認。</p>	<p>① 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認した。具体的には以下の通り。 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置、保管することを確認した。 重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、代替淡水貯槽（又は西側淡水貯水設備）、サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設ける。また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として西側淡水貯水設備（又は代替淡水貯槽）を設けることを確認した。また、海を利用するために必要な設備として、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを整備することを確認した。 重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプを整備することを確認した。また、海水を利用するために必要な設備として、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプを整備することを確認した。</p>
<p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>② 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保するための措置がとられていることを確認。</p>	<p>② 複数の代替淡水源として、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備が確保されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>③海を水源として利用できることを確認。</p>	<p>③ 淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とすることを確認した。</p>
<p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>④各水源からの移送ルートが確保されていることを確認。</p>	<p>④⑤ 代替水源からの移送ルートを確認し、ホース、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプについては、屋外に分散して保管することを確認した。</p>
<p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>⑤代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくことを確認。</p>	<p>補足説明資料において、ホースについては、専用コンテナに保管し、屋外の保管場所（西側、南側）にて保管することを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「56-3 配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替淡水貯槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、代替燃料プール注水系（注水ライン）、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の水源である代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、位置的分散を図る設計とする。
西側淡水貯水設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系（注水ライン）の水源である西側淡水貯水設備は、原子炉建屋原子炉棟外に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置するサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、位置的分散を図る設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 <p>可搬型設備は、地震、津波その他の自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した上で、原子炉建屋から十分な離隔を確保した保管場所を分散して設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地西側の高所2箇所（T.P. +23m及びT.P. +25m）に保管場所を選定する。（西側及び南側保管場所） ・ 西側保管場所（T.P. +23m）に可搬型代替注水大型ポンプ1台、可搬型中型ポンプ2台等を保管する。 ・ 南側保管場所（T.P. +25m）に可搬型代替注水大型ポンプ1台、可搬型中型ポンプ2台等を保管する。 ・ ホースは、各保管場所に各1組（専用コンテナ）に保管する。 ・ さらに、防潮堤内の北側（T.P. +8m）に可搬型設備予備置場を設定し、可搬型代替注水大型ポンプ1台、可搬型中型ポンプ1台等を保管する。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

56 条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 <p>原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に接続口を設置することとし、原子炉建屋東側に 1 箇所、原子炉建屋西側に 1 箇所設置することを確認した。また、津波の影響を考慮し、常設代替高圧電源装置置場近傍に高所接続口を 2 箇所設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、可搬型代替注水ポンプの配置場所、建屋との接続口について示されている。（56-7 接続図）</p>

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

56 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ、 可搬型代替注水大型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替大型ポンプは、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。 <p>可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>

2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、他の系統と接続させないようにすることで、他の水源から独立して単独で使用可能とし、悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛来物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭（サプレッション・プール水水位）が、想定される重大事故等時に、高圧代替注水系で使用する常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系で使用する代替循環冷却系ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な水頭（サプレッション・プール水の水位）に対して、サプレッション・プール水の容量が十分である（サプレッション・プール水の最低水位であってもポンプの吸込が可能）ため、設計基準対象施設と同仕様に設計することを確認した。（有効吸込水頭が必要吸込水頭を上まわるため吸込可能と評価）
代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	<p>常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすることを確認した。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水源を確保することとし、重大事故等の収束に必要な水源として、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備を設けることを確認した。</p> <p>代替淡水貯槽は、重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。この事故シーケンスグループ等での淡水使用量は7日間で約5490m³である。この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量4300m³が枯渇するのは事象発生から3日以降であり、事象発生後余裕を持って代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンクの淡水及び海水を補給することで、十分な容量を有する設計とする。</p> <p>西側淡水貯水設備は、重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち、西側淡水貯水設備を水源とした原子炉等への注水において使用量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は、全交流動力電源喪失（TBP）である。この事故シーケンスグループ等での淡水使用量は7日間で約2160m³である。この淡水使用量に対して、西側淡水貯水設備は貯水量4300m³を保有することから必要量を確保している。</p>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する。

可搬型代替注水大型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none">可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するもので1 セット1 台使用する。保有数は、2 セット2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1 台の合計3 台を保管する。
--------------	---

2.13.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、環境条件（参照：「56-1 SA設備基準適合性 一覧表」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替淡水貯水槽 サプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 代替淡水貯水槽は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 サプレッション・チェンバは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 西側淡水貯水設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、使用時に海水を通水するため、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの常設設備との接続及び操作並びに系統構成に必要な弁操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

2.13.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「56-4 系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替淡水貯水槽 サプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備	代替淡水貯水槽は、【47条】【49条】【51条】【54条】に記載する。 サプレッション・チェンバは、【45条】【47条】【50条】に記載する。 西側淡水貯水設備、【47条】【49条】【51条】【54条】に記載する。

56 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替注水中型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水中型ポンプを用いて代替淡水貯槽へ淡水を供給する系統及び可搬型代替注水中型ポンプを用いて代替淡水貯槽へ海水を供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプを接続する接続口については、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続によりホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプを用いて海水を各系統に供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプと各系統との接続は、簡易な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。
可搬型代替注水大型ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプを用いて西側淡水貯水設備へ淡水を供給する系統及び可搬型代替注水大型ポンプを用いて西側淡水貯水設備へ海水を供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプを接続する接続口については、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続によりホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水大型ポンプを用いて海水を各系統に供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプと各系統との接続は、簡易な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(2) 試験・検査（第 43 条第 1 項第 3 号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
サプレッション・チェンバ	サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とすることを確認した。
可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型注水大型ポンプは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（電源設備（第57条））

技術的能力基準 1.14 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 57 条及び第 43 条への適合性を確認する。

電源設備（第57条）

2.14.1 適合方針	57-2
（1）設置許可基準規則への適合	57-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	57-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	57-4
a. 非常用交流電源設備による給電	57-5
b. 常設代替交流電源設備による給電	57-6
c. 可搬型代替交流電源設備による給電	57-6
d. 非常用直流電源設備からの給電	57-7
e. 所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	57-8
f. 可搬型代替直流電源設備による給電	57-8
g. 代替所内電気設備による給電	57-9
h. 燃料給油設備による給油	57-10
（2）設置許可基準規則解釈への適合	57-10
2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	57-14
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	57-14
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	57-15
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	57-16
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	57-16
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	57-16
2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	57-16
2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	57-19
2.14.3 環境条件等	57-20
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	57-20
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	57-21
2.14.4 操作性及び試験・検査性について	57-22
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	57-22
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	57-24

2.14.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.14 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>第 57 条第 2 項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した（附則にて工事計画認可の日から起算して 5 年を経過する日まで猶予有り）。</p> <p>①技術的能力審査基準 1.14 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 非常用交流電源設備による給電に用いる設備</p> <p>a. 非常用交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク ・非常用ディーゼル発電機～メタルクラッド開閉装置 2C 又はメタルクラッド開閉装置 2D 電路 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～メタルクラッド開閉装置 HPCS～モータコントロールセンタ HPCS 電路 ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ ・非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・軽油貯蔵タンク <p>(2) 代替交流電源設備による給電に用いる設備</p> <p>b. 常設代替交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置～緊急用メタルクラッド開閉装置～メタルクラッド開閉装置 2C 及び 2D 電路 ・ 緊急用メタルクラッド開閉装置～緊急用モータコントロールセンタ電路 ・ 燃料給油設備 <ul style="list-style-type: none"> 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ c. 可搬型代替交流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替低圧電源車 ・ 可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）又は（東側）～パワーセンタ 2C 及びパワーセンタ 2D 電路 ・ 燃料給油設備 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ （3）非常用直流電源設備による給電に用いる設備 d. 非常用直流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> ・ 125V 系蓄電池 HPCS 系 ・ 中性子モニタ用蓄電池 A 系 ・ 中性子モニタ用蓄電池 B 系 ・ 直流 125V 充電器 A～直流 125V 主母線盤 2A 電路 ・ 直流 125V 充電器 B～直流 125V 主母線盤 2B 電路 ・ 直流 125V 充電器 HPCS～直流 125V 主母線盤 HPCS 電路 ・ 120/240V 計装用主母線盤 2 A～直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電路 ・ 120/240V 計装用主母線盤 2 B～直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電路 ・ 125V 系蓄電池 A 系～直流 125V 主母線盤 2 A 電路 ・ 125V 系蓄電池 B 系～直流 125V 主母線盤 2 B 電路 ・ 125V 系蓄電池 HPCS 系～直流 125V 主母線盤 HPCS 電路 ・ 中性子モニタ用蓄電池 A 系～直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電路 ・ 中性子モニタ用蓄電池 B 系～直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電路 （4）代替直流電源設備による給電に用いる設備 e. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> ・ 125V 系蓄電池 A 系 ・ 125V 系蓄電池 B 系 ・ 125V 系蓄電池 A 系～直流 125V 主母線盤 2 A 電路 ・ 125V 系蓄電池 B 系～直流 125V 主母線盤 2 B 電路 ・ 緊急用 125V 系蓄電池 ・ 緊急用 125V 蓄電池～緊急用直流 125V 主母線盤電路 f. 可搬型代替直流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替低圧電源車

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型整流器 ・可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び（東側）～可搬型整流器～直流125V主母線盤2A及び2B電路 ・燃料給油設備 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ <p>（5）代替所内電気設備による給電に用いる設備</p> <p>g. 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用メタルクラッド開閉装置 ・緊急用パワーセンタ ・緊急用モータコントロールセンタ ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流125V主母線盤 <p>（6）燃料の補給に用いる設備</p> <p>h. 燃料給油設備による給油</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ <p>補足説明資料（添付資料1.14.1）において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。
 <BWRの場合>
 例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。
 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

a. 非常用交流電源設備による給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（非常用交流電源設備による給電）として非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク、軽油貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・非常用ディーゼル発電機は、重大事故等時に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替再循環ポンプトリップ機能）、ほう酸水注入系、過渡時自動減圧機能、残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系海水系、中央制御室換気系、計装設備及び原子炉建屋ガス処理系へ電力を供給できる設計とする
 - ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、重大事故等時に高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が使用できる場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.1-1 図 所内電源単線結線図）と追補の概略系統図（第 1.14.1-3 図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備のうち、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が概略系統図（第 10.1-1 図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

b. 常設代替交流電源設備による給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による給電）として常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・常設代替高圧電源装置は、中央制御室での操作にて速やかに起動し、緊急用メタルクラッド開閉装置、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D へ接続することで電力を供給できる設計とする。
 - ・常設代替高圧電源装置の燃料は、軽油貯蔵タンクより常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。
- 補足説明資料において、常設代替高圧電源装置への燃料補給の手段等が示されている。（参照：「57-5 容量設定根拠」）

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-1 図、第 10.2-5 図、第 10.2-10 図 代替電源設備系統図と追補の概略系統図（第 1.14.2.1-3 図、第 1.14.2.3-1 図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備のうち常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプが概略系統図（第 10.2-5 図）に記載されていることを確認した。また、①で示す設備のうち軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプが第 10.2-10 図に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 可搬型代替交流電源設備による給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替交流電源設備による給電）として可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・可搬型代替低圧電源車は、パワーセンタ 2C、パワーセンタ 2D 及び緊急用パワーセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。
- ・可搬型代替低圧電源車の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-2 図、第 10.2-6 図 代替電源設備系統図と追補の概略系統図（第 1.14.2.1-7 図、第 1.14.2.3-3 図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備のうち可搬型代替低圧電源車が第 10.2-2 図、第 10.2-6 図に記載されていることを確認した。また、①で示す設備のうち可搬型設備用軽油タンク、タンクローリが第 10.2-9 図に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

d. 非常用直流電源設備からの給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（非常用直流電源設備からの給電）として非常用直流電源設備（125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系、125V 系蓄電池 HPCS 系、中性子モニタ用蓄電池 A 系及び中性子モニタ用蓄電池 B 系）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切離して計 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。
 - ・125V 系蓄電池 HPCS 系は、外部電源喪失により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動しメタルクラッド開閉装置 HPCS が受電する時間に余裕を考慮した 1 時間まで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の起動信号及び初期励磁並びにメタルクラッド開閉装置 HPCS の制御回路等の高圧炉心スプレイ系の負荷に電力を供給できる設計とする。
 - ・中性子モニタ用蓄電池 A 系及び中性子モニタ用蓄電池 B 系は、全交流動力電源喪失から、起動領域計装によるパラメータ確認が終了する時間に余裕を考慮した 1 時間まで、これら負荷に電力を供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である 125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系、125V 系蓄電池 HPCS 系、中性子モニタ用蓄電池 A 系及び中性子モニタ用蓄電池 B 系が使用できる場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.1-3 図、第 10.1-4 図 直流電源単線結線図）と追補の概略系統図（第 1.14.2.2-1 図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備のうち 125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系、125V 系蓄電池 HPCS 系、中性子モニタ用蓄電池 A 系及び中性子モニタ用蓄電池 B 系が概略系統図 第 10.1-3 図、第 10.1-4 図に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（所内常設直流電源設備による給電）として所内常設直流電源設備（125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系）を使用することを確認した。また、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による給電）として常設代替直流電源設備（緊急用 125V 系蓄電池）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切離して計 24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。
 - ・ 緊急用 125V 系蓄電池は、負荷の切離しを行わずに全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、電力を供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図 第 10.2-3 図、第 10.2-7 図 代替電源設備系統図と追補の概略系統図（第 1.14.2.2-1 図、第 1.14.2.3-5 図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図 第 10.2-3 図、第 10.2-7 図 代替電源設備系統図に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

f. 可搬型代替直流電源設備による給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による給電）として可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を可搬型代替低圧電源車接続盤を経由し直流 125V 主母線盤 2A、直流 125V 主母線盤 2B 及び緊急用直流 125V 主母線盤へ接続することで電力を供給できる設計とする。
 - ・ 可搬型代替低圧電源車の燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。
 - ・ 可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができ

る設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-4 図、第 10.2-8 図 代替電源設備系統図と追補の概略系統図（第 1.14.2.2-3 図、第 1.14.2.3-7 図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.2-4 図、第 10.2-8 図、第 10.2-9 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

g. 代替所内電気設備による給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替所内電気設備による給電）として代替所内電気設備（緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤）を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 代替所内電気設備は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。
- ・ 代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-5 図～8 図 代替電源設備系統図と追補の概略系統図（第 1.14.2.3-1 図、第 1.14.2.3-3 図、第 1.14.2.3-5 図、第 1.14.2.3-7 図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.2-5 図～8 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

h. 燃料給油設備による給油

確認結果（東海第二）	
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（燃料給油設備による給油）として燃料給油設備（可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）は、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等時に補機駆動用^{※1}の軽油の補給が必要な場合を想定していることを確認した。</p> <p>※1 可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車の発電用、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプのポンプ駆動用並びにタンクローリの走行用</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-9 図 代替電源設備系統図）と追補の概略系統図（第 1.14.2.6-1 図、第 1.14.2.6-3 図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.2-9 図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>	

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈）</p> <p>第 57 条（電源設備）</p> <p>1 第 1 項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>① 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備することを確認。</p> <p>② 常設代替電源設備として交流電源設備を設置することを確認。</p> <p>③ 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>①以下のとおり、可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）を配備することを確認した。 （可搬型代替低圧電源車） c. 可搬型代替交流電源設備による給電 f. 可搬型代替直流電源設備による給電</p> <p>②以下のとおり、常設代替交流電源設備を設置することを確認した。 （常設代替交流電源設備） b. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>③多様性及び独立性及び位置的分散については、「2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認した。</p>
<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>④ 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であることを確認。</p>	<p>④125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系は、負荷の切離しを行わずに8時間、必要な負荷以外を切離して計24時間の電力の給電が可能な設計とすること、また、緊急用125V系蓄電池は、負荷の切離しを行わずに24時間の給電が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>以下のとおり、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設置することを確認した。</p> <p>e. 所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系は、全交流動力電源喪失から1時間以内に中央制御室において行なう簡易な操作での切り離し以外の負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。 ・緊急用125V系蓄電池は、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、電力を供給できる設計とする。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>⑤ 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備することを確認。</p>	<p>⑤以下のとおり、可搬型代替直流電源設備を設置することを確認した。</p> <p>e. 可搬型代替直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。 ・可搬型代替低圧電源車は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。
<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>⑥ 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できることを確認</p>	<p><本申請が当該号炉のみの申請であるため本規定は対象外></p>
<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>⑦ 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ることを確認。</p>	<p>⑦非常用所内電気設備は、緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用 125V 主母線盤を設けることなどにより少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有することを確認した。</p> <p>以下のとおり、代替所内電気設備として緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用 125V 主母線盤を配備することを確認した。</p> <p>g. 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替所内電気設備は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。 ・代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設代替高圧電源装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 常設代替高圧電源装置は、原子炉建屋付属棟から離れた屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、非常用交流電源設備と異なる区画に設置することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 所内常設直流電源設備は、メタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機からメタルクラッド開閉装置 2C 及びメタルクラッド開閉装置 2D までの系統に対して、独立性を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、設計基準対処設備と常設代替高圧電源装置の多様性、位置的分散について示されている。（第 57-9-(1.3-5) 表）</p>
所内常設直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 所内常設直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 所内常設直流電源設備は、125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系から直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた直流 125V 主母線盤 2A 及び直流 125V 主母線盤 2B までの系統に対して、独立性を有する設計とする。
常設代替直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替直流電源設備は、原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置することで、原子炉建屋付属棟内の非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 常設代替直流電源設備は、緊急用125V系蓄電池から緊急用直流125V主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び125V系蓄電池HPCS系から直流125V主母線盤2A、直流125V主母線盤2B及び直流125V主母線盤HPCSまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流125V主母線盤は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

	補足説明資料において、設計基準対処設備と代替所内電気設備の多様性、位置的分散について示されている。（第57-9-(1.3-7)表）
可搬型設備用軽油タンク	可搬型設備用軽油タンクは、軽油貯蔵タンクと離れた屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替交流電源設備は、可搬型代替低圧電源車からパワーセンタ2C及び2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機からパワーセンタ2C及び2Dまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。 可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外の常設代替高圧電源装置から離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
可搬型代替直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型直流電源設備は、可搬型代替低圧電源車から直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系から直流125V主母線盤2A及び直流125V主母線盤2Bまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。 可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替低圧電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型整流器により交流電力を直流に変換できることで、125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び125V系蓄電池HPCS系を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。 可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び125V系蓄電池HPCS系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
タンクローリ	タンクローリは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

2 以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。
可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
タンクローリ	タンクローリは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料油デイトank及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトank、並びに原子炉建屋近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに 125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系及び 125V 系蓄電池 HPCS 系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.14.1.2 悪影響防止（第 43 条第 1 項第 5 号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
--------------	------------

<p>非常用交流電源設備、非常用直流電源設備</p>	<p>非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>常設代替交流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、通常時は弁等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備として系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 燃料給油設備の軽油貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 常設代替高圧電源装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 <p>補足説明資料において、常設代替高圧電源装置は、固縛するとともに隣に配置する常設代替高圧電源装置との間に仕切り壁を設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>可搬型代替交流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替低圧電源車は連結材や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
<p>所内常設直流電源設備</p>	<p>所内常設直流電源設備の 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成とし、重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>常設代替直流電源設備</p>	<p>常設代替直流電源設備の緊急用 125V 系蓄電池は、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>可搬型代替直流電源設備</p>	<p>可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>代替所内電気設備</p>	<p>代替所内電気設備の緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は、遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>燃料給油設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料給油設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型設備用軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

	<ul style="list-style-type: none">・ タンクローリは連結材や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
--	---

2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
常設代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。 軽油貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、常設代替高圧電源装置の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「57-5 容量設定根拠」）</p>
非常用交流電源設備	<p>非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク、軽油貯蔵タンク、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
非常用直流電源設備	<p>125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系、125V系蓄電池HPCS系、中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系は、想定される重大事故等時において、1時間以内に中央制御室において行なう簡易な操作での切り離し以外の負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。 緊急用125V系蓄電池は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わずに24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。
代替所内電気設備	<p>緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流125V主母線盤は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とすることを確認した。</p>
燃料給油設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備用軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続運転

	するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。
--	--------------------------------

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
タンクローリ	タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、1 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 3 台の合計 5 台を保管することを確認した。
可搬型代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、2 セット 4 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 5 台を保管する。 補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「57-5 容量設定根拠」）
可搬型代替直流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、電力を供給できる容量を有するものを可搬型代替低圧電源車 1 台及び可搬型整流器 4 台を 1 セットとして使用し、24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。 可搬型代替低圧電源車は、可搬型代替交流電源設備と兼用しており、保有数は、2 セット 2 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。 可搬型整流器の保有数は、2 セット 8 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 9 台を保管する。

2.14.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第 43 条第 1 項第 1 号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料油デイトank及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトankは、原子炉建屋原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは、原子炉建外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 軽油貯蔵タンクは、常設代替高圧電源装置置場地下（南側）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
非常用直流電源設備	125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系、125V系蓄電池HPCS系、中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系並びにそれに充電する直流125V充電器A、直流125V充電器B、直流125V充電器HPCS、直流±24V充電器A及び直流±24V充電器Bは、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
常設代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 軽油貯蔵タンクは、地下に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
所内常設直流電源設備	125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系は、原子炉建屋付属棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
常設代替直流電源設備	緊急用125V系蓄電池は、原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急用モータコントロールセンタは、屋内（常設代替高圧電源装置置場）及び原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急用電源切替盤は、原子炉建屋原子炉棟及び中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 緊急用直流125V主母線盤は、原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
燃料給油設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備用軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とすることを確認した。

<p>常設代替交流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。 ・ 軽油貯蔵タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
<p>代替所内電気設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタの操作は想定される重大事故等時において中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。 ・ 緊急用モータコントロールセンタの操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。 ・ 緊急用電源切替盤の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。 ・ 緊急用直流125V主母線盤の操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

<p>重大事故等対処設備の名称</p>	<p>確認結果（東海第二）</p>
<p>可搬型代替低圧電源車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替低圧電源車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 可搬型代替低圧電源車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
<p>燃料給油設備</p>	<p>タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。</p>

2.14.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図」）

<p>重大事故等対処設備の名称</p>	<p>確認結果（東海第二）</p>
<p>非常用交流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する。 ・ 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
<p>非常用直流電源設備</p>	<p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

常設代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 常設代替高圧電源装置は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。軽油貯蔵タンクは、系統構成に必要な弁を、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。
所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備	<p>所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。</p>
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤は、付属の操作スイッチ等により、設置場所等での操作が可能な設計とする。
燃料給油設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料給油設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
タンクローリ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 タンクローリを接続する接続口については、簡便な接続規格を用いた専用の接続方式とし、可搬型設備用軽油タンク及び重大事故等対処設備に確実に接続することができる設計とする。
可搬型代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 可搬型代替低圧電源車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、中央制御室等でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 可搬型代替低圧電源車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 可搬型代替低圧電源車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。

可搬型代替直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 可搬型代替低圧電源車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、中央制御室等でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。 可搬型代替低圧電源車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 可搬型代替低圧電源車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。 可搬型整流器は、屋外に保管及び設置し、車両及び人力により運搬ができるとともに、設置場所にて固縛が可能な設計とする。また、ケーブル接続は、一般的な工具を用いてボルト・ネジ接続を用いることで、容易かつ確実に接続可能な設計とする。 可搬型整流器は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。
-------------	---

（２）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「57-4 試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
非常用交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 軽油貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。
非常用直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系、125V系蓄電池HPCS系、中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。 125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系、125V系蓄電池HPCS系、中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系に充電する充電器は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

<p>常設代替交流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。 ・ 軽油貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。 ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。
<p>可搬型代替交流電源設備</p>	<p>可搬型代替低圧電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備</p>	<p>125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用125V系蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>代替所内電気設備</p>	<p>緊急用メタルクラッド開閉装置、緊急用パワーセンタ、緊急用モータコントロールセンタ、緊急用電源切替盤及び緊急用直流125V主母線盤は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>燃料給油設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型設備用軽油タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認及び内部の確認が可能な設計とする。 ・ タンクローリは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、タンクローリは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（計装設備（第58条））

技術的能力基準 1.15 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 58 条及び第 43 条への適合性を確認する。

計装設備（第58条）

2.15.1 適合方針	58-2
（1）設置許可基準規則への適合	58-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	58-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	58-3
a. 監視機能喪失時に使用する設備	58-3
b. 計器電源喪失時に使用する設備	58-4
c. パラメータ記録時に使用する設備	58-5
（2）設置許可基準規則解釈への適合	58-6
2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	58-8
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	58-8
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	58-8
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	58-8
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	58-8
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	58-8
2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	58-8
2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	58-10
2.15.3 環境条件等	58-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	58-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	58-15
2.15.4 操作性及び試験・検査性について	58-17
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	58-17
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	58-20

2.15.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 監視機能喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第 3.15-16 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照。 ・ 第 3.15-17 表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」を参照。 ・ 添付書類十 第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照。 <p>b. 計器電源喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型計測器 ・ 常設代替交流設備【57 条】電源設備 ・ 所内常設直流電源設備【57 条】電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備【57 条】電源設備 ・ 常設代替直流電源設備【57 条】電源設備 ・ 可搬型代替直流設備【57 条】電源設備 ・ 代替所内電気設備【57 条】電気設備 ・ 燃料給油設備【57 条】電気設備 <p>c. パラメータ記録時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS） <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・非常用ディーゼル発電機 【57条】電源設備</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 監視機能喪失時に使用する設備

確認結果（東海第二）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するため、第3.15-16表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示す重大事故等対処設備を使用することを確認した。 （対象パラメータは、第1.15-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、第1.15-3表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」及び添付書類十 第</p>

5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照)

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する。
- ・ 重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる。
- ・ 計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合を想定することを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成はないが、主要設備 概略系統図（第 6.4.1 図(1)、第 6.4.2 図(2)）と各計器の概要（第 1.15.3 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す重大事故等対処設備が概略系統図（第 6.4.1 図(1)、第 6.4.2 図(2)）に記載されていることを確認（可搬型以外）した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用することを確認した。（なお、代替電源設備については、【57 条】で確認）また、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器を用いて計測することを確認した。（対象機器は、第 6.4-2 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照）。

② 具体的に、以下のとおり設計とすることを確認した。

- ・ 非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。
- ・ 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。
- ・ 可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。
- ・ 同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、単線結線図（第 6.4-3 図(3)、第 6.4-3 図(4)及び第 6.4-3 図(5)）と計装の電源構成図（第 1.15-4 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が計装の電源構成図（第 6.4-3 図(3)、第 6.4-3 図(4)及び第 6.4-3 図(5)）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. パラメータ記録時に使用する設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録するため、以下の重大事故等対処設備を使用することを確認した。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS データ表示装置、SPDS データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる。
- ・重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる。
- ・記録は必要な容量を保存できる。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録する場合であることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成はないが、重大事故時監視記録装置については、主要設備 概略系統図（第 6.4-6 図）と概略系統図（第 1.15-3 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す重大事故時監視記録装置が概略系統図（第 6.4-6 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

（２）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈） 第58条（計装設備） 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>①「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」が選定されていることを確認。</p>	<p>全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていることを確認した。</p> <p>①当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十 第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とすることを確認した。重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にしていることを確認した。当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十 第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とすることを確認した。計測範囲、設計基準最大値等が第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。</p>
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>② 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすることを確認。</p>	<p>②設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力について、第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」の計測範囲及び把握能力にて明確にしていることを確認した。</p>
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと</p> <p>③ 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>④ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>⑤ 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくことを確認。</p>	<p>③④⑤ 重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、代替パラメータ及び可搬型計測器により原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していることを確認した。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計となっていることを確認した。</p> <p>計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定めることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、主要パラメータの代替パラメータによる推定方法が示されている。（参照：「58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について」）</p>
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができることを確認。</p>	<p>⑥ 安全パラメータ表示システム（SPDS）等により重大事故等への対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS データ表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とすることを確認した。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われなるとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「58-3 配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
重要代替監視パラメータを計測する設備	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る。 ・重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能。（電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載）

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しない設計とすることを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は共用できる設計とすることを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

58条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

58条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は常設重大事故対処設備と異なる保管場所（原子炉建屋付属棟及び緊急時対策所建屋）に保管する設計とすることを確認した。

2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
多重性を有するパラメータの計測装置	多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とすることを確認した。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

可搬型計測器	可搬型計測器は、通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、監視パラメータの計測範囲等が示されている。（参照：「58-6 容量決定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・格納容器雰囲気放射線レベル（D/W） ・格納容器雰囲気放射線レベル（S/C） ・起動領域計装 ・平均出力領域計装 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域） 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・残留熱除去系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・格納容器雰囲気放射線レベル（D/W） ・格納容器雰囲気放射線レベル（S/C） ・起動領域計装 ・平均出力領域計装 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（S A 広域）
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（S A 広帯域） ・原子炉水位（S A 燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（S A 広帯域） ・原子炉水位（S A 燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水温 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器下部水位 ・ 格納容器内水素濃度（S A） ・ フィルタ装置水位 ・ フィルタ装置圧力 ・ フィルタ装置スクラビング水温度 ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ フィルタ装置入口水素濃度 ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・ 代替淡水貯槽水位 ・ 西側淡水貯水設備水位 ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水温 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器下部水位 ・ 格納容器内水素濃度（S A） ・ フィルタ装置水位 ・ フィルタ装置圧力 ・ フィルタ装置スクラビング水温度 ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ フィルタ装置入口水素濃度 ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・ 代替淡水貯槽水位 ・ 西側淡水貯水設備水位 ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
--	--

<p>・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</p>	<p>・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</p>
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。</p>

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

58 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

補足説明資料において、可搬型計測器の必要台数が示されている。（参照：「58-8 可搬型計測器について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型計測器	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <p>可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として、20 個使用する。</p> <p>保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個を加えた合計 24 個を分散して保管する。</p>

2.15.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「58-3 配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器温度 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水温 ・ 格納容器下部水位 ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力（S A） ・ 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 	<p>以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備に係る耐環境性等(58-10 主要パラメータの耐環境性について)が示されている。</p> <p>（原子炉格納容器内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器温度 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ サプレッション・プール水温度 ・ 格納容器下部水温 ・ 格納容器下部水位 ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 <p>（原子炉建屋原子炉棟内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力（S A） ・ 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器内水素濃度（S A） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量（A系） ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 使用済燃料プール監視カメラ ・ 非常用窒素供給系供給圧力 ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力 ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ フィルタ装置入口水素濃度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量（B系） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・ 緊急用直流125V 主母線盤電圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位 ・ 格納容器内水素濃度（S A） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量（A系） ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 使用済燃料プール監視カメラ ・ 非常用窒素供給系供給圧力 ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力 （原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置） ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ フィルタ装置入口水素濃度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量（B系） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・ 緊急用直流125V 主母線盤電圧
---	---

<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・西側淡水貯水設備水位 ・緊急用M/C電圧 ・緊急用P/C電圧 ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 ・M/C 2C電圧 ・M/C 2D電圧 ・M/C HPCS電圧 ・P/C 2C電圧 ・P/C 2D電圧 ・直流125V 主母線盤2A電圧 ・直流125V 主母線盤2B電圧 ・直流125V 主母線盤HPCS電圧 ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤2A電圧 ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤2B電圧 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ 	<p>（格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 <p>（常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 <p>（常設代替高圧電源装置置場（地下）に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・西側淡水貯水設備水位 ・緊急用M/C電圧 ・緊急用P/C電圧 <p>（原子炉建屋付属棟内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置 ・M/C 2C電圧 ・M/C 2D電圧 ・M/C HPCS電圧 ・P/C 2C電圧 ・P/C 2D電圧 ・直流125V 主母線盤2A電圧 ・直流125V 主母線盤2B電圧 ・直流125V 主母線盤HPCS電圧 ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤2A電圧 ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤2B電圧 <p>（屋外に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
<p>可搬型計測器</p>	<p>可搬型計測器は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p>
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	<p>データ伝送装置は原子炉建屋付属棟内、SPDSデータ表示装置は、緊急時対策所建屋内、緊急時対策支援システム伝送装置は緊急時対策所内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	対応操作は無いため、対象外であることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。SPDS 表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

58 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型計測器	可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.15.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、現場へのアクセスルート及び操作方法を含めた全体の系統構成等が示されている。（参照：「58-7 アクセスルート図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系系統図 ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・ M/C 2C電圧 ・ M/C 2D電圧 ・ M/C HPCS電圧 ・ P/C 2C電圧 ・ P/C 2D電圧 ・ 直流125V 主母線盤2A電圧 ・ 直流125V 主母線盤2B電圧 ・ 直流125V 主母線盤HPCS電圧 ・ 直流±24V 中性子モニタ用分電盤2A電圧 ・ 直流±24V 中性子モニタ用分電盤2B電圧 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系系統図 ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W） ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C） ・ 起動領域計装 ・ 平均出力領域計装 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ 残留熱除去系海水系系統流量 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ・ 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・ M/C 2C電圧 ・ M/C 2D電圧 ・ M/C HPCS電圧 ・ P/C 2C電圧 ・ P/C 2D電圧 ・ 直流125V 主母線盤2A電圧 ・ 直流125V 主母線盤2B電圧 ・ 直流125V 主母線盤HPCS電圧 ・ 直流±24V 中性子モニタ用分電盤2A電圧 ・ 直流±24V 中性子モニタ用分電盤2B電圧

<ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素供給系供給圧力 	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用窒素供給系供給圧力
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（S A） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水温 ・ドライウエル圧力・ ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（S A） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（S A） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水温 ・ドライウエル圧力・ ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（S A） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） ・ 緊急用M/C電圧 ・ 緊急用P/C電圧 ・ 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・ 原子炉建屋水素濃度 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ 使用済燃料プール温度（S A） ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） ・ 緊急用M/C電圧 ・ 緊急用P/C電圧 ・ 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力
<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内水素濃度（S A） ・ 格納容器内酸素濃度（S A） ・ フィルタ装置入口水素濃度 	<p>格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用でき、屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用でき、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とすることを確認した。</p>

58 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型計測器	<p>可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とすることを確認した。</p> <p>設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。</p>

（２）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「58-5 試験検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。 可搬型計測器は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、機能・性能の確認が可能な設計とすることを確認した。外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条））

設計基準対象施設としては、第26条に基づき追加要求となった、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.16で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第59条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条）

1. 適合方針（第26条関係）	26&59-2
2.16.1 適合方針（第59条関係）	26&59-3
(1) 設置許可基準規則への適合	26&59-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	26&59-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	26&59-5
a. 居住性を確保するための設備	26&59-5
b. 汚染の持ち込みを防止するための設備	26&59-8
c. 運転員等の被ばくを低減するための設備	26&59-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	26&59-9
2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	26&59-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	26&59-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	26&59-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	26&59-12
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	26&59-13
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	26&59-13
2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	26&59-14
2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	26&59-15
2.16.3 環境条件等	26&59-16
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	26&59-16
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	26&59-16
2.16.4 操作性及び試験・検査性について	26&59-18
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	26&59-18
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	26&59-19

1. 適合方針（第26条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、原子炉制御室（安全施設に属するも のに限る。以下この条において同じ。）を設けなけ ればならない。</p> <p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備 を有するものとする。</p> <p>（解釈）</p> <p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>2第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の 外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある 自然現象等を把握できることをいう。</p>	<p>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有 することを確認する。また、原子炉制御室から、発電 用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象 等を把握できることを確認する。</p> <p>① 発電用原子炉施設の外の状況として、第6条に基 づき抽出された自然現象及び外部人為事象のう ち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある ものが抽出されていることを確認。</p> <p>② 上記で抽出されたものについて、昼夜にわたり把 握し得る設備として、監視カメラや気象観測設備 等を用いて原子炉制御室で把握できる方針とす ることを確認。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報、雷雨、降 雨予報、天気図、台風情報等について、原子炉制 御室において把握できる設備を設ける方針とす ることを確認。</p>	<p>原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗 視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>① 中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備は、地震、津波、及び設置許可 基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」、「発電用原子炉施設の安全性を損なわ せる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち、監視カ メラや気象観測設備等により把握可能な自然現象等を対象としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等が示されている。具体 的に、監視カメラにより把握可能な自然現象等や気象観測設備等のパラメータにより把握可能な発電用 原子炉施設の外の状況が示されている。</p> <p>② ①により抽出された事象や発電所構内の状況を把握できるように以下の設備を設置することを確認し た。</p> <p>補足説明資料において、外部状況把握のイメージが示されている。</p> <p>a. 監視カメラ 想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、 近隣工場等の火災、船舶の衝突及び高潮）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、 陸側）を把握することができる暗視機能等を持ったものを設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、監視カメラの設置場所及び仕様が示されている。</p> <p>b. 気象観測装置等の設置 風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降 水量等を測定する気象観測設備を設置することを確認した。また、津波監視設備として取水ピット 水位計及び潮位計を設置することを確認した。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計 とすることを確認した。</p> <p>c. 公的機関から気象状況を入手できる設備等の設置 地震、津波、竜巻、落雷等の原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手する ため、中央制御室に電話、FAX等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置することを確認し た。</p>

2.16.1 適合方針（第59条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.16 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.16 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備</p> <p>a-1 換気空調系設備及び遮蔽設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系空気調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ） ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室待避室遮蔽 ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・代替所内電気設備【57条】電源設備 ・燃料給油設備【57条】電源設備 <p>a-2 中央制御室の照明を確保する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明（SA） ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・代替所内電気設備【57条】電源設備 ・燃料給油設備【57条】電源設備 <p>a-3 中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・酸素濃度計 ・二酸化炭素濃度計 ・中央制御室待避室差圧計 <p>a-4 通信連絡設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（可搬）（待避室）【62条】通信連絡設備 ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・代替所内電気設備【57条】電源設備 ・燃料給油設備【57条】電源設備 <p>a-5 データ表示装置（待避室）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・データ表示装置（待避室） ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・代替所内電気設備【57条】電源設備 ・燃料給油設備【57条】電源設備 <p>b. 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計することを確認した。</p> <p>c. 運転員等の被ばくを低減するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・代替所内電気設備【57条】電源設備 ・燃料給油設備【57条】電源設備 ・ブローアウトパネル閉止装置 <p style="text-align: center;">【その他設備】</p> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.16-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋ガス処理系乾燥装置 ・原子炉建屋ガス処理系フィルタ装置 ・原子炉建屋ガス処理系（配管及び弁） ・非常用ガス処理系排気筒

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（東海第二）
<p>a-1：中央制御室の換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット及び中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）を使用する。また、代替交流電源設備として常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用することを確認した。なお、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とすることを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。 ・炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）で正圧化することにより、放射

性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

- ・中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）の性能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員を考慮し、その実施のための体制を整備する。
- ・中央制御室換気系は、外部との遮断が長期にわたり、室内の環境条件が悪化した場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。
- ・中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.10-1～2図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図）と追補の運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図（A系運転時）（図1.16-1図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第6.10-1～2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図へ示されている。（参照：「中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 概略系統図」等）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が示されている。（参照：「中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 概略系統図」等）

a-2：中央制御室の照明を確保する設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（SA）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・中央制御室の照明は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合を想定することを確認した。

（系統構成）

- ④ 照明設備のため、系統構成は示されていない。
- ⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。

a-3：中央制御室内及び中央制御室待避室内の差圧、酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室待避室差圧計を使用する。また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていること、及び中央制御室待避室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を測定できる設計とする。
- ・重大事故等時において、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等時において中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保されることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成は示されていない。

⑤ 同上。

a-4 通信連絡設備

（設備の目的）

① 重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うことができる設計とする。
- ・衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

③ 通信連絡設備のため、系統構成は示されていない。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ① 以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。

a-5 データ表示装置（待避室）

（設備の目的）

① 重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。
- ・データ表示装置（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ データ表示装置（待避室）のため、系統構成がないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用できることを確認した。

b. 汚染の持ち込みを防止するための設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を設けることを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。
- ・身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう設計する。
- ・照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員の汚染による中央制御室の外側から室内への放射性物質による汚染の持ち込み防止を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 区画のため、系統構成がないことを確認した。

⑤ 同上。

c. 運転員等の被ばくを低減するための設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減する目的で非常用ガス処理系を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、配管、弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。
- ・非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに、遠隔又は現場において手動で閉止できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.10-4 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図）と追補の原子炉建屋ガス処理系概要図（A 系運転時）（第 1.16-12 図）が整合していることを確認。

⑤ ④で示す設備が概略系統図（第 6.10-4 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑦ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用できることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>1 第 59 条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第 49 条、第 50 条、第 51 条又は第 52 条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	
<p>2 第 59 条に規定する「運転員が第 26 条第 1 項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>① 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>① 以下のとおり確認した。</p> <p>中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、可搬型照明（S A）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用ディーゼル発電機に対しての多様性を有する電源供給ラインより給電が可能な常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>①-1 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定していることを確認。</p> <p>①-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあっては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>①-1 運転員等の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、全面マスク等の着用、運転員等の交代を考慮、原子炉建屋ガス処理系の運転、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時のブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止等の被ばく低減を図るとともに、ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を想定し、格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約60mSvと評価されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスとして、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」（格納容器圧力逃がし装置を使用した場合）を想定していること、中央制御室の被ばく評価が7日間で格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約60mSvであること等が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>①-2 補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>② ③ 全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備するとしていることを確認した。</p> <p>④ 運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑤ 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑤ について以下のとおり確認した。 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とすることを確認した。</p>
<p>d) 上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWR の場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWR の場合）を設置すること。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置することを確認。</p>	<p>⑥ について以下のとおり確認した。 重大事故等が発生し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要があることから、原子炉建屋ガス処理系を設ける設計とすることを確認した。</p>
<p>e) BWR にあっては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p> <p>⑦ 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>⑦ について以下のとおり確認した。 ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時に容易かつ確実に再閉止が可能な設計とする。また、現場において人力により操作できる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン 非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 ブローアウトパネル閉止装置 可搬型照明（SA） データ表示装置（待避室）	中央制御室換気系、非常用ガス処理系、ブローアウトパネル閉止装置、可搬型照明（SA）及びデータ表示装置（待避室）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電できる設計方針とすることを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等防止設備は無いが59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）	中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、中央制御室内に固縛して保管し、可能な限り頑健性を有する設計とすることを確認した。
可搬型照明（SA）	可搬型照明（SA）は、非常用照明に対して電源の多様性を有していることを確認した。 可搬型照明（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。可搬型照明（SA）は、遮断機を設けることで中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう、電気的分離を図り、中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とすることを確認した。 可搬型照明（SA）は、中央制御室内及び空調機械室内に固縛して保管し、可能な限り頑健性を有する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、可搬型照明（SA）の設備仕様等が示されている。（参照：「原子炉制御室等（被ばく評価除く）について」）
酸素濃度計 二酸化炭素計	酸素濃度及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内固縛して保管し、可能な限り頑健性を有する設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施

設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

<添付八：6.10.2.2.3 共用の禁止>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置することとされていることを確認した。

59条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備はないため、対象外とする。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）は、原子炉建屋付属棟に保管し、中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型照明（SA）	可搬型照明（SA）は、中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室及び中央制御室待避室内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室遮蔽 中央制御室待避室遮蔽	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
データ表示装置（待避室） 中央制御室待避室差圧計 衛星電話設備（可搬型） 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	データ表示装置（待避室）、中央制御室待避室差圧計、衛星電話設備（可搬型）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型照明（SA）	可搬型照明（SA）は、遮断器により、中央制御室の非常用照明と電氣的に分離することで、中央制御室の非常用照明に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン 中央制御室換気系フィルタユニット	原子炉建屋ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
ブローアウトパネル閉止装置	ブローアウトパネル閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能なことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

<添付八：6.10.2.2.2 悪影響防止>

2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン	中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
中央制御室換気系フィルタユニット	中央制御室換気系フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、非常用ガス処理系排気筒を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

<添付八：6.10.2.2.4 容量等>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを1セット13本使用する。保有数は、1セット13本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として7本を加えた合計20本を保管する設計とすることを確認した。
可搬型照明（SA）	可搬型照明（SA）は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを3個、中央制御室待避室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを1個及び身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度を有するものを3個使用する。保有数は、中央制御室用として1セット3個、中央制御室待避室用として1セット1個、保守点検は目視点検であり保守点検中でも使用が可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として2個の合計9個を中央制御室内及び空調機械室内に保管する設計とすることを確認した。
酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内にあることの測定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、1セット使用する。保有数は、重大事故等時に必要な1セットに加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計2セットをバックアップも含めて分散して保管する設計とする。

2.16.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽 中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン 中央制御室換気系フィルタユニット 非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機	中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
中央制御室待避室差圧計	中央制御室待避室に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
データ表示装置（待避室） 可搬型照明（SA） 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	データ表示装置（待避室）、可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、原子炉建屋付属棟内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
ブローアウト閉止装置	ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋原子炉棟の壁面（屋外）に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室遮蔽 中央制御室待避室遮蔽	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体構造とし、重大事故等時に操作及び作業を必要としない設計とすることを確認した。
データ表示装置（待避室）	データ表示装置（待避室）の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型照明（SA）	可搬型照明（SA）の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする
中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
中央制御室待避室差圧計 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.16.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造を有し、重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とすることを確認した。
データ表示装置（待避室）	データ表示装置（待避室）は、汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。
原子炉建屋ガス処理系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 原子炉建屋ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
ブローアウトパネル閉止装置	以下の設計方針であることを確認した。 ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。 ブローアウトパネル閉止装置は、電源供給ができない場合においても、現場で人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 重大事故等時において、中央制御室内での手動弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。 設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。
中央制御室待避室差圧計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 中央制御室待避室に設置し、操作を必要とせず直ちに指示を監視することが可能な設計とする。
可搬型照明（SA）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 通常時に使用する設備ではなく、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 可搬型照明（SA）の電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。 可搬型照明（SA）は、人力による持ち運びが可能な設計とする。

	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明（S A）、付属のスイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。
酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。 ・ 人力による持ち運びが可能な設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ） データ表示装置（待避室） 可搬型照明（S A） 中央制御室待避室差圧計 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 ブローアウトパネル閉止装置	中央制御室待避室空気ポンプユニット（空気ポンプ）、データ表示装置（待避室）、可搬型照明（S A）、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン 中央制御室換気系フィルタユニット	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系フィルタユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に閉回路循環ラインによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。 ・ 中央制御室換気系フィルタユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。 ・ 中央制御室換気系フィルタユニットは、発電用原子炉の停止中に内部確認を行えるように、点検口を設ける設計とし、性能の確認を行えるように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。
原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条））

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。

重大事故等対処施設としては、技術的能力基準 1.17 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第60条及び第43条への適合性を確認する。

監視設備及び監視測定設備（第31条及び第60条）

1. 適合方針（第31条関係）	31&60-2
（1）設置許可基準規則への適合	31&60-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出	31&60-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	31&60-4
a. 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	31&60-5
b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	31&60-5
c. 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	31&60-6
d. 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	31&60-6
（2）設置許可基準規則解釈への適合	31&60-7
2. 17. 1. 1 多様性及び独立性、位置的分散	31&60-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	31&60-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	31&60-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	31&60-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	31&60-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	31&60-10
2. 17. 3 環境条件等	31&60-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	31&60-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	31&60-13
2. 17. 4 操作性及び試験・検査性について	31&60-15
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	31&60-15
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	31&60-15

1. 適合方針（第31条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(解釈) 第31条（監視設備） 5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。</p>	<p>モニタリングポストは、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計とすることを確認する。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。</p> <p>① 非常用所内電源に接続する場合は、無停電電源等により、外部電源喪失時（非常用所内電源への切替えまでの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>② 非常用所内電源に接続せず無停電電源等により供給する場合は、当該装置が外部電源喪失時（常用電源の復旧までの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>③ 伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションから原子炉制御室その他当該情報を伝送する必要がある場所までを有線と無線による伝送により、多様性を有していることを確認。</p>	<p>① <u>モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、以下の項目が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 配置図 ・ 計測範囲等 ・ 電源構成概略図 <p>② ①を参照。 補足説明資料において、モニタリング・ポストの電源は、非常用電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリング・ポストの電源は、代替電源設備である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）により給電が可能な設計とすることが示されている。</p> <p>③ <u>中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線（衛星回線含む）により多様性を有する設計とする</u>ことを確認した。モニタリング・ポストの指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、伝送概略図が示されている。</p>

2.17.1 適合方針（第60条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項案	確認結果（東海第二）
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリング・ポスト ※ モニタリング・ポストの代替 <p>b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ ZnS シンチレーションサーベイメータ ※ 放射能観測車 <p>c. 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ ・電離箱サーベイメータ ・小型船舶 <p>d. 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型気象観測設備 <p>e. モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備【57条】 ・可搬型代替交流電源設備【57条】

審査の視点及び確認事項案	確認結果（東海第二）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・代替所内電気設備【57条】 ・燃料給油設備【57条】</p> <p>添付資料1.17.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、3.17.2.1.3 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況以降に記載されている）。当該の補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）</p> <p>③ ①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。また、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項案
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p><BWRの場合></p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定）として、可搬型モニタリング・ポストを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬型モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストの代替として十分な台数を保管し、重大事故等が発生した場合には、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む）において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。
 - ・ 可搬型モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。
 - ・ 測定した放射線量の測定結果が、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
 - ・ 可搬型モニタリング・ポストの電源は、外部バッテリーを使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ モニタリング・ポストの放射線量に対する測定機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び設置場所が（第 8.1-2 図 可搬型モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置の代替として NaI シンチレーションサーベイ・メータ、ダストモニタの代替として β 線サーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬型放射能測定装置は、放射能観測車の測定機能の代替として十分な個数を保管し、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視、測定及び記録ができる設計とする。
 - ・ NaI シンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ GM の電源として乾電池を使用し、また、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源として外部バッテリーを使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置及びダストモニタが機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び使用場所が（第 8.1-3 図 可搬型放射能測定装置等の保管場所及び使用場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）
 ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

c. 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β 線サーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）、電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する。
 - ・ 発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる。
 - ・ 可搬型放射能測定装置のうち NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β 線サーベイ・メータ及び ZnS シンチレーションサーベイ・メータ並びに電離箱サーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は、外部バッテリーを使用する設計とする。
 - ・ 可搬型放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を測定機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

※原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第七条第一号表中イの項目。事業者の申請書においては、『10 条特定事象』としているが、当該「東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条）」においては『10 条事象』と記載している。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備が第 8.1-3 図（可搬型放射能測定装置の保管場所及び使用場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

d. 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定）として、可搬型気象観測設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬型気象観測設備は、気象観測設備の機能の代替として十分な個数を保管し、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。
 - ・ 可搬型気象観測設備の指示値は、衛生系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。
 - ・ 可搬型気象観測設備で測定した風向、風速その他の気象条件の観測結果が、電磁的に記録・保存され、電源喪失により失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
 - ・ 可搬型気象観測設備の電源として外部バッテリーを使用する設計とする。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④⑤ ①で示す設備の保管場所及び使用場所が（第 8.1-4 図 可搬型気象観測設備の保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。</p>

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項案	確認結果（東海第二）
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>①モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであることを確認。</p>	<p>①炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるモニタリング設備等を整備することを以下のとおり確認した。</p> <p>○放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a. 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 （可搬型モニタリング・ポスト）</p> <p>b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 （可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ））</p> <p>c. 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 （可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）、電離箱サーベイ・メータ、小型船舶）</p> <p>○風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備 ・可搬型気象観測設備</p> <p>○モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p>

審査の視点及び確認事項案	確認結果（東海第二）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備【57条】 ・ 可搬型代替交流電源設備【57条】 ・ 代替所内電気設備【57条】 ・ 燃料給油設備【57条】 ・ 可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合には、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射線量の監視、測定及び記録ができる設計とする。 ・ 可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）を監視、測定及び記録ができる設計とする。 ・ 小型船舶は、運搬、移動及び使用場所である海上における耐腐食性材料を使用する設計とする。
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> </div> <p>②常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備することを確認。</p>	<p>②常設モニタリング設備（モニタリング・ポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬型モニタリング・ポスト設備を配備することを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定</p> <p>可搬型モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p>b. 可搬型放射能測定装置による空气中的放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。</p>
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能と</p> </div>	

審査の視点及び確認事項案	確認結果（東海第二）
<p>すること。</p> <p>③常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <p>モニタリング・ポストは、非常用交流電源設備に接続しており、非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）

43 条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

60 条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備としての要求は無いことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第 43 条第 3 項第 7 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、監視測定設備の仕様、保管場所等が示されている。（参照：「監視測定設備について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型モニタリング・ポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた緊急時対策所建屋内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
<p>可搬型放射能測定装置</p> <p>可搬型ダスト・よう素サンブラ</p> <p>NaI シンチレーションサーベイ・メータ</p> <p>ZnS シンチレーションサーベイ・メータ</p> <p>β 線サーベイ・メータ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
電離箱サーベイ・メータ	電離箱サーベイ・メータは、予備と分散して、緊急時対策所建屋内に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
小型船舶	小型船舶は、予備と分散して可搬型重大事故等対処設備保管場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型気象観測設備	可搬型気象観測設備は、屋外の気象観測設備と離れた緊急時対策所建屋内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を

	図る設計とする。
--	----------

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型モニタリング・ポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた緊急時対策所及び屋外の高台保管場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンブラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所建屋内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
電離箱サーベイ・メータ	
小型船舶	小型船舶は、予備と分散して屋外の高台保管場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型気象観測設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型気象観測設備は、屋外の気象観測設備と離れた屋外の高台保管場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型気象観測設備の設置場所が第8.1-5図（可搬型気象観測設備の保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。

2.17.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	他の設備から独立して単独で使用可能なことから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β 線サーベイ・メータ	
電離箱サーベイ・メータ	
小型船舶	
可搬型気象観測設備	

2.17.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保する等により、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有することを確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	以下の設計方針であることを確認した。
可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型モニタリング・ポストの保有数は、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての4台、発電所海側等での監視・測定のための5台、緊急時対策所の加圧判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する設計とすることを確認した。 ・ 可搬型モニタリング・ポストは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。 ・ 可搬型放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。
電離箱サーベイ・メータ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ）の保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として、2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。 ・ 電離箱サーベイ・メータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な台数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。 ・ 可搬型モニタリング・ポスト、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ）、電離箱サーベイ・メータ及び可搬型気象観測設備の電源は、外部バッテリー又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。
小型船舶	小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な艇数として、1艇と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1艇を保管することを確認した。
可搬型気象観測設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型気象観測設備は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。 ・ 可搬型気象観測設備の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として、1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。 ・ 可搬型気象観測設備の電源である外部バッテリー又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とすることを確認した。

2.17.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポストは、緊急時対策所建屋内に保管し、及び屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ	可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは、緊急時対策所建屋内に保管し、及び屋内又は屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
電離箱サーベイ・メータ	
小型船舶	小型船舶は、屋外に保管し、及び屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、小型船舶は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。
可搬型気象観測設備	可搬型気象観測設備は、緊急時対策所建屋内に保管し、及び屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポストの操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。
可搬型放射能測定装置 電離箱サーベイ・メータ 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ	可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータの操作は、使用場所で可能な設計とすることを確認した。 また、人が携行して測定できる設計とすること、及び簡易な接続及び操作スイッチにより、確実に操作できる設計とすることを確認した。

電離箱サーベイ・メータ	
小型船舶	小型船舶の操作は、使用場所で可能な設計とすることを確認した。
可搬型気象観測設備	可搬型気象観測設備の操作は、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.17.4 操作性及び試験・検査性について

（１）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図（参照：「バウンダリ系統図」）として及び監視測定設備の使用場所、アクセスルートがアクセスルート図（参照：「アクセスルート図」）としてそれぞれ示されている。

60条で整理する重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型モニタリング・ポストは、測定器と外部バッテリーを簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とすることを確認した。 可搬型モニタリング・ポストは、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。
可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンブラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能な設計とする。 可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とすることを確認した。
電離箱サーベイ・メータ	
小型船舶	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 小型船舶は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる設計とする。 小型船舶は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる設計とすることを確認した。
可搬型気象観測設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 可搬型気象観測設備は、測定器と外部バッテリーを簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とすることを確認した。 可搬型気象観測設備は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。

（２）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
可搬型モニタリング・ポスト	可搬型モニタリング・ポストは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。
可搬型放射能測定装置 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイ・メータ ZnS シンチレーションサーベイ・メータ β 線サーベイ・メータ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β 線サーベイ・メータ、ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。 ・ 可搬型ダスト・よう素サンプラは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。
電離箱サーベイ・メータ	
小型船舶	小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。
可搬型気象観測設備	可搬型気象観測設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急時対策所（第34条及び第61条））

設計基準対象施設としては、第34条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計とすることを確認する。
また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.18で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第61条及び第43条への適合性を確認する。

緊急時対策所（第34条及び第61条）

1. 適合方針（第34条関係）	34&61-2
2.18.1 適合方針（第61条関係）	34&61-3
(1) 設置許可基準規則への適合	34&61-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	34&61-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	34&61-5
a. 居住性を確保するための設備	34&61-6
b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備	34&61-7
c. 代替電源設備からの給電	34&61-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	34&61-9
2.18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	34&61-13
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	34&61-13
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	34&61-13
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	34&61-13
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	34&61-14
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	34&61-14
2.18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	34&61-15
2.18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	34&61-16
2.18.3 環境条件等	34&61-18
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	34&61-18
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	34&61-18
2.18.4 操作性及び試験・検査性について	34&61-19
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	34&61-19
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	34&61-19

1. 適合方針（第34条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>異常が発生した場合に適切な措置をとるための緊急時対策所を設置する方針としていることを確認する。</p> <p>① 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける方針であることを確認。</p> <p>② 代替緊急時対策所を設置する場合は、その位置づけについて確認。</p> <p>③ 「適切な措置」の内容として、技術基準第46条解釈の要求事項が考慮される方針であることを確認。</p>	<p>① 原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、緊急時対策所までのアクセスルートが示されている。</p> <p>② 代替緊急時対策所は設置しない。</p> <p>③ 「適切な措置」として以下のとおりとすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。 補足説明資料において、設置場所及び収容人員（建物及び収容人数について）が示されている。 異常等に対処するために必要な情報を原子炉制御室内の運転員を介さずに正確にかつ速やかに把握できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置又は保管する。 補足説明資料において、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて確認できる主なパラメータ及びプラントデータ伝送経路が示されている。 発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型有線通話装置、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。 補足説明資料において、通信連絡設備の概略図が示されている。 室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。 補足説明資料において配備する資機材等が示されている。

2.18.1 適合方針（第61条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであることを確認。</p> <p>③ 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであることを確認。</p> <p>④ 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものであることを確認。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>①②③④について以下のとおり確認した。</p> <p>設備については、⑤へ記載する。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の緊急時対策要員等がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備</p> <p>a-1. 緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所非常用換気設備</p> <p>【緊急時対策所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所遮蔽 ・ 緊急時対策所非常用送風機 ・ 緊急時対策所加圧設備 ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>⑥ ⑤により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>⑦ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>⑧ 複数の緊急時対策所を使い分ける場合、使い分けの判断基準が明確になっていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所用差圧計 a-2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 酸素濃度計 ・ 二酸化炭素濃度計 a-3. 放射線量の測定設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所エリアモニタ ・ 可搬型モニタリングポスト【60 条】監視測定設備 b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備 <ul style="list-style-type: none"> b-1. 必要な情報を把握できる設備【62 条】通信連絡を行うために必要な設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) 【62 条】 b-2. 通信連絡設備 【62 条】通信連絡を行うために必要な設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備【62 条】 ・ 無線連絡設備【62 条】 ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備【62 条】 ・ 携行型有線通話装置【62 条】 c. 代替電源設備からの給電 <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.18-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>⑥ 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性、位置的分散 以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）。</p> <p>⑦ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ 非常用ディーゼル発電機 【57 条】電源設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>＜BWRの場合＞</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）緊急時対策所

緊急時対策所として、災害対策本部と宿泊・休憩室から構成する緊急時対策所を緊急時対策所建屋内に設置する。重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備、緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所エリアモニタを設ける。なお、緊急時対策所は、災害対策本部と宿泊・休憩室から構成される。緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

a-1. 緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所非常用換気設備

（設備の目的）緊急時対策所

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所加圧設備、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 緊急時対策所遮蔽は、重大事故が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所非常用換気設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。
 - ・ 緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機は、緊急時対策所建屋を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。
 - ・ 緊急時対策所加圧設備は、プルーム通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。
 - ・ 緊急時対策所用差圧計は、緊急時対策所等が正圧化された状態であることを監視できる設計とする
 - ・ 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、プルーム通過後の緊急時対策所建屋内を換気できる設計とする

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.9-1図～第10.9-4図 緊急時対策所 系統概略図（居住性の確保）と追補の概略系統図（第1.18.2.1-1図～第1.18.2.1-10図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第10.9.1図～第10.9.4図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 緊急時対策所は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成が示されていないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-3. 放射線量の測定設備

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、放射線物質による汚染の持ち込みを防止するため、緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（【60条】監視測定設備）を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・緊急時対策所には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所加圧設備による加圧判断のために使用する緊急時対策所エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（【60条】監視測定設備）を保管する設計とする

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成が示されていないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備

確認結果（東海第二）

b-1. 必要な情報を把握できる設備【62条】

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（必要な情報を把握できる設備）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

・安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所において把握できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.9-4 図 緊急時対策所 系統概要図（必要な情報の把握及び通信連絡））と追補の概略系統図（第 1.18.2.2-1 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が系統概略図（第 10.9-4 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b-2. 通信連絡のための設備【62 条】

① 重大事故等対処設備（通信連絡のための設備）として、衛星電話設備【62 条】及び無線連絡設備【62 条】を使用することを確認した。

②～⑥以降は、【62 条】通信連絡を行うために必要な設備にて確認した。

c. 代替電源設備からの給電

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（代替電源設備からの給電）として、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプを使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 緊急時対策所は、常用電源設備が喪失した場合に、緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とすることを確認した。
- ・ 緊急時対策所用発電機は、1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、2 台設置することで、多重性を有する設計とする。
- ・ 緊急時対策所用発電機の燃料は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプにより補給できる設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を自動で補給し運転できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 全交流動力電源が喪失した場合においても重大事故等に対処するために必要な電源を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.9-5 図 緊急時対策所 系統概要図（代替電源設備からの給電））と追補の概略系統図（第 1.18.2.4-1 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が系統概略図（第 10.9-5 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（解釈）</p> <p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>① 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを確認。</p>	<p>① 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置することを確認した。</p> <p>基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを以下のとおり確認した。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とすることを確認した。</p> <p>地震及び津波に対しては、【39条】耐震設計の基本方針及び【40条】津波による損傷の防止に基づく設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>② 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを確認。</p>	<p>② 緊急時対策所は、原子炉建屋付属等にある中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>緊急時対策所は、独立した緊急時対策所建屋と一体の緊急時対策所遮へい及び非常用換気設備として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所建屋に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。</p> <p>また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>多重性又は多様性を有すること。</p> <p>③ 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすることを確認。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有することを確認。</p>	<p>③緊急時対策所については、全交流電源が喪失した場合においても、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置する非常用交流電源設備とは離れた緊急時対策所建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを常設設備として、2台設置することで多重性を確保する設計とすることを確認した。</p>
<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>④ 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認。</p>	<p>④緊急時対策所の居住性が確保されるように、以下のとおり適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認した。</p> <p>緊急時対策所にとどまる災害対策要員の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、建屋と一体となった緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備、緊急時対策所加圧設備の設置及び気密性によりを確保する設計とする。</p>
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>⑤-1-1 想定する放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすることを確認。</p> <p>⑤-1-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>⑤ -1-1</p> <p>災害対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件に入れていない評価を行い、緊急時対策所は7日間で約35mSvであることを確認した。なお、緊急時対策所にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とした。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約35mSv（緊急時対策所）であること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>⑤-1-2 補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>⑤-2 プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、緊急時対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価することを確認。</p>	<p>⑤-2 東海第二では、プルーム通過時を含めて、緊急時対策所内における緊急時対策要員はマスクの着用なしで評価していることから対象外であることを確認した。</p>
<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>⑤-3 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p>	<p>⑤-3 東海第二では、⑤-1-1 のとおり、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮していないため、対象外としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約35mSvであること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>⑤-4 判断基準は、緊急時対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>⑤-4 ⑤-1-1 及び⑤-1-2 のとおり、判断基準は、災害対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約35mSvであること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑥ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑥以下のとおり、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認した。</p> <p>重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、災害対策要員の汚染が確認された場合は、緊急時対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(解釈)</p> <p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> <p>⑦ 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとすることを確認。</p>	<p>⑦緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所 緊急時対策所非常用送風機 緊急時対策所非常用フィルタ装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室から独立した緊急時対策所建屋と一体の遮蔽及び非常用換気設備として、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備、緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタを有し、非常用換気設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、1台で緊急時対策所建屋内を換気するために必要なファン容量及びフィルタ容量を有するものを合計2台設置することで、多重性を有する設計とする 上記の中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。
緊急時対策所遮蔽	緊急時対策所の遮蔽は、中央制御室とは離れた緊急時対策建屋に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、2台設置することで、多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、外部からの支援がなくとも、1基で緊急時対策所用発電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有するものを2基設置することで、多重性を有する設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは、1台で緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を供給できるポンプ容量を有するものを2台設置することで、多重性を有する設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。61条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ	災緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、中央制御室とは離れた緊急時対策所建屋に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

61条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上

の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所は、事故対応において東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、緊急時対策所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用換気設備を設置する。 ・ 共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用する設計とする。 ・ 各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう発電所の区分けなく使用できる設計とする。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないが、常設重大事故緩和設備等について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ	<p>緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタ中央制御室とは離れた緊急時対策所建屋に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>

2.18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所の遮蔽	緊急時対策所の遮蔽は、緊急時対策所建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 緊急時対策所の緊急時対策所加圧設備用空気ポンベは、固縛等を実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
緊急時対策所の緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所の緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機給油ポンプ	<p>緊急時対策所用発電機、通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>

2.18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所	緊急時対策所は、想定される重大事故等において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員と廃止措置中の東海発電所の事故が同時に発生した場合に対処する対策要員として、緊急時対策所に最大100名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とすることを確認した。
緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置の保有数は、東海発電所及び東海第二発電所共用で緊急時対策所非常用送風機1台、緊急時対策所非常用フィルタ装置1基で1セットに加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット（東海発電所及び東海第二発電所共用）の合計2セットを設置する。 緊急時対策所非常用フィルタ装置は、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策所建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。
緊急時対策所用差圧計	緊急時対策所用差圧計は、緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、1台使用する。保有数は東海発電所及び東海第二発電所共用で1台を設置することを確認した。
緊急時対策所用発電機	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、1台使用する。 保有数は、多重性確保のための1台を加えた合計2台を設置する。また、東海発電所及び東海第二発電所で共用する。
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、東海発電所及び東海第二発電所共用で、外部からの支援がなくとも、緊急時対策所用発電機の7日分の連続運転に必要なタンク容量を有する設計とする。
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所用発電機給油ポンプは、東海発電所及び東海第二発電所共用で、緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な燃料を給油できるポンプ容量を有する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所加圧設備	<p>緊急時対策所加圧設備は、重大事故時において緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する。</p>
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。 ・ 保有数は、東海発電所及び東海第二発電所共用で、それぞれ1個に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個（東海発電所及び東海第二発電所共用）のそれぞれ合計2個を保管する。
緊急時対策所エリアモニタ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所エリアモニタは、重大事故時において、緊急時対策所の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを、1台使用する。 ・ 保有数は1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

2.18.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所の遮蔽	緊急時対策所の遮蔽は、緊急時対策所建屋と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
緊急時対策所、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所、緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ、緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタにおける環境条件を考慮した設計とする。ことを確認した。
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。ことを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所用差圧計、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機給油ポンプの操作は、緊急時対策所内で可能な設計とする。ことを確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所加圧設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタの操作は、緊急時対策所内で可能な設計とする。ことを確認した。

2.18.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備、緊急時対策所用差圧計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置、緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所用差圧計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所非常用送風機は、緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機給油ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。 緊急時対策所用発電機給油ポンプは、緊急時対策所内の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所加圧設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所加圧設備は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 酸素濃度計は及び二酸化炭素計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。 緊急時対策所エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所エリアモニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び内容が示されている。（参照：「試験・検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
緊急時対策所の遮蔽	緊急時対策所の遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備	緊急時対策所非常用送風機、緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所加圧設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計	緊急時対策所用差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる設計とすることを確認した。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所エリアモニタは、校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機	緊急時対策所用発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう、マンホールを設ける設計とする。
緊急時対策所用発電機給油ポンプ	緊急時対策所用発電機給油ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

東海第二発電所に係る新基準適合性審査の視点、審査確認事項等の整理表（通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条））

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.19で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第62条及び第43条への適合性を確認する。

通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条）

1. 適合方針（第35条関係）	35&62-3
2. 19.1 適合方針（第62条関係）	35&62-5
(1) 設置許可基準規則への適合	35&62-5
1) 技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出	35&62-5
i) 発電所内の通信連絡を行うための設備	35&62-5
a. 通信連絡設備（発電所内）	35&62-5
ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備	35&62-5
a. 通信連絡設備（発電所外）	35&62-5
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	35&62-7
i) 発電所内の通信連絡を行うための設備	35&62-8
a. 通信連絡設備（発電所内）	35&62-8
b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）	35&62-8
c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）	35&62-9
ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備	35&62-10
a. 通信連絡設備（発電所外）	35&62-10
b. データ伝送設備	35&62-11
c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）	35&62-11
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	35&62-12
2. 19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	35&62-13
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	35&62-13
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	35&62-13
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	35&62-15
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	35&62-15
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	35&62-15
2. 19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	35&62-16
2. 19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	35&62-17
2. 19.3 環境条件等	35&62-18
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	35&62-18
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	35&62-19
2. 19.4 操作性及び試験・検査性について	35&62-20

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） 35&62-20

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号） 35&62-21

1. 適合方針（第35条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備をいう。</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができる設備を設置する方針としているか。</p> <p>① 設計基準事故が発生した場合において、工場等内の通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）は、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備を配備する方針であることを確認。</p> <p>② 多様性を確保した通信連絡設備として、ページング、携帯型通話設備（PHS）等音声により行うことができる装置が配備される方針であることを確認。</p>	<p>本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム）（以下「SPDS」という。）※を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>※ 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置から構成される。</p> <p>① 中央制御室、緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し、相互に必要な操作、作業、退避の指示及び連絡を行うことができるよう、送受話器（ページング）（警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備、衛星電話設備及び携行型有線通話装置を設置又は保管し、多様性を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>② ①のとおり、送受話器（ページング）（警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備等の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置する設計であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所内）の多様性が示されている。（第2.2-1表）</p> <p>また、通信連絡設備（発電所内）の概要が示されている。（第2.2-1図）</p> <p>なお、多様性を確保した通信連絡設備として、以下のものがある。</p> <p>送受話器（ページング）（警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、携行型有線通話装置</p>
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができることとしているか。</p> <p>（所外必要箇所の選定）</p> <p>① 発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所（本店、原子力規制庁、関係自治体等）が選定されていることを確認。</p> <p>（通信連絡設備及びデータ伝送設備）</p>	<p>① 発電所外の本社（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p>	<p>② 選定された施設外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を備え、それらが常時使用できる方針であることを確認。</p>	<p>② 緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備[*]、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を設置する設計とすることを確認した。 ※ データ伝送設備とは、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。</p> <p>設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所と通信連絡ができるよう通信連絡設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム、衛星電話設備、専用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設けることを確認した。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備を設けることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所外）の多様性が示されている。（第2.5-1表、第2.5-1図） また、通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）及び通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要が示されている。（第2.3-1表）</p>
<p>（解釈） 第35条（通信連絡設備） 3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、衛星専用IP電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性（ケーブル及び無線等）を備えた構成の回線をいう。</p>	<p>多様性を確保した専用通信回線を設置する方針としているか。</p> <p>① 多様性を確保した専用通信回線として、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の異なる多様性を確保し、輻輳等による制限を受けない専用通信回線に接続する設計としていることを確認。</p>	<p>① 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。</p> <p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星回線により多様性を確保した専用回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、多様性を確保した専用回線として、通信回線の種別、主要設備、専用の別、輻輳の制限等が示されている。（第2.5-1表）</p>
<p>（解釈） 第35条（通信連絡設備） 4 第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</p>	<p>設計基準事故が発生した場合においても動作可能な通信設備等を設置する方針としているか。</p> <p>① 通信連絡設備等は、外部電源に期待できない場合でも動作可能とするため、非常用所内電源系又は無停電電源に接続した設計であることを確認。</p>	<p>① これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とすることを確認した。安全パラメータ表示システム（SPDS）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、電源系統、電源設備が示されている。（第2.6-1、2図、第2.6-1～3表）</p>

2.19.1 適合方針（第62条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p style="text-align: center;">（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 発電所内の通信連絡を行うための設備</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所内）</p> <p style="padding-left: 20px;">＜通信連絡設備（発電所内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備（固定型、携帯型） ・ 無線連絡設備（携帯型） ・ 携行型有線通話装置 <p>b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）</p> <p style="padding-left: 20px;">＜データ伝送設備（発電所内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS） <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）</p> <p style="padding-left: 40px;">a. の＜通信連絡設備（発電所内）＞と同じ</p> <p>ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所外）</p> <p style="padding-left: 20px;">＜通信連絡設備（発電所外）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備（固定型、携帯型） ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 <p>b. データ伝送設備</p> <p style="padding-left: 20px;">＜データ伝送設備（発電所外）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ データ伝送設備（緊急時対策支援システム伝送装置） <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）</p> <p style="padding-left: 40px;">a. の＜通信連絡設備（発電所外）＞と同じ</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>対する適合は、10.12.2.2.1 多様性、位置的分散以降に記載されている。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替所内電気設備【57条】電源設備 ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備 ・ 燃料給油設備【57条】電気設備 ・ 緊急時対策所用可搬型電源設備 61条】緊急時対策所 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。
 <BWRの場合>
 例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。
 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

i) 発電所内の通信連絡を行うための設備

a. 通信連絡設備（発電所内）

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信設備（発電所内）、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信設備（発電所内）として、通信連絡設備（発電所内）を設けることを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

＜通信連絡設備（発電所内）＞

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置を設置又は保管する。
- ・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。
- ・ 携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管する。
- ・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室、緊急時対策所に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用可能な設計とする。
- ・ 衛星電話設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 衛星電話設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は、充電電池又は乾電池を使用する設計とする。
- ・ 衛星電話設備及び無線連絡設備のうち衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）及び携行型有線通話装置の電源は、代替電源設備として、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。
- ・ 充電式電池を用いるものについては、他の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等時が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（図 10.12-1 通信連絡設備の概略系統図）と追補の概略系統図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（図 10.12-1）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））として、安全パラメータ表示システム（SPDS）※を使用することを確認した。
 ※ 安全パラメータ表示システム（SPDS）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置が設置される。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ＜データ伝送設備（発電所内）＞
- ・ 重大事故等に対処するために、緊急時対策所へデータを伝送するための設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置を設置する。
 - ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、中央制御室内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置する設計とする。
 - ・ データ伝送装置の電源は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
 - ・ 緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS データ表示装置の電源は、非常用交流電源設備に加えて、交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。
- （機能喪失の想定）
- ③ 緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送する場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（図 10.12-1 通信連絡設備の概略系統図）と追補の概略系統図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（図 10.12-1）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

確認結果（東海第二）

以下の項目を除き a. <通信連絡設備（発電所内）>と同じ。その他の項目については、a. <通信連絡設備（発電所内）>を参照。

（設備の目的）

- ① 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備及び携行型有線通話装置を使用することを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合であって計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する場合を想定していることを確認した。

ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備

a. 通信連絡設備（発電所外）

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

＜通信連絡設備（発電所外）＞

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。
- ・ 緊急時対策所に設置する衛星電話設備は、「i) a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」と同じである。
- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、緊急時対策所建屋内に設置する。
- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用代替電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 無線連絡設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、図 10.12-1 通信連絡設備の概略系統図と追補の概略系統図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（図 10.12-1）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. データ伝送設備

確認結果（東海第二）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（データ伝送設備）としてデータ伝送設備^{*}を使用することを確認した。

※ データ伝送設備とは、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

<データ伝送設備（発電所外）>

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送するデータ伝送設備として、緊急時対策支援システム伝送装置を設置する。
- ・ 緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置する。
- ・ 緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置の電源は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、緊急時対策所用代替電源設備からの給電ができる設計とする。
- ・ 緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（SPDS）、データ伝送設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合に発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータの伝送を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、図 10.12-1 通信連絡設備の概略系統図）と追補の概略系統図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（図 10.12-1）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用代替電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）

確認結果（東海第二）

a. の<通信連絡設備（発電所外）>と以下の項目を除き同じ。その他の項目については、通信連絡設備（発電所外）を参照。

（設備の目的）

① 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信連絡設備として、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用することを確認した。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合であって計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合を想定していることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>① 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>① 衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム(SPDS)は、緊急時対策所用発電機、常設代替交流電源設備等から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機に対し空冷式であること等から、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認した。詳細は2.19.1 2)参照。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備として、以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、データ伝送装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の電源は、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））に対して多様性を有する設計とする。 中央制御室及び緊急時対策所建屋内に設置するSPDS及びデータ伝送設備の電源は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬重大事故防止設備兼可搬重大事故緩和設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備（携帯型） 無線連絡設備（携帯型） 携行型有線通話装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 携行型有線通話装置の電源は、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）に対して多様性を有する設計とする 携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管することで、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電電池を使用することで、非常用交流電源設備又は蓄電池からの給電により使用する送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）に対して多様性を有する設計とする。 衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、P

	H S 端末及び F A X) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
--	---

また、62条で整理する重大事故等対処設備について、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備、携行型有線通話装置	無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備及び携行型有線通話装置は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備のうち衛星連絡設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、同一の端末を使用することにより、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、東海発電所及び東海第二発電所で共用する設計とする。 ・ 緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、東海発電所及び東海第二発電所の使用する要員が通信連絡するために必要な容量を確保する設計とする。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

62条で整理する重大事故等対処設備に、可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管することで、送受信器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
無線連絡設備（携帯型） 衛星電話設備（携帯型）	衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、送受信器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

2.19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備、携行型有線通話装置、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、データ伝送設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>

2.19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保する等により、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有することを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

補足説明資料において、容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とすることを確認した。
無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）	無線連絡設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）	衛星電話設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とすることを確認した。

2.19.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置は、中央制御室及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、中央制御室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）は、設置場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。 ・SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時に、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置は、想定される重大事故等時に、発電所内の建屋内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型） 無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）	衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。

2.19.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、全体の系統構成が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS） データ伝送装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより特別な技量を要することなく、設置場所で確実に操作が可能な設計とする。
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、付属の操作スイッチにより特別な技量を要することなく、設置場所で確実に操作が可能な設計とする。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置は、端末である携帯型有線通話装置と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とすることを確認した。
無線連絡設備のうち無線連絡設備（携帯型）	無線連絡設備（携帯型）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）	無線連絡設備（携帯型）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。

（２）試験・検査（第４３条第１項第３号）

４３条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、試験・検査の内容が示されている。（参照：「試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備、携行型有線通話装置、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備	これらの通信連絡設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（その他設備）

技術的能力基準で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

その他設備（原子炉本体、原子炉格納施設、燃料貯蔵設備、非常用取水設備）

2. 20. 1 適合方針	その他-2
(1) 設置許可基準規則への適合	その他-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	その他-2
2) その他設備の設計方針	その他-3
2. 20. 1. 1 多様性及び独立性、位置的分散	その他-5
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）	その他-5
b. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）	その他-5
2. 20. 1. 2 悪影響防止（第 43 条第 1 項第 5 号）	その他-6
2. 20. 2 容量等（第 43 条第 2 項第 1 号）	その他-7
2. 20. 3 環境条件等	その他-8
a. 環境条件及び荷重条件（第 43 条第 1 項第 1 号）	その他-8
b. 現場の作業環境（第 43 条第 1 項第 6 号）	その他-8
2. 20. 4 操作性及び試験・検査性について	その他-10
(1) 操作性の確保（第 43 条第 1 項第 2 号、第 43 条第 1 項第 4 号）	その他-10
(2) 試験・検査（第 43 条第 1 項第 3 号）	その他-10

2.20.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 技術的能力審査基準1.1~1.19により抽出された重大事故等対処設備以外で流路として使用する等、その他共通で使用する設備（その他設備）について重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>（その他設備） <BWRの場合> 例1：代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器の過圧破損の防止に期待する場合は、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、貯留堰、取水構造物等が含まれる。</p>	<p>① その他設備について、以下のとおり、重大事故等対処設備として整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）【その他設備】原子炉本体 ・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・使用済燃料プール 【その他設備】燃料貯蔵施設 ・原子炉建屋原子炉棟【その他設備】原子炉格納施設 ・貯留堰 【その他設備】非常用取水設備 ・取水構造物 【その他設備】非常用取水設備 ・SA用海水ピット取水塔【その他設備】非常用取水設備 ・海水引込み管【その他設備】非常用取水設備 ・SA用海水ピット【その他設備】非常用取水設備 ・緊急用海水取水管【その他設備】非常用取水設備 ・緊急用海水ポンプピット【その他設備】非常用取水設備 <p><本文：ホ.(1)(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造> <添付八：5.1.2.1 概要> <本文：リ.(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率> <添付八：9.1.2.1 概要> <本文：ニ.(2)(ii)a. 構造> <添付八：4.1.2.1 概要> <添付八：4.3.2 設計方針> <添付八：9.1.2.3.1 概要> <添付八：9.1.1.4.2.1 原子炉建屋> <本文：ヌ.(3)(v) 非常用取水設備> <添付八：10.8.2.1 概要></p>

2) その他設備の設計方針

以下の重大事故等時に用いるその他設備について、設計方針を確認した。

設備名称	確認結果（東海第二）
<p>【その他設備】原子炉本体（第 44 条、第 45 条、第 47 条、第 50 条、第 51 条において使用）</p> <p>原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。 炉心支持構造物は、重大事故に至るおそれのある事故時において、冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。
<p>【その他設備】原子炉格納施設（第 48 条、第 49 条、第 50 条、第 51 条において使用）</p> <p>原子炉格納容器</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の 2 倍の圧力及び 200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。 原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。
<p>【その他設備】燃料貯蔵設備（第 54 条において使用）</p> <p>使用済燃料プール</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールは、使用済燃料プールの冷却機能喪失又は注水機能が喪失し又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。 使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プール水戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、戻り配管上部に静的サイフォンブレーカを設ける。 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体の形状を保持することにより臨界を防止できる設計とする。
<p>【その他設備】原子炉格納施設（第 46 条、第 59 条において使用）</p> <p>原子炉建屋原子炉棟</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とする。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟に漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。
<p>【その他設備】非常用取水設備（第 48 条、第 50 条、第 56 条において使用）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 貯留堰及び取水構造物は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行うことを確認した。

設備名称	確認結果（東海第二）
貯留堰、取水構造物、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等に対処するために必要となる可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの取水箇所としてS A用海水ピットを設置し、S A用海水ピットに海水を導水するため、S A用海水ピット取水塔及び海水引込み管を設置する。また、重大事故等に対処するために必要となる残留熱除去系及び代替燃料プール冷却系の冷却用の海水を確保するために、緊急用海水ポンプの流路として、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットに加え、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットを設置する。

<本文：ホ. (1)(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造>

<添付八：5.1.2.1 概要>

<本文：リ. (2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率>

<添付八：9.1.2.1 概要>

<本文：ニ. (2)(ii)a. 構造>

<添付八：4.1.2.1 概要>

<添付八：4.3.2 設計方針>

<添付八：9.1.2.3.1 概要>

<添付八：9.1.1.4.2.1 原子炉建屋>

<本文：ヌ. (3)(v) 非常用取水設備>

<添付八：10.8.2.1 概要>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された重大事故等対処設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	
使用済燃料プール	
原子炉建屋原子炉棟	
貯留堰、取水構造物	
S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 ・緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。

<添付八：5.10.2.1 多様性及び独立性、位置的分散>

b. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の発電用原子炉施設と共用しないことを確認した。

2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

a. 悪影響防止

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等の系統的な影響については、系統図に示している。（参照：系統図）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
使用済燃料プール	使用済燃料プールは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉建屋原子炉棟	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
取水構造物、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・取水構造物は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットは、緊急用海水ポンプ専用の独立した流路とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプの取水箇所であるSA用海水ピットは、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

<添付八：5.1.2.2.1 悪影響防止>

<添付八：9.1.2.1.2.1 悪影響防止>

<添付八：4.1.2.2.1 悪影響防止>

<添付八：9.1.2.3.2.1 悪影響防止>

<添付八：10.8.2.2.1 悪影響防止>

2.20.2 容量等（第43条第2項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
使用済燃料プール	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉建屋原子炉棟	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
貯留堰、取水構造物、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。

2.20.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八 1.1.7.3 環境条件等」に示す。

補足説明資料において、設備等の設置状況（参照：配置図）を示し、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）を示している。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	原子炉圧力容器は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器は、原子炉建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。 重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水、ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内へのスプレイ並びに原子炉格納容器下部への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
使用済燃料プール	使用済燃料プールは、原子炉建屋内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋は、想定される重大事故等時における原子炉建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
取水構造物	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 取水構造物、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットは、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。 海水引込み管及び緊急用海水取水管は、鋼製構造物であり、常時海水を通水するため、腐食性を考慮した厚さを確保する設計とする。 取水構造物、SA用海水ピット取水塔、SA用海水ピット及び緊急用海水ポンプピットは、コンクリート構造物であり、常時海水を通水するため、腐食性を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。

<添付八：5.1.2.2.2 環境条件等>

<添付八：9.1.2.1.2.2 環境条件等>

<添付八：4.1.2.2.2 環境条件等>

<添付八：9.1.2.3.2.2 環境条件等>

<添付八：10.8.2.2.2 環境条件等>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八 1.1.7.3 環境条件等」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

その他-8

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

原子炉格納容器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
使用済燃料プール	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋は、想定される重大事故等時における原子炉建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
貯留堰、取水構造物、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

<添付八：9.1.2.3.2.2 環境条件等>

2.20.4 操作性及び試験・検査性について

（１）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
使用済燃料プール	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手動で閉止できる設計とすることを確認した。
貯留堰、取水構造物、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

<添付八：9.1.2.3.2.3 操作性の確保>

（２）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（東海第二）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	原子炉圧力容器は、通常の系統構成により、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
使用済燃料プール	使用済燃料プールは、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。また、漏えいの有無等の確認が可能な設計とすることを確認した。
原子炉建屋原子炉棟	重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とすることを確認した。

貯留堰、取水構造物、S A用海水ピット取水塔、S A用海水ピット、緊急用海水ポンプピット	以下の設計方針であることを確認した。 ・貯留堰は、機能・性能の確認が可能な設計とする。 ・取水構造物、S A用海水ピット取水塔、S A用海水ピット、緊急用海水ポンプピットは、外観の確認が可能な設計とする。
--	--

<添付八：5.1.2.4 試験検査>

<添付八：9.1.2.1.4 試験検査>

<添付八：4.1.2.4 試験検査>

<添付八：9.1.2.3.4 試験検査>

<添付八：10.8.2.4 試験検査>