

## 原子炉施設の安全対策の論点に関する意見及び回答

## ① 異常状態の発生及び進展防止対策（設計基準事故対策）

## ア 火災

項目	<1> 火災により複数の安全関係設備が一斉に使えなくなることはないか
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<p>火災により原子炉施設の安全性が損なわれることがないように、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な機能を有する構築物、系統及び機器に、火災の「発生防止」、「感知及び消火」並びに「影響軽減」のそれぞれを独立して考慮した火災防護対策を講じることで、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>&lt;火災発生防止対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全機能を有する構築物、系統及び機器には不燃性又は難燃性材料を使用</li> <li>・潤滑油・燃料油を内包する機器は、溶接構造、シール構造の採用による漏えい防止対策を講じるとともに、周囲に漏えい時の拡大を防止するための堰を設置</li> <li>・蓄電池室等の水素が発生するおそれのある区域は、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう、換気機能を確保</li> </ul> <p>&lt;火災の感知及び消火対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する場所には、煙感知器、熱感知器又は炎感知器等から、異なる感知方式の感知器を組み合わせて設置</li> <li>・煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる場所は、自動又は手動操作できる全域ガス消火設備を設置し、それ以外の場所は消火栓、化学消防自動車及び消火器等の消火設備にて消火を行う設計</li> </ul> <p>&lt;火災の影響軽減のための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐火壁等によって火災区域を分離することで、単一の火災（任意の一つの火災区域で発生する火災）により原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を有する多重化されたそれぞれの系統が同時に機能喪失しないよう設計</li> <li>・耐火壁や離隔距離による系統分離が困難な中央制御室床下のケーブル処理室等のケーブルは、電線管又はケーブルトレイを耐火ラッピングで覆うことで分離し、同時に機能喪失しないよう設計</li> </ul>

	<p>また、新たに設置する重大事故等対処設備は、上記の対策（火災の影響軽減のための対策を除く）を実施するほか、同じ機能を持つ既設の設計基準対象施設と別の部屋に設置するなどの位置的分散を図ることで、火災によって同時に機能喪失しない設計とする。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①天井の高いところではアナログ式の感知器がなぜ適さないのか。また、非アナログ式の感知器とは技術的にどういう意味か。（吉川顧問）</p> <p>②火災の発生源に関して、変圧器やコンデンサ等、絶縁油を使用しているところはないか。（芹澤顧問）</p> <p>③極稀なケースとして、火災時に中央制御室の換気・空調系が喪失すると、中央制御室に煙が充満して運転員が退室しなければならないような事態も想定されるが、このようなケースは考慮されているか。（芹澤顧問）</p> <p>④システムを分離する耐火壁・隔壁について、「3時間以上の耐火能力を有する」と書かれているが、「3時間」というのは何を根拠とした時間数なのか。「3時間以上」となっているが、実際には最長で何時間の耐火性能が担保されるのか。また実証試験は行われているか。（芹澤顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アナログ式は、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができ、平常時から連続で監視しているものである。</li> <li>非アナログ式は、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視することはできないが、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇等）を把握することができ、断面で状況感知して警報を発するものである。</li> <li>・天井が高い大空間では熱が周囲に拡散するため、アナログ式の熱感知器による感知は困難である。</li> </ul> <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・火災区域を設定しているところには、絶縁油を使用したものはない。</li> </ul> <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・早期の火災感知のため制御盤内にも高感度煙検出設備を付けており、常時中央制御室には運転員が居ることから、感知すれば</li> </ul>

速やかに消火する。また、中央制御室の各盤は系統分離がなされており、同時に機能が喪失しないよう対策している。仮に中央制御室において何かしらの不具合が起こっても、高温停止・低温停止できるような別の設備を持っており、発電所としては十分停止させることができる。

(顧問の意見④について)

- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」にて互いの系列間を「3時間以上」の耐火能力を有する隔壁等で分離することが要求されている。  
上記審査基準にて、互いに異なる系統を分離するために設置する隔壁等の設計の妥当性については、火災耐久試験によって確認することが要求されており、耐火性能として「3時間」を担保するため、火災耐久試験において、「3時間」加熱した際の耐火能力を有していることを確認している。  
なお、火災耐久試験は、3時間を超える加熱試験は実施していない。

項目	<p>&lt;2&gt; 非難燃性ケーブルを使用する箇所はないか、ある場合はどのような処置がされているか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>安全機能を有する構築物、系統及び機器に使用するケーブルには、実証試験により自己消火性（UL垂直燃焼試験）及び耐延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合はIEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p>また、現在のケーブルの使用状況及び試験状況について、フローに基づき対象箇所を選定して調査を行い、核計装ケーブルも含めて難燃ケーブルを使用していることを確認している。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①ケーブルの難燃性の実証試験について、自己消火性と耐延焼性試験のバーナーの熱量が大きく異なる理由は何か。（芹澤顧問）</p> <p>②バーナーの熱量の数値について、ケーブルの本数、サイズ等を踏まえ、とされているが、具体的な数値をどうやって決めたか、背景となる考え方はどうなっているか。数値が実際に起こり得る火災を想定した現実的な熱量になっているのか。（芹澤顧問）</p>
<p>中国電力の説明</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」にて、使用する難燃ケーブルについては、「「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることが、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていること」が求められている。</li> </ul> <p>また、「延焼性」及び「自己消火性」の実証試験については、各実証試験の目的に沿うよう、以下のとおり各規格においてバーナーの種類が定められている。</p> <p>(1) 自己消火性の実証試験：UL垂直燃焼試験 UL垂直燃焼試験については、着火と休止を繰り返す試験となっており、評価対象のケーブルの本数、サイズ等を踏まえ、熱量の比較的小さなチリルバーナーにて実施することが定められている。</p> <p>(2) 延焼性の実証試験：IEEE383垂直トレイ燃焼試験 IEEE383 垂直トレイ燃焼試験については、バーナーで連続して20分間加熱する試験となっており、評価対象のケーブルの本数、サイズ等を踏まえ、熱量の比較的大きなりボンバーナーにて実施することが定められている。</p>

(顧問の意見②について)

- 試験は規格に基づいて実施しており、具体的に熱量の数値の考え方まで規格側で明記されていないが、少なくとも、米国含めてこの基準で難燃性を確認しており、一定の保守性を持った試験なので、難燃ケーブルとしては適正だと考えている。

## イ 溢水

項目	<p>&lt;3&gt; 溢水により複数の安全関係設備が一斉に使えなくなることはないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>原子炉施設内で溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止する機能、低温停止する機能、放射性物質を閉じ込める機能、停止状態を維持できる機能、燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要な機能を持つ設備が、配管破断、消火活動及び地震等による溢水に対して「没水影響」、「被水影響」及び「蒸気影響」を評価し、それぞれいずれかの対策又は対策の組み合わせにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>&lt;没水対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の設置場所は、水密扉等によって溢水の流入を防止</li> <li>・設備の設置場所は、水消火以外の消火手段を採用</li> <li>・破損が想定される配管等を耐震補強</li> <li>・設備の設置高さを嵩上げ、又は堰を設置</li> </ul> <p>&lt;被水対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の設置場所は、水密扉等によって溢水の流入を防止</li> <li>・設備の設置場所は、水消火以外の消火手段を採用</li> <li>・破損が想定される配管等を耐震補強</li> <li>・被水耐性を有する機器への取り替え</li> <li>・設備に保護カバー等を取り付けて防護</li> </ul> <p>&lt;蒸気対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の設置場所は、壁・扉等によって蒸気の流入を防止</li> <li>・蒸気の流出を検知・隔離</li> <li>・破損が想定される配管等を耐震補強</li> <li>・蒸気耐性を有する機器への取り替え</li> </ul> <p>また、新たに設置する重大事故等対処設備は、上記の対策を実施するほか、同じ機能を持つ既設の安全設備と位置的分散を図ることで、溢水によって同時に機能喪失しない設計とする。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>① 溢水は津波が中に入ってくるというイメージが強いが、そちらの対策はどうなっているか（吉川顧問）</p> <p>② 1時間に100ミリを超えるような局所的な集中豪雨による溢水を考慮しても溢水は起きず排水できるか。（芹澤顧問）</p>
<p>中国電力の説明</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・防波壁を設置し、津波が来ても敷地に入らないようにすること、</li> </ul>

海水取水・放水路から遡上しないよう対策している。

(顧問の意見②について)

- 敷地で観測された最大1時間降雨量77.9mmでも十分排水できることを解析している。

## ウ 電源の信頼性

項目	<p>&lt;4&gt; 外部電源や非常用発電機などの交流電源が一つの原因で一斉に使えなくなることはないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>(外部電源) 島根2号機の外部電源は、以下の2ルート3回線の送電線を接続している。 ・北松江変電所に連系する220kV送電線2回線 ・津田変電所に連系する66kV送電線1回線 また、申請対象外ではあるが、緊急時には、北松江変電所に連系する500kV送電線2回線からも、3号機と所内電源系を介して受電可能としている。</p> <p>これらの送電線に対して、以下の対策等を実施することにより、外部電源の信頼性を向上させている。</p> <p>&lt;送電線の分離対策&gt; ・同一の鉄塔に全ての送電線を架線しない ・送電線の近接箇所及び交差箇所において異常があった場合にも、いずれか1回線が使用可能であることを確認 なお、申請対象の220kV送電線と66kV送電線の交差箇所において異常があった場合には、自主対策として非常用ディーゼル発電機の燃料容量である7日以内に66kV送電線を復旧することとし、そのための資材を当社敷地内に保管</p> <p>&lt;送電鉄塔の信頼性確認&gt; ・盛土崩壊、地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響を評価し、抽出した鉄塔について現地踏査を実施し、鉄塔基礎の安定性が確保されていることを確認 ・一部の鉄塔については、地形要因等を考慮して風速を割り増し設計、着氷雪荷重の考慮や雪害防止対策品を採用</p> <p>&lt;【自主対策】耐震性を考慮した受電設備の設置&gt; ・地震により通常の受電設備の機能喪失があった場合においても2号機に外部電源が供給できるよう、発電所高台(EL44m)に耐震性を考慮した代替の受電設備を設置(第2-66kV開閉所) なお、外部電源からの受電が出来なくなった場合には、自動的に非常用ディーゼル発電機から受電する。</p> <p>(非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機)) 島根2号機の非常用ディーゼル発電機は、安全施設等の機能を</p>



確保するために必要な容量を、A系、B系、HPCS系の区分ごとに各1台合計3台有しており、多重性及び独立性を考慮して、3台は異なる場所に設置している。

3台の非常用ディーゼル発電機は、主たる共通要因（地震・津波・火災・溢水）に対し、以下のとおり頑健性を有している。

- ・地震…基準地震動に対し建物および電源設備が機能維持できることを確認
- ・津波…防波壁等で敷地への津波の流入を防止し、浸水させない
- ・火災…3時間耐火能力を有するコンクリート壁等で異なる系統の非常用電気盤を分離
- ・溢水…地震による溢水及び消火設備からの被水を考慮しても異なる系統の非常用電気盤が同時に機能喪失しない

また、非常用ディーゼル発電機の燃料貯蔵タンクは、各系列のディーゼル発電機を7日間以上連続運転できる容量を各系列で有している。

（重大事故等対処設備（ガスタービン発電機・電源車））

外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が故障（「全交流動力電源喪失」）した場合に備え、以下の代替交流電源設備を新たに設置する。

- ・ガスタービン発電機（常設代替交流電源設備）  
2台（うち予備1台）
- ・高圧発電機車（可搬型代替交流電源設備）  
7台（うち予備1台）

ガスタービン発電機及び高圧発電機車は、地震、津波、火災、溢水に対し、非常用ディーゼル発電機と同時に故障することを防止するため、以下のとおり設計する。

- ・地震…基準地震動で機能維持できるよう設計
- ・津波…津波が到達しない位置に設置

（ガスタービン発電機…ガスタービン建屋（EL44m）  
高圧発電機車 …第1保管エリア（EL50m）  
第3保管エリア（EL13～33m）  
第4保管エリア（EL8.5m）

- ・火災…電路に難燃ケーブルを使用、ガスタービン発電機建物には異なる感知方式の火災感知器及びガス消火設備を設置、設備設置場所を分散配置、発電機から給電する高圧母線には遮断器及び保護継電器を設置し、電氣的に分離  
高圧発電機車は、原子炉建物等、ガスタービン発電機とは距離的に離れた場所に配備
- ・溢水…溢水評価を実施し、機能喪失しないことを確認

また高圧発電機車は、屋外に設置する環境条件を考慮し、以下

	<p>のとおり設計する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 降水・凍結で機能喪失しないよう防水・凍結対策を行える設計</li> <li>・ 風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを確認</li> </ul> <p>(【自主対策】非常用所内電源系の相互接続)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2号機非常用所内電源系は、他号炉の非常用ディーゼル発電機に依存しない。また、島根1号及び3号機を相互に接続することで、安全性が向上する。なお、通常時は号炉間の両端の遮断器を開放することにより2号機非常用所内電源系の分離を図る設計とする。</li> </ul>
<p>顧問の意見</p>	<p>①新規制基準で要求されている条件が変わったからこういう電源対策をやっているとの説明だとわかりやすい。(吉川顧問)</p> <p>②発送電分離が進行する状況では、外部電源の信頼性や運営は別会社の話となるが、中国電力との関係は整理できているか。(吉川顧問)</p> <p>③廃止措置中の1号機からの交流電源供給することのことだが、非常用の設備は残すということか。また、1号機は廃止措置中なので、いずれはまた別の対策を取るのか。(勝田顧問)</p> <p>④共通要因として地震、津波、火災、溢水を考えているが、火山灰で電源喪失することは想定しなくてよいのか。56cmも積もると電源車は全く動けないのではないか。(杉本顧問)</p> <p>⑤外電喪や全電喪について、いろんな設備対応を行うことで何が防げるのか、どういう事象展開を防いでいるのか、もう一步先に進んで言った方が県民の方々も安心するのではないか。また、個々の設備がどの程度高額か明らかにした方が県民の興味を引くのではないか。PRの観点ということをもう少し考えてもいいのではないか。(二ノ方顧問 (コメント))</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 新規制基準では、複数の電源供給元から外部電源を供給できること、全ての送電線が同一鉄塔に架線されないこと、非常用ディーゼル発電機の燃料容量増強や、他号炉の非常用電源に過度に依存しないこと、常設代替交流電源設備を設けること、可搬型代替交流電源設備を設けること、バッテリーの強化などが求められている。</li> <li>・ 設置許可基準規則における主に電源関係の条文は、設計基準対処施設として第33条(保安電源設備)および第14条(全交</li> </ul>

流動力電源設備)、重大事故等対処施設として第57条(電源設備)が該当する。また、これら条文要求設備としては、第33条は外部電源(送電線)や非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機)、第14条は非常用蓄電池、第57条は常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)や可搬型代替交流電源設備(高圧発電機車)、所内常設蓄電池式直流電源設備などが対象となる。

(顧問の意見②について)

- 送電線の復旧作業は、中国電力から分離した中国電力ネットワークが実施する。中国電力と中国電力ネットワークは協定を結んでおり、事故対応を確実にやってもらうということで、手順等も定めている。

(顧問の意見③について)

- 1号機のディーゼル発電機は機能維持をしており、2号機側で受電できるようにしているが、1号機は2号機ほど耐震性等の確認を取られていないため、自主対策としている。  
3号機の審査が通れば、2号と3号で電源融通することや、50万Vの送電線が生きていれば、そちらからも受電できるため、更に信頼性が向上すると考えている。

(顧問の意見④について)

- 火山灰についても別に検討しており、ディーゼル発電機の吸気や海水ポンプ等に対する影響が大きいが、ディーゼル発電機については56cmの降灰に耐えられるフィルター、海水ポンプは火山灰が積もっても機能喪失しないことを確認しており、今後審査で説明する。電源車は一部部屋の中へ突っ込んで灰がたまらないようにして発電機を動かすといったマネジメントを準備しており、全部が使えなくならないように対策を取る。

項目	<p>&lt;5&gt; 交流電源喪失時、給電が再開するまで蓄電池で事故対応ができるか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>(全交流動力電源喪失時の対応)</p> <p>外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が故障(「全交流動力電源喪失」)した場合は、原子炉の蒸気で駆動する原子炉隔離時冷却系を使用することにより、原子炉停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、必要な設備(原子炉隔離時冷却系制御装置、逃がし安全弁、原子炉水位計等の計装設備、非常用照明等)に電源供給が可能な非常用直流電源設備を備えている。</p> <p>(非常用蓄電池等)</p> <p>直流電源で動作する機器類は、交流電源設備から充電器を介して給電されているが、全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な及び原子炉格納容器の健全性確保に必要な設備への電源供給を一定時間まかなう容量をもった、以下の3系統6組の非常用蓄電池・充電器及び分電盤等から構成される非常用直流電源設備を設置している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 115V蓄電池等 3組 (A系、B系、HPCS系用)</li> <li>・ 230V蓄電池等 1組 (原子炉隔離時冷却系関係機器(復水ポンプ等)用)</li> <li>・ 24V蓄電池等 2組 (中性子計装用)</li> </ul> <p>これらの非常用蓄電池及びその付属設備は、非常用3系統を別の部屋に設置しており、多重性及び独立性を確保すること、地震、津波、火災、溢水の観点からこれら共通要因により機能が喪失しないよう、以下のとおり頑健性を有していることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地震…基準地震動に対し建物および非常用所内電源設備が機能維持できることを確認</li> <li>・ 津波…防波壁等で敷地への津波の流入させない</li> <li>・ 火災…非常用蓄電池及びその付属設備を設置している蓄電池室、充電器室、計装用電気室は3時間耐火能力を有する耐火壁により分離</li> <li>・ 溢水…溢水評価を実施し、蓄電池、充電器、計装用電気の機能を失わないことを確認</li> </ul> <p>また、全交流動力電源喪失した場合に交流電源からの給電が再開するまでの時間を、訓練実績等から想定し、この時間を超えて蓄電池から給電が行えるよう、以下のとおり設計している。</p> <p>&lt;給電再開時間の想定&gt;</p>

- ・ガスタービン発電機からの給電開始  
全交流動力電源喪失時から 70分（訓練実績 42分）
- ・1号機の非常用ディーゼル発電機からの給電開始  
ガスタービン発電機起動失敗から 95分（訓練実績 67分）
- ・高圧発電機車からの給電開始  
1号機からの給電失敗から 275分（訓練実績 200分）  
（合計）440（7時間20）分

<蓄電池の容量（稼働時間）>

- ・115V蓄電池（A系、B系、HPCS系）… 8時間以上
- ・230V蓄電池（RCIC）… 24時間以上
- ・24V蓄電池（中性子計装用）… 4時間以上

なお、中性子計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行い、以降は115V蓄電池を用いて出力及び制御棒位置により原子炉停止維持確認を行うので、24V蓄電池は4時間分の容量として問題ない。

（重大事故等対処設備（蓄電池・充電器等））

上記の蓄電池が故障又は枯渇した場合等に備え、以下の代替直流電源設備（蓄電池・充電器等）を新たに設ける。

- ・B1-115V蓄電池等 1組  
（所内常設蓄電池式直流電源設備、B系増強用）  
…8時間後以降、B-115V蓄電池から原子炉隔離時冷却系を含めた一部の負荷を切替え、16時間（合計24時間）電源供給
- ・SA用115V蓄電池等 1組  
（常設代替直流電源設備、高圧原子炉代替注水系用）  
…高圧原子炉代替注水系のタービンへ蒸気供給する電動弁のほか、関係計装設備へ交流電源喪失から24時間電源供給

これらの設備は、A系・HPCS系蓄電池等に対し、位置的分散を図るとともに、地震、津波、火災、溢水の共通要因により同時に機能が喪失しないよう、以下のとおり独立性を有する設計とする。

- ・地震…基準地震動に対し建物および電源設備が機能維持できることを確認
- ・津波…防波壁等で敷地への津波の流入させない
- ・火災…非常用蓄電池及びその附属設備を設置している蓄電池室、充電器室、計装用電気室は3時間耐火能力を有する耐火壁により分離
- ・溢水…溢水評価を実施し、蓄電池、充電器、計装用電気の機能を失わないことを確認

	<p>また、高圧発電機車（交流電源）からSA用充電器を介することで、可搬設備からも直流が給電可能な設計とする。</p>
顧問の意見	<p>①蓄電池が持つ8時間以内に交流電源を接続するとしているが、蓄電池自身の信頼性はどうか。（宮本顧問）</p>
中国電力の回答	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用3系列を別の部屋に設置しており、どこの蓄電池が使えなくなってもあとの2系列は使えるように設置している。また、基準地震動Ssに対して機能喪失しないようにする、火災についても3時間耐火で壁を作って、他の一つが火災で喪失しても他の部屋に及ばないような設計をしている。</li> </ul>

## エ その他異常発生防止対策

項目	<6> サイバーテロを含む不正アクセス対策はされているか
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<p>&lt;サイバーテロ&gt;</p> <p>安全保護回路（原子炉保護系、工学的安全施設作動回路）のうちデジタル化している部分について、不正アクセス行為その他電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとするため、以下の対策を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・物理的及び電氣的アクセスの制限対策</li> <li>・ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策</li> <li>・外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策</li> <li>・システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策</li> <li>・耐ノイズ・サージ対策</li> <li>・ウイルス侵入防止について、供給者への要求事項及び供給者で実施している対策</li> </ul> <p>また、核物質防護対策のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、不正アクセス行為を受けないように、当該システムに対する外部からのアクセスを遮断する。</p>
顧問の意見	<p>①核物質防護として、テロリストが銃器を持って侵入してくるということは考慮されているのか。（吉川顧問）</p> <p>②サイバーテロは今後ますます巧妙化されると予想される。ハード、ソフト両面の対策はもとより、社内的にも深い専門知識を有するような担当部署が必要ではないか。（芹澤顧問）</p> <p>③これまでのサイバーテロを見ると、サイバーテロは人間を含めて脆弱性のあるところを狙う。人間の脆弱性とは、つまりコンピューターに不得意な人に不正操作を正しいと思わせて操作させる。ATENAのサイバーテロのマニュアルもそこまで考えておかないと難しい。（勝田顧問（コメント））</p> <p>④スリーマイルや福島第一原発事故もそうだったが、実際の計測装置が正しい値を示しているかというところで混乱が生じた。安全制御だけでなく、普段のモニタリングが正しいかどうかも重要。（勝田顧問（コメント））</p>

	<p>⑤日本では考えにくいかもしれないが、発電所内部の人が外部に協力してテロが行われるというのが一番怖い。内々にでも考えてもらいたい。（杉本顧問）</p> <p>⑥情報セキュリティはどうしても各個人のモラルに対策を求める事が多いが、作業員とか構成員の中にモラルに欠ける人がいたときの対策は何かあるか。（宮本顧問）</p>
中国電力の説明	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・新規制基準ではサイバーテロ対策が求められており、物理的なテロについてはこれまでどおり厳しい規制がなされている。新規制対応ではなく、従前の規制で検査を受けたり確認を受けたりする活動を継続して万全を期する。</li> </ul> <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ A T E N A (ATomic ENergy Association : 原子力エネルギー協議会) のサイバーセキュリティーに関する自主ガイドに基づき、社内的な体制なども準備しつつあり、事業者が自主的にサイバー対策をやっていく。</li> </ul> <p>(顧問の意見⑤⑥について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部脅威者については実用炉則の要求に基づき、信頼性確認制度が構築されている。重要施設に入る方々は性格、アルコール、薬物といった検査を受け、一通り合格した方を常時立ち入る方々として認めている。</li> </ul> <p>また、保守作業員等の不正アクセスに対しては、2人1組で作業する、カメラで監視する、重要施設は認証された方しか入れない、というような対策により工事作業中においても不正アクセスを防止する対策を講じている。</p>



② 重大事故対策（シビアアクシデント対策）

ア 重大事故の想定と対策

項目	<7> どのような重大事故を想定して、どのような設備で対処するのか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>&lt;重大事故に至る可能性のある事象の想定&gt;  「別紙1」のとおり、重大事故に至る可能性のある事象を想定し、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価している。</p> <p>&lt;重大事故対策の有効性を判断する基準&gt;  (1) 運転中の原子炉における炉心損傷防止  原子炉が高温停止または冷温停止に至るまでの間、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下となること</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍または限界圧力以下となること</li> <li>・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力または限界圧力以下となること</li> <li>・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度または限界温度以下となること</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置を使う場合は、敷地境界での実効線量が 5mSv 以下であること 等</li> </ul> <p>(2) 運転中の原子炉における格納容器破損防止  原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれるまでの間、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力または限界圧力以下となること</li> <li>・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度または限界温度以下となること</li> <li>・Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること</li> <li>・熔融燃料－冷却材相互作用によって原子炉格納容器が破損しないこと</li> <li>・水素爆轟を防ぐため、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること</li> <li>・熔融炉心による侵食によって格納容器の支持機能を喪失しないこと及び熔融炉心が冷却されること 等</li> </ul> <p>(3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料有効長頂部が冠水していること</li> <li>・放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること</li> <li>・未臨界が維持されていること</li> </ul> <p>(4) 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料有効長頂部が冠水していること</li> <li>・放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること</li> <li>・未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）</li> </ul> <p>&lt;各想定における設備の使用可否状態&gt; 「別紙2」のとおり。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①想定事故1、2は燃料プールの話で、福島第一原発事故を想定した場合こういったものは同時進行的に起こる。独立して対応した検討だけでは十分ではないのではないか。（芹澤顧問）</p> <p>②例えばPRAは自社のデータを使っている等、柏崎刈羽6、7号と大きく違う点はあるか。（杉本顧問）</p> <p>③有効性評価の結論だけでなく、対策の中の1つの操作によって炉心温度や格納容器、燃料棒の健全性がどのように担保されているのかを示してほしい。（芹澤顧問）</p> <p>④ISLOCAシナリオにおいて、現場操作で破断箇所を隔離するとしているが、現場の放射線量、作業時間はどの程度か。（芹澤顧問）</p> <p>⑤格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて、格納容器バウンダリにかかる温度の最大値（約197℃）と判断基準（200℃未満）の差はごく僅かだが、誤差の範囲をどう評価しているのか。（芹澤顧問）</p> <p>⑥様々な重大事故を想定していて、それに応じた対策がされているが、ある事象が起きたときに、対策をとる判断が躊躇なくできる体制は整えられているか。（宮本顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常運転中における原子炉及び燃料プールの冷却等に影響を及ぼす福島第一原子力発電所の事故のような事象が発生した場合においても、原子炉と燃料プールの各々において対策を講じているため対応は可能である。なお、燃料プールについては想定事故1、2で有効性を確認している燃料プールのプレイ系に加え、既存の燃料プール冷却設備をSA時でも使用できるよう対策している。</li> </ul> <p>（顧問の意見②について）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等の想定と対策については、規制基準を満足するように事故シナリオの想定と対策を行っており、柏崎刈羽6、7号と大きな差異はないものとする。またPRAについては国内原子力発電プラントの一般故障率データを用いて評価を行っているが、自社データを反映した感度解析によりその影響が軽微であることを確認している。</li> </ul>

(顧問の意見③について)

- ・解析図として、原子炉圧力の推移、原子炉水位の推移、燃料被覆管温度の推移、破裂判定曲線、格納容器圧力の推移、格納容器温度の推移を追加した。解析図の中に、操作等との関連の説明を加えた。

(顧問の意見④について)

- ・現場の放射線量は8 mSv/h、作業時間は1時間を想定しており、作業員の受ける被ばく線量は8 mSv と考えている。

(顧問の意見⑤について)

- ・解析には少し誤差があると考えているが、崩壊熱が一番高い等の保守的条件での解析結果であること、また温度が厳しくなる格納容器ヘッドの部分は、シール材の変更や直上の原子炉ウェルへの注水といった自主対策を行っているため、十分大丈夫だと考えている。

(顧問の意見⑥について)

- ・中央制御室の運転員含めて常時47名を常駐させ、要員参集後は101名の対応体制をとることとしており、副原子力防災管理者もしくは発電所長の下で対応する。

項目	<8> 想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの大きい事象はないか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価の事故シナリオの選定において、従前から整備していたアクシデントマネジメント策、福島第一原子力発電所事故後に実施した緊急安全対策及び重大事故等対処設備等を考慮せず、耐震補強や耐津波補強を考慮した仮想的なプラント状態を評価対象として確率論的リスク評価（以下「PRA」(Probabilistic Risk Assessment) と記載) 手法を用いて、必ず想定することとされている事故シナリオ以外に有意な頻度又は影響をもたらす事象があるか検討し、新たに評価対象とすべき事故シナリオはないことを確認している。</p> <p>確認結果は以下のとおり。</p> <p>&lt;運転中の原子炉における炉心損傷防止&gt;</p> <p>想定した事故シナリオによる炉心損傷頻度(以下「CDF」(Core Damage Frequency) と記載) は、内部事象・地震・津波によるCDF合計値 (<math>1.4 \times 10^{-5}</math>/炉年) の約 88%を占めている。</p> <p>想定した事故シナリオ以外に炉心損傷に至るシーケンスは以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1)地震による Excessive LOCA</li> <li>(2)地震による計装・制御系喪失</li> <li>(3)地震による格納容器バイパス</li> <li>(4)地震による原子炉格納容器損傷</li> <li>(5)地震による原子炉圧力容器損傷</li> <li>(6)地震による原子炉建物損傷</li> <li>(7)地震による制御室建物損傷</li> <li>(8)地震による廃棄物処理建物損傷</li> <li>(9)高さ 20m を超える津波</li> </ol> <p>(1)～(9)は、損傷の規模や緩和機能の状態に不確かさが大きいため、保守的に炉心損傷に直結する事象と整理しているが、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷に直結する事象と仮定してもCDFは<math>10^{-7}</math>/炉年程度と小さいこと</li> <li>・実際には炉心損傷に直結する程の損傷は考えにくく、機能維持できた設備によって炉心損傷を回避できる場合もあること</li> <li>・プラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難であること</li> </ul> <p>等の理由から、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加する事故シー</p>

	<p>ケンスとはしない。これらの事象が発生した場合は、発生する事象の程度や組み合わせに応じて、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>&lt;運転中の原子炉における格納容器破損防止&gt;  炉心損傷防止対策を講じることで格納容器破損も防止できるものも含めると、想定した事故シナリオによる格納容器破損頻度(以下「C F F」(Containment Failure Frequency)と記載)は、内部事象によるC F F (<math>6.2 \times 10^{-6}</math>/炉年)の約100%となる。</p> <p>想定した事故シナリオ以外に格納容器破損に至るシーケンスについては、原子炉圧力容器内における水蒸気爆発(炉内F C I)によって原子炉圧力容器上蓋が格納容器と衝突し、原子炉格納容器の破損に至る事象について、各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。</p> <p>&lt;運転停止中の原子炉における燃料損傷防止&gt;  想定した事故シナリオによる燃料損傷頻度は、内部事象停止時P R Aによる燃料損傷頻度の100%を占めており、想定した事故シナリオ以外の燃料損傷に至るシナリオは抽出されなかった。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①電力会社自身がプラント固有の弱点を把握して安全性向上に繋げることが大切。P R Aはメーカーがやっていると思うが、電力としてどのように計算結果の妥当性を検討しているのか。メーカーやソフト会社に丸投げではまずい。(杉本顧問)</p> <p>②何か起きたときマイプラントとしておかしいという発想ができるよう、P R Aは設計部だけでなくオペレータまで共有されるべき。(杉本顧問)</p> <p>③地震・津波が起きた時、内部事象による炉心損傷頻度は上がると思うが、内部事象P R Aと地震・津波P R Aが同じオーダーとなっているのはなぜか。(吉川顧問)</p> <p>④P R Aを実施して外部事象特有のシーケンスを取り扱わないことにしているが、P R Aには評価に伴う不確実性があるはず。不確実性をどの程度どう見て、またその根拠はどの程度としてこういう判断に至ったのか。(杉本顧問)</p> <p>⑤福島第一原子力発電所事故のことを考えると、外部事象をどう</p>

	<p>考えるか、低頻度だけど高影響事象についてどう対策を取っていくのかが事業者に問われている。どう考えているか。(勝田顧問)</p> <p>⑥ (④に関連し、) シビアアクシデント解析の不確定性評価に関して、PWR各社は日本原子力学会が策定した統計的な安全解析評価に関する標準で提起している EMDAP というモデルで多様なシビアアクシデントシナリオで生じ得る多様なシビアアクシデント現象を解析評価するためにより適切な計算コードを選択し、そのモデルパラメタの選択のための模擬実験データで裏付けるといった”シビアアクシデント解析手法の有効性評価”を規制庁に提出していたように記憶する。BWR各社も同様なことをしているのでないかと考えるが、取り組み状況はいかがか。(吉川顧問)</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価はメーカーに委託しているが、PRA結果については、自分たちの設備に対して適応可能かどうか、設備と相違ないかチェックをした上で評価結果としてまとめている。</li> <li>・継続的な取り組みとしてPRAの拡充及び高度化並びにリスク情報の活用について本社と発電所が連携して取り組み、リスクを低減し安全性を高めていくという活動に努めており、PRAの専門的な知識を有する人材育成にも努めている。</li> </ul> <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・毎日、毎週、停止時の状態に応じてリスクモニタを用いてリスク評価を実施している。今はこの設備が特に重要だということを確認して、そういう情報を発電所の朝の会議で全員に周知・共有し合って、運転員にも伝えてリスク情報の活用を図っている。</li> </ul> <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・今回の評価では、重大事故等対処設備による事象緩和の効果を確認するシーケンスを抽出することを目的とし防波壁や耐震補強を考慮しており、地震及び津波PRAの炉心損傷頻度はそれぞれ <math>7.9 \times 10^{-6}</math> / 炉年及び <math>1.2 \times 10^{-7}</math> / 炉年となっている。</li> </ul> <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・内部事象PRAは機器故障率やヒューマンエラーの不確実さ、外部事象PRAはそれに加えハザードの不確実さを考慮している。</li> <li>・不確実さ解析値は、内部事象PRAは95%確率値と5%の信頼</li> </ul>

	<p>区間の間が9倍、外部事象PRAは23<sup>2</sup> (529) 倍となっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震や津波に起因する事故シーケンスは、DB設備やSA設備で炉心損傷防止が可能なシナリオも炉心損傷直結事象とする保守性を含んだ評価であるが、それでも十分小さい値となっているので、シーケンス選定対象から除外している。</li> </ul> <p>(顧問の意見⑤について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部事象は影響の大きさ、不確かさが多分にあるため、炉心損傷頻度が小さいからといって一概に除外して良いのかというところは、外部事象PRAを行っていく上では課題として認識しており、地震PRAの高度化、いわゆるシナリオの詳細化や不確かさの詳細化に電力を挙げて取り組んでいる。成果として得られたものを今後も反映し、内部事象外部事象双方のPRAを、中国電力としてより精度の高く確実なものとして改善していきたい。</li> </ul> <p>(顧問の意見⑥について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>BWR電力会社においても同様の取り組みを行っており、BWR電力会社の連名で、解析コード説明資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」を整備し規制庁に説明をしている。当該資料では、重大事故時に原子炉施設に生じる物理現象を抽出し、各物理現象を適切に予測できる解析コードを選定している。また、各解析コードについて模擬実験等の評価結果との比較を行い、解析モデルの妥当性や不確かさと共に、有効性評価への適用性を確認していることを纏めている。</li> </ul>
--	---

項目	<p>&lt;9&gt; 福島第一原子力発電所事故相当の事象が起きた場合に燃料の損傷が防止できるか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>(東京電力福島第一原子力発電所事故は地震及びそれに随伴する津波による全交流電源喪失(一部号機は直流喪失含む。)が事故原因であったことをふまえ、有効性評価のうちTBD(全交流電源喪失+直流電源喪失)シナリオについて、事故収束ができることを説明する)</p> <p>TBDシナリオでは、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、直流電源喪失が重畳する事象を想定し、新たに対策を取ることで炉心損傷を防止できることを評価している。</p> <p>なお、新たに設置するガスタービン発電機や高圧発電機車により、遅くとも7時間20分以内に交流電源を復旧できると評価しているが、長期に亘る交流電源喪失時の対応を想定するため、評価にあたっては、これらの設備は事象発生から24時間使用できない制限を設けている。</p> <p>事象発生から事故収束に至るまでの概要は以下のとおり。 (【 】内は事象発生からの経過時間)</p> <p><b>【0分～10分】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失、直流電源喪失発生を判断</li> </ul> <p><b>【10分～】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替直流電源設備(以下「SA用蓄電池」と記載)への電源切替え準備</li> <li>・高圧原子炉代替注水系(以下「HPAC(High Pressure Alternative Cooling system)」と記載)起動準備</li> </ul> <p><b>【20分～】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SA用蓄電池へ電源切替え実施</li> <li>・HPACを起動し、原子炉へ高圧注水開始(断続運転し水位を一定範囲に維持)</li> <li>・大量送水車による注水準備【～2時間30分】</li> </ul> <p><b>【8時間20分～】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・HPAC停止</li> <li>・SA蓄電池を用いて逃し安全弁を開放</li> <li>・大量送水車で低圧注水開始</li> </ul> <p><b>【約14時間～】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力245kPa[gage]到達、格納容器ベント準備開始</li> </ul>



	<p>【約19時間～】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・格納容器圧力384kPa[gage]到達、大量送水車による格納容器スプレイ開始</li></ul> <p>【24時間～】</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ガスタービン発電機起動</li><li>・残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱実施以降、安定状態を維持</li></ul> <p>なお、津波対策としては地震力に対し十分な支持性能を有する地盤上に、施設護岸に沿って海拔高さ15m、延長約1.5kmの防波壁を設置するほか、非常用ディーゼル発電機等の重要施設を設置する部屋は水密扉を設置する等の対策を取っている。</p>
--	--

項目	<p>&lt;10&gt; 圧力容器からの溶融燃料の流出に備えコアキャッチャーのような対策は取られているか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>原子炉格納容器下部（以下、「ペDESTAL内」と記載）に落下した溶融炉心がドライウェルサンプへ流出し、原子炉格納容器バウンダリの健全性が損なわれることのないよう、溶融炉心に対して高い耐熱性・耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールド（厚さ約10cm以上）をペDESTAL内の床全面に設置する。</p> <p>また、炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合）は、大量送水車又は低圧原子炉代替注水ポンプを用いて、あらかじめペDESTAL内に水位2.4mの初期水張りを実施する。その後、原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が落下した場合、崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することで落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>これらの対策により、落下した溶融炉心を冷却でき、また溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を緩和できる。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①もともとペDESTALは水を張るような設計になっていないと思うが、今は変わったのか。（二ノ方顧問）</p> <p>②初期水張り水位 2.4m の設定根拠は何か。また、2.4m はどれほど厳密に守らなければいけないものなのか。（杉本顧問）</p> <p>③10cm くらいのコリウムシールドを敷けば、底のコンクリート溶融はなくなるのか。（吉川顧問）。</p> <p>④コリウムシールド材料のジルコニアは高温水と反応して脆化する（水熱反応）という話があるが、対策はされているか。（宮本顧問）</p> <p>⑤底面だけにシールドを設置する設計だが、側面の部分は必要ないのか。（宮本顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・従前からアクシデントマネジメント対策として、ペDESTAL内へ直接注水できる設備を設置しており、構造的にも水を張れるようになっている。</li> <li>・今回の新規規制基準対策工事においては、この設備を利用し、屋</li> </ul>

外の大量送水車からペDESTAL内へ直接注水できる設備対策を実施しており、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いた格納容器スプレイにより、間接的にペDESTAL内への注水ができる設備対策も実施している。

(顧問の意見②について)

- 2.4m はデブリ（溶融燃料等が凝固した塊）が水面から露出しない高さで、水蒸気爆発の影響を出来るだけ小さくするため水位を低くするという観点から決めている。
- 仮に水位が高くなっても、ペDESTAL満水高さ（水位 3.8m、CRD搬出入口高さ）で水蒸気爆発が起きた場合でも大丈夫ということを確認している。

(顧問の意見③について)

- コリウムシールドの設置目的は、デブリがドレン配管を通じて移動し、格納容器を侵食することを防ぐものであるが、コリウムシールドを設置した副次的効果として、床面のコンクリート溶融は無くなる。

(顧問の意見④について)

- コリウムシールドは材質厚さ方向への熱伝導評価をした上で仕様を決めているため問題ない。

(顧問の意見⑤について)

- 壁方向に対しては十分除熱出来ると評価している。

項目	<p>&lt;11&gt; 水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>&lt;水蒸気爆発&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・これまでの代表的な「溶融燃料—冷却材相互作用 (FCI)」の実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、強制的に水蒸気爆発の発生に至るように外部からの圧力パルス等の外乱を加えたり、溶融物温度を実機条件よりも高温状態に模擬して実施されたものであり、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。</li> <li>・水蒸気爆発の発生を仮定した場合であっても、原子炉格納容器下部における水蒸気爆発の発生によって、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力は、それぞれ約233MPa、約140MPaであり、内側及び外側鋼板の降伏応力(約490MPa)を大きく下回るため、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障はない。</li> </ul> <p>&lt;水素燃焼 (格納容器内) &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・島根2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム—水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。</li> <li>・酸素は、原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する酸素、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮する。</li> <li>・残留熱代替除去系が使用出来る場合、原子炉格納容器除熱の開始後はドライウェル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から約12時間後に可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはない。</li> <li>・なお、水の放射線分解による酸素ガス発生割合の不確かさを考慮すると、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性があるが、格納容器内の酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した時点でフィルタメントにより格納容器内の気体の排出操作を実施することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。</li> </ul> <p>&lt;水素爆発 (格納容器外、原子炉建物) &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では、格納容器のハッチ(フランジ部)等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする</li> </ul>

	<p>可能性があり、漏えいした水素を含む高温のガスは原子炉建物4階（燃料取替階）に上昇し、滞留することが予想されることから、原子炉建物4階（燃料取替階）に、水素濃度上昇を抑制することができる静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」（Passive Autocatalytic Recombiner）と記載）を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>以下の条件で格納容器から水素が漏えいすることを想定した水素濃度解析を行い、原子炉棟内の水素濃度が可燃限界（4vol%）未満となるようにPARを18個設置する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>…格納容器内の水素発生量：1,000kg（有効性評価条件の約5倍）</li> <li>…格納容器からの漏えい率：10%/日（最大漏えい率の7倍以上）</li> <li>…漏えい箇所：ドライウェル主フランジ（口径が大きく、漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられる箇所）</li> <li>…PARの起動条件：水素濃度1.5vol%到達（国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値）</li> <li>…PARの水素処理量：0.25kg/個・h（設計値の0.5倍）</li> </ul> </li> <li>PARの作動にも関わらず、原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合、水素濃度が2.5vol%に到達した段階で格納容器ベントを実施することで、原子炉棟への水素漏えいを抑制し、PARの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。格納容器ベントを実施しても、原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物4階（燃料取替階）のブローアウトパネルを開放することで水素を排出する。</li> </ul>
<p>顧問の意見</p>	<p>①水蒸気爆発というのは、衝撃波以外にも衝撃波による格納容器過圧、そして格納容器内の機器が爆風によってミサイルとなって格納容器内側に当たる可能性があるが、考慮されているか。（杉本顧問）</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>（顧問の意見①について）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播するが、圧力波は減衰するため、格納容器バウンダリである壁面に到達する時点では、原子炉格納容器の限界圧力（853kPa[gage]）未満となり、格納容器破損に至ることがないことを確認している。</li> <li>水蒸気爆発時の衝撃波によりミサイルになり得るペDESTAL内の機器・構造物としては、CRD交換装置プラットフォーム及びCRD交換装置プラットフォーム上のグレーチングが考えられる。しかしながら、原子炉格納容器下部の水中において水蒸気爆発が発生した場合の衝撃波（圧力波）の影響を評価した結果、これらの浮き上がりはほぼないため、ミサイルとなって格納容器の内側に当たることはないと考えられる。</li> </ul>

項目	<12> 大型航空機の衝突等のテロ対策は取られているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、発電用原子炉施設内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。</p> <p>&lt;手順書の整備&gt;</p> <p>大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及び発電用原子炉施設の状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。</p> <p>&lt;体制の整備&gt;</p> <p>指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。</p> <p>&lt;設備・資機材の整備&gt;</p> <p>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。</p> <p>大規模損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。</p> <p>なお、可搬型重大事故等対処設備の更なるバックアップとして、故意による航空機衝突やその他のテロリズムにより、炉心の著しい損傷が発生するおそれがある、又は発生した場合に、原子炉格納容器の破損による放射性物質の放出を抑制するため、原子炉格納容器内への注水設備、フィルタ付ベント設備、電源設備、通信連絡設備並びにこれらの設備を制御する緊急時制御室等で構成される特定重大事故等対処施設を本体施設等に係る設計及び工事の計画の認可日から起算して5年以内に設置する予定としている。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①航空機テロの際、自衛隊や国、自治体との連携がどうなってい</p>

	るか。（芹澤顧問）
中国電力の 回答	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実用炉則に基づき、発電所としては整備している可搬型設備等で放射性物質の拡散抑制を図るが、自衛隊、国、自治体からの支援については、原子力災害対策特別措置法もしくは国民保護法に基づいた災害対応が行われると考えている。</li> </ul>

項目	<p>&lt;13&gt; 重大事故対策の結果、どれだけ安全性が向上したのか 【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>新規制基準においては、重大事故対策等を含まない仮想的なプラント状態におけるPRAを実施し、追加的に対策すべき事故シナリオの有無を審査している。</p> <p>一方で、重大事故対策をすることでプラントの安全性がどの程度向上したのかについては審査対象ではないため、重大事故対策を考慮後のPRAの結果を確認する。</p>
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・島根原子力発電所2号炉のPRAの参考評価として、現在、整備している重大事故等対処設備等の一部を考慮した評価を実施した。より詳細な評価は今後、安全性向上評価にて実施していく。</li> <li>・内部事象運転時レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度は<math>6.2 \times 10^{-6}</math> / 炉年から<math>7.4 \times 10^{-8}</math> / 炉年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は約83分の1まで低減した。地震レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度は<math>7.9 \times 10^{-6}</math> / 炉年から<math>3.7 \times 10^{-6}</math> / 炉年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は約2分の1まで低減した。</li> <li>・内部事象運転時レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度の中で支配的な事故シーケンスグループは、ベースケース及び感度解析とともに崩壊熱除去機能喪失であったが、崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度は約95分の1に低下した。</li> <li>・崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度が大きく低下した要因は、崩壊熱除去機能の多様化が影響したものと考えられる。</li> </ul>



項目	<p>&lt;14&gt; 新規制基準対応設備を導入したことで、新たな弱点が生じていないか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>新規制基準に沿って様々な安全対策が追加されているが、建設当初の設計にない新設備が多数追加されることで、逆に既設設備への悪影響が発生していないか、手順が煩雑になりヒューマンエラーが増えることはないか、という点について確認する。</p>
審査結果 (審査等における中国電力の説明)	<p>&lt; S A設備等の設置に伴う既存設備への影響 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等対処設備の設置工事や既設設備の改造工事を行う場合、既設設備等に悪影響を与えないことを条件に工事内容を検討しており、工事計画の中でも手順書に従い、影響有無を評価していることから、当該工事が悪影響を及ぼすことはないと考える。</li> </ul> <p>&lt; S A設備を起因とする重大事故等の発生 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等対処設備は、事故が生じ、設計基準事故対処設備が機能喪失した場合にも事故への対処が行えるように備えるものであり、重大事故等対処設備の故障等が生じたとしても、それが起因となって過酷事象に至るような状況にはならないと考える。</li> </ul> <p>&lt; S A設備等の設置に伴う手順の整備 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 新規制基準に基づき、設計基準対象施設および重大事故等対処設備を設置することにより設備が増加し、手順が煩雑になることに伴うヒューマンエラー発生が増加が懸念されるものの、以下のとおり、その対応手順を整備し、教育訓練等を通じて、力量の維持・向上を図り、ヒューマンエラーの防止を図っていくこととしている。</li> <li>・ 各種手順は、運転員が使用するもの（運転操作手順書）と緊急時対策要員が使用するもの（緊急時対策本部用手順書）と、使用する要員に応じて整備している。なお、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることから、重大事故等対処設備の使用に当たっては、中央制御室と緊急時対策本部の間で緊密な情報共有を図っていくこととしている。</li> </ul> <p>また、プラントの状態によって設備選択をすることになるが、手順書に設備選択の優先順位を明記することにより、設備増加に伴い判断に迷うことの無いように配慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 各種手順を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、手順書間の移行基準を定めている。また、事故対応中は、複数の手順書を並行して使用することを考慮して、手順書間での対応の優先順位が存在する場合は、手順書にその旨を定</li> </ul>

	<p>めている。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• 手順を有効かつ適切に使用しプラントの状態に応じた対応を行うために、運転員及び緊急時対策要員は、常日頃から対応操作について教育訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び発電用原子炉の運転に必要な知識等の習得、習熟を図っている。</li></ul>
--	--

イ 重大事故の対応体制・手順整備・訓練

項目	<15> 重大事故に対応する要員は常時確保できているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策時における必要な要員は、必要人数が最大となる事故シナリオにおいても31名であり、それに対して2号炉運転中の場合発電所には夜間及び休日においても47名（協力会社社員18名を含む）の要員が常駐しているため、事故に対処することができる。要員47名の役割は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・意思決定・指揮命令を行う要員 … 1名</li> <li>・対外対応・情報管理を行う要員 … 4名</li> <li>・中央制御室運転員（1、2号合計）… 9名（停止中は7名）</li> <li>・チェンジングエリア設営等を行う放射線管理要員 … 3名</li> <li>・中央制御室喪失時に活動する運転補助要員 … 2名</li> <li>・現場対応する復旧班要員 … 28名</li> </ul> <p style="padding-left: 40px;">復旧班内訳：電源確保3名、給水確保6名、送水確保6名、燃料確保4名、 アクセスルート確保2名、消火対応7名</p> <p>万一、何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行出来なくなった場合には、同じ役割を担務する要員が代行するか、または上位の職位にある要員が職務を兼務する。</p> <p>これらの要員が初動対応を行い、その後は非常招集等に基づき順次参集する要員により体制を拡充し、緊急時対策本部の全体体制の要員数（101名）を確保するとともに、発電所での対応者と待機者を人選し、12時間毎を目途に交代することで長期的な対応にも対応可能な体制を構築する。</p> <p>なお、発電所員約540名のうち約390名が10km圏内に在住しており、夜間及び休日や大型連休中であって、要員の参集手段が徒歩移動のみである場合を想定しても、訓練実績等から7時間以内に150名程度の参集が可能と考えており、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能である。</p>

項目	<p>&lt;16&gt; 重大事故に対応する要員はどうやって異常事態を検知し、検知後はどう行動するのか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>発電所において警戒事態該当事象、原子力災害対策特別措置法該当事象が発生した場合、事象発見者（当直長等）から連絡責任者へ連絡され、所長へ報告される。</p> <p>事態の発生を認知した場合、所長（原子力防災管理者）はただちに緊急時体制を発令し、これを受けて連絡責任者は要員招集システム（メール）、所内通信連絡設備、電話等を用いて緊急時対策要員を非常招集する。</p> <p>発電所内の要員は平日勤務時間帯において、緊急時対策要員はほとんどが管理事務所で執務しており、夜間及び休日においては免震重要棟又はその近傍、1、2号炉制御室建物又はその近傍及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、非常招集を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集し、緊急時対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員の任務に応じた活動を開始する。</p> <p>発電所外の要員は、非常招集を受けた場合、基本的に発電所構外の参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅、寮）及び佐太前寮）に集合し、発電所の状況や必要な装備、道路状況等について発電所と連絡を取りながら集団で発電所へ移動する。なお、これらの参集拠点には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備している。</p>

項目	〈17〉 アクセスルートの確保手段は用意されているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>高圧発電機車、大量送水車、移動式代替熱交換設備等の可搬型重大事故等対処設備（以下、「可搬型設備」という。）は、大型航空機の衝突等を考慮し、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物から100m以上離れた複数の保管場所に保管している。</p> <p>可搬型設備の運搬経路及び要員の移動経路として、基準地震動 <math>S_s</math> による被害及び基準津波の影響を受けない経路を含めた複数のアクセスルートを設定している。</p> <p>アクセスルートに積雪や火山灰の降灰、がれきの発生があった場合、保管場所に分散保管しているホイールローダを用いて除雪等を実施することで、アクセスルートを確保する。</p> <p>例えば積雪の場合は20cmの積雪量に対し、最長77分で、火山灰の場合は56cmの降灰厚さに対して、最長218分で、アクセスルートの確保が可能である。また、がれきの発生に対しても、1kmあたり43分で撤去可能で、アクセスルートの確保が可能である。</p> <p>また、一部のアクセスルートに、土石流の発生や送電線の垂れ下がりによる影響が及んだ場合を考慮し、それらの影響を受けない連絡通路をあらかじめ設置し、アクセスルートを確保する。なお、要員の安全確保上、事象発生後すぐの復旧作業は実施しない。</p> <p>建物内の各設備の操作場所までのアクセスルートは、中央制御室又は屋外から操作場所までの経路を複数設定しており、これらの経路は基準地震動 <math>S_s</math> 及び地震随伴事象（火災、溢水）の影響を受けないことを確認している。</p>

項目	<p>&lt;18&gt; 原子炉水位が不明になる等、計装系に異常があっても適切な操作ができるか</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策を成功させるため把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要パラメータ」と記載）を測定する機器の故障、計測範囲超過又は電源喪失により、計測が困難となった場合には、主要パラメータ毎に設定している他の計器の測定値を用いて主要パラメータを推定し、これに基づき操作判断を行う。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位は「原子炉水位（広帯域）」「原子炉水位（燃料域）」「原子炉水位（S A）」の各計測範囲で測定しているが、これらの計器故障が発生した場合には以下のとおり原子炉水位を推定する手順を定めている。</p> <p><b>【計器故障時に原子炉水位を推定する手段】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）が故障した場合は、当該計器の他チャンネル又は原子炉水位（S A）により推定し、原子炉水位（S A）が故障した場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）により推定</li> <li>・機器動作状態にある注水ポンプの流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定</li> <li>・主蒸気配管より上まで注水した場合、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定</li> </ul> <p><b>【電源喪失時に原子炉水位を測定する手段】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源・非常用ディーゼル発電機喪失時は、計器電源は蓄電池から給電</li> <li>・蓄電池から給電されている間にガスタービン発電機または高圧発電機車を準備して給電元を切替え</li> <li>・ガスタービン発電機または高圧発電機車からの給電が困難となった場合で蓄電池が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備から給電</li> <li>・計器への給電が困難な場合は、可搬型計測器により計測</li> </ul>

【原子炉水位不明時の判断及び対応について】

以下の場合に、原子炉水位不明を判断する。

- ・原子炉水位の電源が喪失した場合
- ・原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上であることが判定出来ない場合
- ・ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（事故時操作要領書（徴候ベース）の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）
- ・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合

上記により水位不明を判断した場合、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、以下のとおり対応を行うことで損傷炉心の冷却を維持することとしている。

- ・外部水源にてLOCA破断口までの原子炉水位回復のため、 $200\text{m}^3/\text{h}$ で30分継続して注水する。その後、LOCA破断口から格納容器へ流出しサブプレッション・プール水位の上昇につながるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に切替える。

なお、上記操作により水位維持ができない場合は、サブプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉圧力容器表面温度が上昇すると考えられるため、以下により損傷炉心の冷却維持を判断する。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること。
- ・サブプレッション・プール水位が顕著に上昇していること。

上記が確認できない場合で、原子炉圧力容器下鏡温度が $300^\circ\text{C}$ に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施する。

水不明時の対応を含め、当該対応操作については、事故時操作要領書に記載しており、適切な対応が可能である。

項目	<19> 重大事故に対応する訓練は行われているか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>重大事故等対策に係る教育及び訓練は、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じ、以下のような机上教育、要素訓練、総合訓練を実施している。</p> <p>基本教育（机上教育）（それぞれ年1回以上実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力防災組織構成、各自が実施すべき活動</li> <li>・放射線の人体影響、放射線防護</li> <li>・放射線測定機器の取扱方法</li> <li>・シビアアクシデントの物理現象</li> <li>・アクシデントマネジメントの手順 等</li> </ul> <p>電源や給水確保の手順習得のための要素訓練（年1回以上実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水</li> <li>・可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復</li> <li>・大量送水車による原子炉注水</li> <li>・フィルタベント設備の現場操作による格納容器ベント</li> <li>・高圧発電機車による給電</li> <li>・ホイールローダを使用したアクセスルート確保</li> <li>・重大事故の対応を含めたシミュレータ訓練</li> <li>・高線量や夜間等を想定した防護具等を着用して行う訓練 等</li> </ul> <p>総合訓練（シナリオ非提示型で年1回以上実施）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・各要素訓練を組み合わせた組織全体の運営検証</li> <li>・社外へのプラントの状況説明などを行う模擬記者会見訓練 等</li> </ul> <p>(参考) 訓練実績（平成26年4月～令和2年3月）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自社シミュレータ訓練…68回（累計参加人数566名）</li> <li>・社外シミュレータ訓練…55回（            "            69名）</li> <li>・発電所における要素訓練…331回</li> <li>・発電所における総合訓練…7回</li> </ul> <p>これらの訓練により必要な力量を有していることを確認された要員は、管理リストで管理する。所定の時間内に必要な操作を適切に完了できない等、力量を有していないと判断された者は、緊急時対策要員から外し、再度必要な教育訓練を実施する。</p> <p>また、重大事故等に対処する要員のうち、中国電力の社員以外の協力会社社員は、業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行い、中国電力の実施する訓練に参加することで必要な力量の維持向上を図る。</p> <p>今後も計画的に訓練を行い、必要な力量を持つ要員を継続的に確保し、変更認可後の保安規定運用開始までに体制を整備する。</p>



## ウ フィルタベント設備

項目	<20> フィルタベントの使用により、どの程度放射性物質の放出を低減できるのか
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>フィルタ付ベント設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。</p> <p>フィルタ装置は、主として粒子状放射性物質及び無機よう素を除去するスクラバ容器4基と、主として有機よう素を除去する銀ゼオライト容器1基で構成され、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は99%以上、有機よう素は98%以上の性能を有したものを採用している。</p> <p>フィルタ付ベント設備をウェットウエルのベントラインを經由して使用することで、Cs-137の炉内蓄積量約<math>3.2 \times 10^5</math> TBqに対し、ベント時の大気への放出量を約<math>2.1 \times 10^{-3}</math> TBqと大幅に低減できると評価している。</p> <p>なお、重大事故等対策の有効性評価における、フィルタベントを使用する場合に放出量が最も多くなるケース（注）においても、約6.8TBq（30日間）及び約6.9TBq（100日間）であり、Cs-137の放出量は100TBqを下回る。</p> <p>（注）格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）シーケンスにおいて、事象発生32時間後にドライウエルのベントラインを經由して格納容器フィルタベント系を使用する場合。放出量はベントと漏えいの合計値。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①よう素フィルタの除去効率98%は十分なのか。（芹澤顧問）</p> <p>②1回ヨウ化銀ができるとその銀は次に働かない。効率は時間に依存することになると思うが、その辺はどうか。（野田顧問）</p> <p>③よう素フィルタは4つそれぞれに付けられないとのことだが、アレヴァからどういう説明があったのか。（勝田顧問）</p> <p>④4つの配管から来る気体を1つのフィルタで外に出す形。流量が多くなり、たくさん物を取ろうとすれば抵抗が大きくなる。スムーズに流れるかどうか。（内田顧問）</p> <p>⑤スクラバ容器の金属フィルタはどのくらいの粒子まで取れるのか。（芹澤顧問）</p> <p>⑥放出核種組成はどう考えて評価しているのか。（片桐顧問）</p> <p>⑦多くの場合、希ガスは短寿命で、10時間も経てば線量への寄与</p>

	<p>は小さくなることは確かだと思うが、壊変して周辺に沈着するようなことも多少心配される。そのようなことは考慮されているか。(渡部顧問)</p> <p>⑧ヨウ素やセシウム以外、テルルとか、もっと半減期の短い核種とかはどうなるのか。(内田顧問)</p> <p>⑨フィルタベント配管口径が下流に行くに従って小さく（流速が大きくなる）になっており、圧力損失という観点からはデメリットとなる。この設計の目的は何か。フィルタベント設備の最適な動作条件に合わせるためなどの設計配慮か。(芹澤顧問)</p> <p>⑩除去効率の試験データは定常で得られたデータだと思うが、格納容器側の圧力がダイナミックに変動する場合（時間的に大きく変動する場合）にも適用できるのか。(杉本顧問)</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・銀ゼオライトフィルタ（よう素フィルタ）により内部被ばくが大幅に低減され、ベント時の敷地境界での実効線量が <math>1.7 \times 10^{-2} \text{mSv}</math> と、基準値の <math>5 \text{mSv}</math> を大幅に下回っていることから、十分な効果が得られていると考える。</li> </ul> <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・銀ゼオライトの銀はガス状放射性よう素と反応し、よう化銀となるが、事故時に銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量は、銀ゼオライトフィルタの吸着剤の充填量から求めた許容負荷量に対して十分小さいことから、時間に依存せずに除去効率 98% の性能を有する設計としている。</li> </ul> <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フラマトム（旧アレバ）社のフィルタ付ベント設備のシステム設計は、ベンチュリスクラバ、金属フィルタ、銀ゼオライトフィルタ（よう素フィルタ）の 3 段階のセクションで構成されるが、これらを全て 1 つの容器内に組み込むことも、または 3 つのセクションを別々の容器に入れることも可能であり、サイト毎に柔軟な設計が可能であると説明を受けた。島根 2 号炉では、銀ゼオライトフィルタは当初設計には含めていなかったが、審査の段階で追加設置することとしたため、銀ゼオライトフィルタは別容器に入れることとし、必要な容量と設置スペースを考慮して、容器 1 基構成とした。</li> </ul> <p>(顧問の意見④について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・銀ゼオライト容器には 4 本の配管からベントガスが流入するが、流量制限オリフィス下流はオリフィス穴径に応じた流量となるため、銀ゼオライト容器入口における各スクラバ容器からのベントガス流量はほぼ一定となり、銀ゼオライト容器の入口配管</li> </ul>

及び出口配管を均等配置することで、ベントガスが銀ゼオライトフィルタ部分を均等に流れるよう配慮した構造としている。また、銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速が大きくなならないよう必要なフィルタ表面積を確保した構造としているため、フィルタ性能への影響はない。

(顧問の意見⑤について)

- ・粒子状放射性物質の除去は、ベンチュリスクラバと金属フィルタの組合せで除去する設計としており、この除去能力は $0.5\mu\text{m}$ 以下の微細エアロゾルに対しても有効である。

(顧問の意見⑥について)

- ・計算機コードにより、炉内温度や各核種の揮発性等を考慮した格納容器内への放出量が算出され、さらに格納容器内での沈着、格納容器代替スプレイ、サプレッション・プールのスクラビング等による除去効果を考慮した核種ごとのフィルタ装置への流入量が算出される。これに、各核種の形態に応じたフィルタ装置の除去効率をかけ合わせることで放出核種組成としている。

(顧問の意見⑦について)

- ・炉心損傷後の評価においては、希ガスの壊変により発生する放射性物質についても、放出後に地表に沈着するものとし、中央制御室や屋外の被ばく評価用の線源として考慮している。

(顧問の意見⑧について)

- ・炉心損傷後の評価においては、テルルなどの短半減期核種についても放出されるものとして評価を行っている。

(顧問の意見⑨について)

- ・格納容器から出ている600A配管は既設配管を流用しており、下流の300A配管は新設であるため配管径が異なるが、300Aで必要な流量が流せることを確認している。
- ・流速は性能検証試験で確認された範囲になるよう、フィルタ装置内のベンチュリノズルで高い流速が得られる設計している。

(顧問の意見⑩について)

- ・ベント装置性能は上限 2Pd (853kPa[gage])、下限 54kPa[gage]で確認している。
- ・圧力変動の理由が格納容器の破損であればフィルタ装置で除去することは難しいが、そうならないよう格納容器スプレイや、格納容器からのリークによる建屋水素濃度上昇を検知してベント判断をする等の格納容器を守る対策を取っている。

項目	<21>フィルタベント使用時の弁操作、ラプチャーディスク破裂は 確実か
審査結果 (審査等における中国電力 の説明)	<p>フィルタ付ベント設備のベント弁は、第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18/23）及び第3弁（MV226-13）で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能な設計としている。</p> <p>ベント弁は、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替電源設備（高圧発電機車）から電源供給することにより、中央制御室において遠隔による開操作が可能な設計としている。また、駆動源喪失時においても事故後の環境（温度、放射線等）を考慮し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から遠隔手動弁操作機構を用いた人力による開操作が可能な設計としている。</p> <p>第2弁は、第1弁と同様に弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。</p> <p>第3弁（MV226-13）は、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開（NO）及び電源切保持とすることにより、弁の開状態が確実となるように管理する。</p> <p>フィルタ付ベント設備待機時に系統内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として設置する圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力（0.427MPa [gage]～0.853MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計である。</p> <p>なお、フィルタ付ベント設を使用する手順は以下のとおり定めており、遠隔手動弁操作機構を用いて弁を開く場合、中央制御室からの移動を含め、第2弁はベント準備開始の指示から1時間20分以内、第1弁はベント実施の指示から1時間30分以内でそれぞれ操作可能である。</p> <p>&lt;手順&gt;</p> <p>1) 格納容器ベント準備開始の指示を受けた運転員は、次のことを確認する。</p> <p>ア スクラバ容器水位が通常範囲内であることを操作盤で確認</p> <p>イ 以下の弁に電源が供給されていることを表示灯で確認</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッション・チェンバ側第1弁（MV217-5）</li> <li>・ ドライウェル側第1弁（MV217-4）</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第2弁 (MV217-18)</li> <li>・第2弁バイパス弁 (MV217-23)</li> <li>・第3弁 (開確認のみ、MV226-13)</li> </ul> <p>ウ 以下の弁が全閉となっていることを表示灯により確認 (フィルタベント系と他系統を隔離する弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・NGC常用空調換気入口隔離弁 (AV217-19)</li> <li>・SGT NGC連絡ライン隔離弁 (AV226-12)</li> <li>・SGT耐圧強化ベントライン止め弁 (AV226-11)</li> </ul> <p>2) 第2弁 (MV217-18) を開く。開けない場合は第2弁バイパス弁 (MV217-23) を開く。中央制御室から弁を操作できない場合は、原子炉建物附属棟地上3階まで移動し、現場での遠隔手動操作機構により弁を開く。</p> <p>3) フィルタベント実施の指示を受け、サプレッション・チェンバ側第1弁 (MV217-5) を全開する。開けない場合は、ドライウエル側第1弁 (MV217-4) を全開する。中央制御室から弁を操作できない場合は、原子炉建物附属棟地上2階まで移動し、現場での遠隔手動操作機構により弁を開く。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①フィルタベントの第三弁は常時開だが、どういう意味を持たせているのか (芹澤顧問)</p> <p>②電源が喪失してベント弁を手動操作する場合、第1、第2弁は操作場所が異なるが、動かすタイミングを合わせられるのか (吉川顧問)</p>
<p>中国電力の 回答</p>	<p>(顧問の意見①について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第3弁 (MV226-13) については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開となるように確実な管理を行う。なお、非常用ガス処理系への連絡ライン等はプラント運転中には使用しない。</li> </ul> <p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント準備開始段階で第2弁を開放するが、電源が無ければその時点で人力操作の指示をするので、十分時間余裕をもって開操作を行える。その後ベント実施段階となった時に電源が復旧できていなければ第1弁を人力で操作する判断するよう手順を定めている。</li> </ul>

項目	<22>フィルタベントの使用を判断する条件は何か
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、残留熱代替除去系及びフィルタ付ベント設備を設置しており、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、残留熱代替除去系を優先して使用する。</p> <p>残留熱代替除去系を使用できない場合には、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすため、フィルタ付ベント設備を使用する。格納容器ベントの実施基準は、以下の3項目の観点で設定しており、実施にあたっては、サブプレッション・プール水におけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからの格納容器ベントの実施を優先する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉格納容器の過圧破損防止（原子炉格納容器内の圧力及び熱を外部に放出することで、原子炉格納容器の破損を防止する）</li> <li>2) 原子炉格納容器内の水素爆発防止（原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出し、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する）</li> <li>3) 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合（原子炉格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能）</li> </ol> <p>フィルタ付ベント設備の使用準備開始及び実施を判断する条件を以下のとおり定めている。</p> <p>&lt;炉心損傷前&gt; (準備開始条件) ・格納容器圧力245kPa（大気圧との差圧。以下「gage」と記載）到達 (実施条件) ・格納容器圧力384kPa（gage）到達後、格納容器スプレイ失敗 ・サブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m到達</p> <p>&lt;炉心損傷後&gt; (準備開始条件) ・炉心損傷判断後、格納容器圧力640kPa（gage）到達 ・格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達 (実施条件) ・格納容器圧力640kPa（gage）到達後、格納容器スプレイ失敗 ・サブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m到達</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達</li> <li>・可搬式モニタリングポスト指示値及び原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタの指示値の急激な上昇</li> <li>・原子炉建物水素濃度2.5vol%到達</li> <li>・格納容器温度200℃以上にて温度上昇が継続する場合</li> </ul> <p>なお、新規規制基準以前から整備していた耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に万一、格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用することとしており、自主設備と位置づけている。</p>
<p>顧問の意見</p>	<p>①フィルタベントを付けた結果これだけ安全度が上がる、シビアアクシデントに対応する余裕が出るということを説明してもらった方が良い。フィルタベントが絶対安全の砦と誤解して、それが効き目のない極端な状況を持ち出して議論を混乱させては意味が無い。(吉川顧問 (コメント))</p> <p>②格納容器圧力に基づくベント条件について、格納容器圧力が確認不能の場合は格納容器雰囲気温度から推定するとしているが、飽和蒸気を仮定して求めるのか。(芹澤顧問)</p> <p>③サプレッションチェンバの水位は、特に炉心損傷後は時間的に大きく変動すると考えられるが、確かな水位が確認できるのか。(芹澤顧問)</p>
<p>中国電力の回答</p>	<p>(顧問の意見②について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・飽和蒸気を仮定して求める。</li> </ul> <p>(顧問の意見③について)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故対処設備である水位計を2つ新たに設置しており、これらの水位計に基づいて信頼性に足る確認が出来る。</li> </ul>

エ その他重大事故対策

<p>項目</p>	<p>〈23〉 発電所で行っている安全性向上の取り組みは、想定外事象が 起こりうることを踏まえたものになっているか 【県独自項目】</p>
<p>論点の趣旨</p>	<p>過去に発生した3つのシビアアクシデント（スリーマイル、チェルノブイリ、福島）は、何れもヒューマンエラーを含め全て想定外事象に端を発するものであった。</p> <p>新規制基準により想定事象が大幅に拡大され、対策された部分についてのリスクは小さくなっているが、今後リスクが大きいことが起きるとしたら、想定外事象に起因するものになると高い確度で推定される。</p> <p>そのため、想定外事象に対する事業者の認識や、安全性向上のため自主的、主体的な取り組みの状況について確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>想定外事象に対する各項目についての整理は以下のとおり。 今後も、島根原子力発電所の安全性向上のため、自主的かつ主体的に対策の実施に取り組んでいく。</p> <p>＜基本的認識＞</p> <p>「想定外事象」には、1)想定する結果を超える事象、2)想定するシナリオ（起因事象を含む）を超える事象の2点の解釈あると考える。</p> <p>1)について有効性評価では、原子炉側は格納容器破損防止が達成でき、また燃料プール側は使用済燃料の冠水維持ができるといった評価結果となっている。一方大規模損壊においては、それらの評価結果を超える事象に至ったとしても、可搬設備を使用して、事故事象を緩和できる手順を整備していることを審査において説明している。</p> <p>2)の想定するシナリオには、人間側の認知が必要であり、新たな知見が得られた段階で、適切にフィードバックしていくことが必要と考える。至近の例では、電力大で取り組んでいる「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策」などが挙げられ、原子力エネルギー協議会（ATENA）という組織と一体となって対応している。この取り組みにおいては、安全性向上評価届出といった制度面などを通じて、電力の不断の努力が必要と考える。</p> <p>＜基本的考え方＞</p> <p>想定する結果を超える事象については、様々な事態におい</p>



	<p>て柔軟に対応するため、大規模損壊において検討を行った、</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・発電所構内において有効に機能する運転員を含む人的資源</li><li>・設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備等の物的資源</li><li>・発電所内外の情報の活用</li></ul> <p>の考え方を基に対応していくことになると思う。</p> <p>&lt;ハードとソフトの対応策&gt;</p> <p>それぞれについて大規模損壊時の対応策の一例を挙げる。</p> <p><b>【ハード面】</b></p> <p>同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。</p> <p><b>【ソフト面】</b></p> <p>緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。</p>
--	--

項目	<p>&lt;24&gt; MOX燃料（プルサーマル）を前提としているが、追加の対策が必要になることはないか【県独自項目】</p>
論点の趣旨	<p>島根原発2号機におけるMOX燃料の使用は、平成20年10月28日に設置変更許可がされているが、MOX燃料を装荷する前に新規制基準が策定されている。</p> <p>新規制基準適合性申請は、既許可の内容が前提となるため、MOX燃料を使用できることになるが、そのために追加的な対策が必要かどうかを確認する。</p>
<p>審査結果 (審査等における中国電力の説明)</p>	<p>解析評価は9×9燃料を代表として実施し、対策の有効性を確認していますが、MOX燃料を考慮した場合についても、以下の観点において、9×9燃料の評価に包絡されることを確認しており、追加の対策は必要ありません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱</li> </ul> <p>燃料被覆管温度の評価において支配的となる事象初期の崩壊熱は、9×9燃料の方がMOX燃料よりも大きいため、9×9燃料の評価に包絡される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・被ばく評価</li> </ul> <p>9×9燃料の代表的核分裂核種であるU-235とMOX燃料の代表的核分裂核種であるPu-239の核分裂生成物の核分裂収率を比較した場合、9×9燃料の方が使用する運転期間が長いことから、希ガス、よう素及びCsのいずれも炉内内蔵量は多く見積もられるため、9×9燃料の評価に包絡される。</p>