

玄海3、4号機の設置変更許可に関する審査書に係る  
確認事項について（原子力規制庁からの回答）

平成29年3月18日

佐賀県

審査書に係る確認事項 1

1	審査書Ⅲ－1. 1 基準地震動（第4条関係） 1. (1) 解放基盤表面の設定
○確認事項の概要	
<p>解放基盤表面の設定に関して、事業者は、敷地内で実施した地質調査及び試掘坑内弾性波探査の結果をもって「S波速度が約 1.35km/s の岩盤が相当の広範囲にわたり基盤を構成していることを確認した。」としている。</p> <p>敷地内の調査結果をもって「相当の広範囲」としてよいのか。何か基準はあるか。</p> <p>また、地質調査及び試掘坑内弾性波探査の結果に地盤の厚さの急激な変化や地盤内部の構造に不整形性がみられる等、玄海の敷地周辺の地震基盤上面を含む地盤構造には大きな傾きや3次元的に不整形な構造がみられるように思うが、地震基盤を含む地下構造の不整形性の影響に対する3次元的な解析による評価は確認されているか。</p>	
審査書記載箇所（P11）	
<p>解釈別記2は、解放基盤表面について、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（以下「S波速度」という。）がおおむね 700m/s 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないことを要求している。</p> <p>申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。</p> <p>本発電所敷地内で実施した地質調査及び試掘坑内弾性波探査の結果より、S波速度が約 1.35km/s の岩盤が相当の広範囲にわたり基盤を構成していることを確認した。以上のことから、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底盤位置の標高（以下「EL.」という。）-15.0m の位置に解放基盤表面を設定した。</p> <p>規制委員会は、申請者が設定している解放基盤表面は、必要な特性を有し、要求されるS波速度を持つ硬質地盤の表面に設定されていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。</p>	
○考え方	
<p>解放基盤表面は、地震動を評価する際に仮想的に設定するものであり、その広がりについて具体的な数値基準を設けてはいません。玄海原子力発電所では、硬質地盤である佐世保層群が広く分布していることから敷地において実施した弾性波探査の結果（<math>V_s = 1.35\text{m/s}</math>）を用いて解放基盤表面が設定されています。</p> <p>他方で、御質問にある地下構造が地震動に与える影響については、解放基盤表面の設定とは別に確認しています。</p> <p>具体的には、地層の傾斜、断層、褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震発生層の上端深さ、地震基盤・解放基盤の位置や形状、地下構造の三次元不整形性、地震波速度構造等について検討した結果、特異な増幅を起こすような地下構造等は認められず、また、実際に敷地地盤で得られた M5 以上の地震観測記録の分析においても地震波の到来方向にかかわらず敷地において特異な増幅特性が認められないことも確認しています。</p> <p>3次元的な解析は行われていませんが、上記のとおり速度構造等の要因で特異な傾向（増幅など）が無いということを確認しており、基準地震動を設定するにあたって必要な地下構造等の把握は十分に行われていると判断しました。</p>	

審査書に係る確認事項 2

2	審査書Ⅲ－1. 1 基準地震動（第4条関係） 2. （1）震源として考慮する活断層
<b>○確認事項の概要</b>	
<p>申請者が当初、壱岐北東部の断層群を「震源として考慮する活断層ではない」としていたことについて、再検討するよう求めた理由は何か。</p>	
<b>審査書記載箇所（P14）</b>	
<p>規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、壱岐北東部に複数の断層が分布するが、震源として考慮する活断層ではないと評価していたため、断層評価を再検討するよう求めた。</p> <p>これに対して、申請者は、壱岐北東部に分布する断層群を一連の断層とし、震源として考慮する活断層として評価を見直した。</p>	
<b>○考え方</b>	
<p>申請者が、壱岐北東部に分布する複数の断層については、当初、震源として考慮する活断層ではないと評価するとともに、その根拠となる資料を示していませんでしたが、当該断層群は、警固断層帯の延長上に分布すること、仮に警固断層と連続するものとして評価した場合、基準津波の波源となっている西山断層帯よりも敷地に近く、敷地に大きな影響を与える津波の波源となる可能性があることから、その連続性や活動性の根拠となる資料の提示等、断層評価を再検討するよう求めました。</p> <p>これに対して、申請者が、海上音波探査結果等を提示するとともに、それを踏まえ、壱岐北東部に分布する断層群を一連の断層（壱岐北東部の断層群（長さ約51km））とし、震源として考慮する活断層として評価を見直した上で、壱岐北東部の断層群は警固断層帯と連続するものではないと評価していることを審査で確認しています。</p>	

<b>3</b>	<b>審査書Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）</b> <b>２．（３）② 城山南断層による地震</b>
<b>○確認事項の概要</b>	
<p>震源を特定して策定する地震動について、不確かさの一つとして、「応力降下量を基本震源モデルの 1.5 倍」するケースも評価されている。これは新潟県中越沖地震の知見を踏まえて設定された値と認識している。</p> <p>実際の地震における観測波形から求められる応力降下量は、最大値と最小値では2桁くらいの幅(ばらつき)があるとも聞いているが、この地域では、基本ケースの 1.5 倍よりも大きな応力降下量の地震が起きる可能性を考慮しなくてよいのか。</p>	
<b>審査書記載箇所（P16、17）</b>	
<p>c. 設定した基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、応力降下量を基本震源モデルの 1.5 倍としたケース、傾斜角を 60° としたケース、断層長さ及び震源断層の広がり considering 断層長さを 20km としたケースについても設定した。また、不確かさを考慮したケースのすべてにおいて、アスペリティを敷地に最も近い位置となるように配置し、破壊開始点は断層面下端及びアスペリティ下端に複数設定した。</p>	
<b>○考え方</b>	
<p>御指摘のとおり、プレート間地震、内陸地殻内地震といった地震の様式による違いなどにより応力降下量が異なることが知られています。また、こうした平均応力降下量だけでなく、断層の中でもすべり量が大きく強いエネルギーを放出するアスペリティとそれ以外の背景領域にも不均質性があるのも事実です。</p> <p>今回評価した内陸地殻内地震の地震動評価に当たっては、地震動に大きく寄与するアスペリティの配置とアスペリティの応力降下量等に着目しており、アスペリティをあらかじめ敷地に近い位置に配置した上で、新潟県中越沖地震の知見も踏まえて、一般的な応力降下量よりも大きいと考えられる場合も想定した不確かさケースとして応力降下量を1.5倍とした評価をするなど、保守的な地震動評価になることを確認しています。</p>	

4	審査書Ⅲ－1. 1 基準地震動（第4条関係） 2. (3) ② 城山南断層による地震
○確認事項の概要	
<p>竹木場断層の断層長さ 4.9 km に対して不確かさを考慮して 20 km としているが、城山南断層においても、断層長さ 19.5 km に対して 20 km として解析、評価が行われている。断層長さに関する「不確かさ」を考慮する場合、20km を上限としているのか。</p> <p>また、断層傾斜角の不確かさに関しては、発電所の方向へ 60° を考慮しているが、逆方向の傾きであっても破壊開始点の置き方によってはパルスが発生するかもしれない。逆方向への傾斜について、解析では確認されているか。</p>	
審査書記載箇所（P17）	
<p>b. 基本ケースにおける主なパラメータとして、(中略)。また、断層長さについては、地質調査結果に基づき 19.5km、傾斜角については、地質調査結果及び原子力安全基盤機構(2005)に基づき傾斜角 90° の左横ずれ断層と設定した。(略)</p> <p>c. 設定した基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、(中略)断層長さ及び震源断層の広がり考慮して断層長さを 20km としたケースについても設定した。(略)</p>	
○考え方	
<p>竹木場断層については、地質調査の結果、長さ4.9kmと評価しています。また、断層の幅については17kmと評価しています。一般的には、断層の長さとの関係は、断層幅よりも断層長さが短いとは考えにくく、地表等に断層が現れていないことが想定されます。</p> <p>したがって、地震動評価の際には、断層長さを4.9kmではなく断層長さとの震源断層の広がりを考慮し20kmとしたケースの地震動も評価されました。城山南断層についても、同様に不確かさを考慮したケースとして断層長さを20kmとしたケースの地震動も評価されています。</p> <p>今回のケースでは、両断層ともたまたま不確かさを考慮したケースの断層長さが20kmになりましたが、20kmを上限値としているわけではありません。</p> <p>また、断層傾斜角については、逆方向に傾斜させたケースの地震動評価は確認していませんが、地震動評価においては、玄海原子力発電所における安全上重要な設備の固有周期が短周期側であることに着目し、その地震動評価への影響が大きいと考えられる不確かさケースとして、震源距離が発電所に近くなるよう、断層傾斜角を発電所の方向に傾斜させて評価されています。</p>	

<b>5</b>	<b>審査書Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）</b>
	<b>３．震源を特定せず策定する地震動</b>
○確認事項の概要	
<p>「震源を特定せず策定する地震動」に採用した鳥取県西部地震と北海道留萌支庁南部地震の観測記録については、いずれの観測点もアスペリティの直上ではない場所で観測されたものである。</p> <p>このため、アスペリティ付近では(仮に観測記録があれば、)さらに大きな加速度が観測されている可能性もあると思うが、そうした観点を踏まえた地震動の補正や不確かさの考慮はされているのか。</p>	
審査書記載箇所（P18）	
<p>解釈別記2は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを要求している。</p> <p>(略)</p> <p>(4) また、Mw6.5 未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか(2004)の地震動レベルと対比させ、その結果から敷地に及ぼす影響が大きいものとして、5 地震(2004 年北海道留萌(るもい)支庁南部地震、2011 年和歌山県北部地震、2011 年茨城県北部地震、2011 年長野県北部地震、2013 年栃木県北部地震)を抽出した。このうち、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか(2013)でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されており、これに不確かさを考慮した地震動を、「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。</p>	
○考え方	
<p>活断層評価を行うに当たっては、より敷地に与える影響が大きい敷地近傍においては、精度の高い詳細な調査を実施することになりますが、それでもなお、敷地近傍の断層への考慮に万全を期すとの観点から、「震源を特定せず策定する地震動」を策定することによって「震源を特定して策定する地震動」と相補的に地震動を想定することとしています。</p> <p>「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を基に評価・策定されるものとしており、観測事実に基づいて策定する地震動です。</p> <p>御指摘のとおり、仮にアスペリティ直上に観測点があつて記録が正しく評価できれば、大きな地震動となる可能性もありますが、観測記録を地震動として用いる場合、精度の高い地盤情報によるはざとり解析を行い、観測記録が適切に再現できることが必要です。</p> <p>玄海原子力発電所では、はざとり解析が適切に実施できた観測記録を基準地震動として評価しています。具体的には、鳥取県西部地震については、震源近傍に位置する賀祥ダムの観測記録を、地盤補正を行わずにそのまま採用し、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、観測記録からのはざとり解析を行い、減衰定数を安全側(大きめ)に設定する等、裕度をもって策定されていることを審査で確認しています。</p> <p>なお、今後、今回、地震動として評価していない観測記録について新たな知見が得られた場合には、必要に応じて発電所の安全性への影響について検討することとなります。</p>	

審査書に係る確認事項 6

6	審査書Ⅲ－1. 2 斜面の安定性（第4条関係）
<b>○確認事項の概要</b>	
<p>敷地内では今後も造成工事等が行われる可能性があるが、全ての工事が許認可の対象となるわけではない。既存の斜面や建屋側面の地盤については確認されているが、許認可の対象ではない工事によって、耐震重要施設に影響を与える斜面が新たにできるようなおそれはないか。</p>	
<b>審査書記載箇所（P21）</b>	
<p>申請者は、耐震重要施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。 安定性評価の対象となる斜面は、耐震重要施設に対する周辺斜面の離隔距離及び斜面高さを考慮して検討した結果、対象施設と十分な離隔距離を有していることから、存在しない。 規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面について、申請者が安定性評価の対象となる斜面は存在しないことを確認していることから、解釈別記2の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。</p>	
<b>○考え方</b>	
<p>九州電力は、規制基準（設置許可基準規則第四条第4項）に適合させるため、原子炉設置変更許可申請において、耐震重要施設を、基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対してその安全機能が損なわれるおそれがないように設計する旨の設計方針を示していますので、この基本設計方針に基づかない耐震重要施設の周辺に、耐震重要施設の安全機能を損なうおそれがある斜面を造ることはできません。</p> <p>なお、質問は、敷地内の造成工事等によって生じた土砂で、耐震重要施設の周辺に盛り土などの斜面が生じることを仮定したお尋ねと思われませんが、このような場合は、崩壊させないための措置が求められ工事計画認可の審査対象となります。</p>	

7	審査書Ⅲ－1. 3 耐震設計方針（第4条関係） 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針（2）機器・配管系② 許容限界
○確認事項の概要	
<p>耐震Sクラスの機器や配管については、基本的には基準地震動<math>S_s</math>に対して弾性範囲内であることを求めているが、安全機能が損なわれることがなければ、一部塑性変形があっても許容されている。</p> <p>仮に地震によって一部塑性変形が起きた場合、その機器や配管の破断延性限界に対する余裕が十分ではなくなる可能性が考えられるとともに、基準地震動<math>S_s</math>程度の大きな地震が繰り返し発生した場合、破断限界に至ることも考えられないか。</p>	
審査書記載箇所（P27）	
<p>Sクラスの機器・配管系については、基準地震動による地震力との組合せにおいて、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。</p> <p>Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいて、応答が全体的におおむね弾性状態に留まることを許容限界とする。</p>	
○考え方	
<p>耐震重要施設の耐震設計にあたっては、繰り返しの荷重にも耐えられるよう、弾性設計用地震動及び静的地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲に収まる方針であることを確認しています。</p> <p>原子力発電所で起こり得る最大規模の地震動である基準地震動に対しては、施設の一部の変形が塑性領域に達する可能性もありますが、塑性変形の程度を小さなレベルに留める方針であることを確認しています。</p> <p>また、原子炉保護設備のひとつとして地震感知器を設け、弾性設計用地震動の加速度レベルを十分下回る計測値で原子炉を自動停止させる方針としており、さらに、地震により運転が停止した場合には、事業者は地震による施設への影響を確認するために点検を行い、施設の異常の有無や健全性を確認し、補修を行う等、必要な措置が講じられることを確認しています。</p> <p>例えば、地震加速度が大きいことによる原子炉の自動停止等をこれまでに経験した原子力発電所では、地震観測記録の分析や建屋の地震時の健全性評価を基に施設が、基準地震動、弾性設計用地震動の地震力を超える影響を受けたかどうか評価した上で、詳細な点検、補修等の特別な保全計画を策定し運用しています。</p>	



8	審査書Ⅲ－3. 2 耐津波設計方針（第5条関係） 3（4）②浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策
○確認事項の概要	
循環水管破損時の循環水ポンプエリアからの溢水水位がEL.+12.0mのところ、海水ポンプ防護壁をEL.+13.0mまで高める対策を取っているが、それでも万が一海水ポンプエリアへの溢水があった場合に備えて、排水設備を設置しておいた方がいいのではないかと。	
審査書記載箇所（P48）	
b. 屋外配管やタンク等の損傷による浸水防護重点化範囲の津波浸水量、溢水 ア. 屋外の循環水管の損傷箇所を介して、浸水防護重点化範囲に津波が流入することが考えられるため、循環水管から流出した津波が、浸水防護重点化範囲に及ぼす影響を評価する。 イ. 屋外の循環水管の損傷による海水ポンプエリア及び海水管ダクトへの津波の流入等を防止するため、海水ポンプエリア防護壁、水密扉、取水ピット搬入口蓋、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置を実施する。	
○考え方	
審査においては、溢水水位がEL+12.0mのところ海水ポンプエリア防護壁の高さを約EL+14.0mとしていること、仮に海水ポンプエリアに海水等が流入しても排出できるように排水設備として床ドレンラインを設置していることを確認し、万が一海水ポンプエリアへの溢水があった場合でも、海水ポンプの機能は維持されると判断しています。	
審査資料：「第9条：溢水による損傷の防止等」 <a href="#">別添1 添付資料12 建屋外の防護対象設備の影響評価</a>	

審査書に係る確認事項 9

9	審査書Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針（第６条関係） ２．１ 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出
○確認事項の概要	
発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出をする際、火山影響評価ガイドに基づき「発電所から半径 160km」の領域を対象としているが、「半径 160km」の根拠となったものは何か。	
審査書記載箇所（P64）	
申請者は、本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。 (1) 文献調査等の結果より敷地から半径 160km の地理的領域内にある 49 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として雲仙岳、阿蘇カルデラ、福江火山群、九重山、由布岳、鶴見岳の 6 火山を抽出した。なお、地理的領域外についても、九州において過去に火山爆発度指数(以下「VEI」という。)7 以上の噴火が発生した加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ及び鬼界カルデラの 4 火山を抽出した。	
○考え方	
火山影響評価ガイドでは、原子力発電所のサイトを中心に半径160キロメートルの範囲を「地理的領域」として、この中から発電所の影響を及ぼしうる火山を抽出することとしています。 お尋ねの火山影響評価ガイドにおいて160キロメートルとしている理由は、国内の最大規模の噴火である阿蘇4噴火(約9万年前)において火砕物密度流(火砕流、火砕サージなど)が到達した距離が160キロメートルであると考えられていることによります。	

10	<p>審査書Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針（第６条関係）</p> <p>３ 外部火災に対する設計方針、５ その他人為事象に対する設計方針</p>
<p>○確認事項の概要</p> <p>「外部火災に対する設計方針」においては、航空機が落下し搭載燃料が全て発火することを想定した評価を行っているが、一方、「その他人為事象に対する設計方針」においては、航空機落下の確率が低い(<math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超えない)ため、「航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。」とされているのはなぜか。</p>	
<p>審査書記載箇所（P72、79）</p> <p>（Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針）</p> <p>規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を仮定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認した。</p> <p>（Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針）</p> <p>3. 飛来物(航空機落下等)については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について(平成 14・07・29 原院第 4 号)」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、3号炉は約 <math>6.4 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年、4号炉は約 <math>5.9 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。</p>	
<p>○考え方</p> <p>「その他人為事象に対する設計方針」においては、航空機落下に対して安全上重要な構築物、系統及び機器<sup>*</sup>の設置状況を考慮して標的面積を求め、これに対する航空機落下確率が、防護設計の要否判断の基準である <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超えないことを確認しています。</p> <p>一方で、「外部火災に対する設計方針」においては、安全上重要な構築物、系統及び機器に対して最も厳しい火災が生じたとしても、これらの機器等に影響が及ばないことを確認するために、標的面積を広げ、航空機落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超える地点に航空機が墜落し火災が発生することを想定し、評価を行っています。</p> <p>※原子炉格納容器、原子炉補助建屋等、燃料取替用水タンク建屋(3号炉のみ)、海水ポンプエリア、中央制御室</p> <p>審査資料：<a href="#">第6条：外部からの衝撃による損傷の防止(外部火災)</a> 添付資料6 <a href="#">航空機墜落による火災影響評価について</a></p>	

11	審査書Ⅲ－6 火災による損傷の防止（第8条関係） 6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針
○確認事項の概要	
<p>使用済燃料貯蔵設備において冷却機能が喪失し水が沸騰するような事故の場合、水の密度変化によって実効増倍率も変化すると思われるが、水の密度変化に関する未臨界性について審査で確認されているのか。また、新燃料貯蔵庫についても、水の密度変化に関する未臨界性を確認されているのか。</p>	
審査書記載箇所（P96）	
<p>(6) 使用済燃料貯蔵設備は、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする、また、新燃料貯蔵設備は、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計とするため、消火水が入ったとしても臨界にはならない。</p>	
○考え方	
<p>使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされていますが、純水冠水状態で、かつ最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合でも未臨界を確保できることを審査において確認しています。また、純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、未臨界は維持されるとの評価結果も確認しています。さらに、新燃料貯蔵庫についても、純水密度を変化させ、実効増倍率が最も高くなるような条件下においても未臨界を維持できるとの評価結果を審査において確認しています。</p>	
審査資料： <a href="#">「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 重大事故等の有効性評価」</a> <a href="#">添付資料4.1.2「使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価について」</a>	
審査資料： <a href="#">「第8条：火災による損傷の防止」</a> <a href="#">資料10 放射性物質貯蔵等の機器等の火災防護対策について</a> <a href="#">添付資料10「新燃料貯蔵庫未臨界性評価について」</a>	

12	審査書Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力
<p>○確認事項の概要</p> <p>重大事故発生時には、線量の高い区域での作業が発生することも考えられるが、初期対応において被ばく線量限度(250mSv/年)を超えるような作業員が多数発生し、52名体制の確保が厳しくなるような心配はないか。</p> <p>事故シーケンスによっては、必要な要員数が、3号炉及び4号炉あわせて52名であり、運転員、緊急時対策本部要員等も52名で対応可能としているが、不測の事態に備えた余裕度は必要ないか。</p>	
<p>審査書記載箇所</p> <p>(Ⅳ-1.2.1.2 全交流動力電源喪失)</p> <p>申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて52名である。これに対して、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。</p>	
<p>○考え方</p> <p>審査においては、3号炉及び4号炉で評価上最も厳しい重大事故等が同時に発生することを想定し、その場合でも、52名の体制で事故を収束させることが可能であることを確認しています。</p> <p>さらに、発電所において緊急時体制が発令された場合には、発電所外からも緊急時対策本部要員が複数のルートから通行可能なルートを選定して参集する手順となっており、最大で217名が発電所へ参集できる体制を整備していることを確認しています。</p> <p>また、原子炉格納容器から放射性物質が放出される事故が発生した場合、放射性プルームの通過中には、緊急時対策所内への放射性物質の侵入を防止するため室内を加圧するとともに、所外での作業を中断して緊急時対策所内にとどまることとするなど、対処要員に過度な被ばくが無いよう対策がとられていることも確認しています。</p> <p>審査資料:<a href="#">「1.0 重大事故等対策における共通事項」</a>  <a href="#">添付資料 1.0.10「玄海原子力発電所 3/4号炉 重大事故等発生時の体制について」</a></p>	

13	審査書Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力
○確認事項の概要	
<p>インターフェイスシステム LOCA による炉心損傷が防げなかった場合のような格納容器バイパス事故シーケンスについては、原子力規制庁からは、環境への放出を出来るだけ抑える対策(アクシデントマネジメント)によって、少なくとも数 TBq の放出量にはならない手順としていることを審査で確認しているとの説明があったが、具体的にどのようなアクシデントマネジメント策が講じられ、その手順の有効性をどのように確認されたのか。</p> <p>また、格納容器バイパス事故シーケンスについては、PWR においては放射性物質が環境に直接放出される比較的発生頻度の高い事故シーケンスと聞いており、今後とも更なる安全対策によってリスクを抑える努力を継続することが重要と考えるが、今後、どのような取組を事業者に求めるよう考えられているのか。</p>	
審査書記載箇所 (P165～) ※参考 (格納容器バイパス事故の炉心損傷防止対策)	
<p>Ⅳ-1. 2. 1. 8 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)</p> <p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」(以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。)では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の破損等の発生後、破損箇所の隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。</p> <p>(略)</p> <p>以上のおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>	
○考え方	
<p>炉心損傷後の格納容器破損防止対策の有効性評価に当たっては、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析し、確率論的リスク評価を活用して、格納容器破損モードの選定が行われています。その結果、格納容器バイパス事象としては、蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステム LOCA が検討対象に取り上げられています。これらの破損モードに対しては、有効性評価において、蒸気発生器2次側への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧並びに高圧注入ポンプによる炉心注水により、1次冷却系を減温・減圧することで炉心は冠水状態を維持でき、炉心損傷には至らないことを確認しています。なお、蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステム LOCA の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は、設計基準対象施設にのみ期待する仮想的なプラント状態で評価した結果、それぞれ 0.3%、0.1%未満程度であることを確認しています。</p> <p>さらに、それでもなお、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合も想定し、更なる対策として放射性物質の拡散をできる限り抑えるための設備及び手順が整備されていることを確認しています。</p> <p>原子力規制委員会としては、原子力施設の安全性は、最新の科学的知見に基づき不断に向上させるべきものと考えており、今後、新たな知見が得られた場合には必要に応じて基準に取り込み、事業者に対し追加対策を求めてまいります。また、原子炉等規制法の規定に基づく原子炉施設の安全性向上のための評価の届出制度を通じ、事業者に対して安全性向上対策の実施を促してまいります。</p>	
審査資料: 付録1「Ⅰ 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」	

14	<p>審査書Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力</p> <p>4. 1 3 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1 3項関係）③ 手順等の方針</p>
○確認事項の概要	
<p>事業者は、敷地内の貯水地であり海側に堰のある八田浦貯水池を重大事故発生時に使用する淡水源としているが、審査では、貯水池の地盤や堰の耐震性や耐津波性、また、貯水地が利用可能かどうかを確認する手順について確認されているのか。</p> <p>また、重大事故発生時に水源として使用している最中に、何らかの理由で機能を失った場合、水源を海水に切り替えることになると思うが、発電機や水中ポンプの再配置、可搬型ホースの布設などの切り替え作業が速やかにできる体制となっていることについて、確認されているのか。</p>	
審査書記載箇所（P350～）	
<p>申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>重大事故等の発生時において、復水タンク又は燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがあることを水位により確認等した場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(注水)のために必要な水源である復水タンクへの供給等が必要になった場合には、代替水源から中間受槽に供給する手順に着手する。この手順では、取水用水中ポンプ、可搬型ホース等を準備、布設し、取水用水中ポンプを起動し、淡水又は海水を中間受槽へ供給する作業を計 12 名により約 5 時間 20 分で実施する。</p> <p>(略)</p> <p>規制委員会は、申請者の計画において、復水タンクが水源として使用できない場合、2 次系純水タンクから海水までの代替水源の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認した。</p> <p>また、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、可搬型ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、無線通話装置(携帯型)等の必要な連絡手段を確保すること、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項(手順等に関する共通的な要求事項)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p> <p>また、規制委員会は、申請者が①b.に掲げる対策について、第56条等要求事項ホ)、ト)に適合する方針であることを確認した。</p>	
○考え方	
<p>八田浦貯水池は発電所建設時において、発電所の補給水、雑用水に利用するために作られたものであるため、一般産業施設クラスの耐震性を有するものとして設計されていますが、今般の審査において、八田浦貯水池の堤体の安定性評価を行い、基準地震動 <math>S_s</math> に耐えることを確認しています。</p> <p>重大事故対処時の代替取水源としては、原水タンク等や八田浦貯水池の淡水、取水ピットから取水する海水といった複数のものを特定しています。重大事故等が発生した場合における代替水源の利用については優先順位が定められており、八田浦貯水池は、原水タンク等の常設設備が破損等で使用できない場合に使用することとなりますが、八田浦貯水池からの可搬型ホースの敷設ルートや現場のアクセス状況を考慮し、海水取水の方が適切であると判断</p>	

## ○考え方

すれば、海水を使用する手順としています。また、八田浦貯水池が何らかの原因で機能喪失した場合でも、取水用水中ポンプや水中ポンプ用発電機は複数台配備されており、海水取水に切り替えることが可能であることも確認しています。

審査資料：「1.0 重大事故等対策における共通事項」

[添付資料 1.0.2 「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」](#)

「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

[添付資料 1.13.4 「代替水源から中間受槽への供給」](#)



15	審査書Ⅳ－1. 2. 1 炉心損傷防止対策 1. (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価
○確認事項の概要	
<p>事故条件として、RCP(1次冷却材ポンプ)シール部からの漏えい率は定格圧力において1台あたり109m<sup>3</sup>/hを4台考慮することとされている。</p> <p>これに対して常設電動注入ポンプの注水流量30m<sup>3</sup>/hで1次系保有水量が維持可能とされているのは、2次系強制冷却等により1次系が減圧されることから、RCPシール部の漏えい率が減少するためということか。</p>	
審査書記載箇所 (P139-140)	
<p>① 解析手法</p> <p>c. 事故条件:RCP シール LOCA が発生する場合、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において1 台当たり約 109m<sup>3</sup>/h とし、4 台からの漏えいとする。(略)</p> <p>d. 機器条件:蓄圧タンク保有水量は、最低保有水量 26.9m<sup>3</sup>/基を用いる。</p> <p>RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として常設電動注入ポンプの注水流量 30m<sup>3</sup>/h を用いる。これは、1 次冷却系圧力が 0.7MPa[gage]に到達した時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して 1 次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。(略)</p> <p>② 解析結果</p> <p>RCP シール LOCA が発生する場合について、申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失の発生後、RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCT は約 390℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.3MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>b. RCP シール LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.130MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 100℃に抑えられる。</p> <p>c. 高圧再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる。</p>	
○考え方	
<p>RCPシール部からの漏えい率を1台あたり109m<sup>3</sup>/hとしているのは、定格圧力(15.4MPa)の状態における漏えい率であり、ご指摘のとおり、2次系強制冷却等により1次系が減圧されれば漏えい率も低下していくこととなります。</p> <p>常設電動注入ポンプによる注水は、蓄圧注入系による注水が終了した後、1次系圧力が0.7MPaに到達した時点で実施することとしています。これにより、図に示すとおりRCPシール部からの漏えい量と注水流量はバランスし、1次系保有水量は一定に保たれることを確認しています。</p>	

○考え方

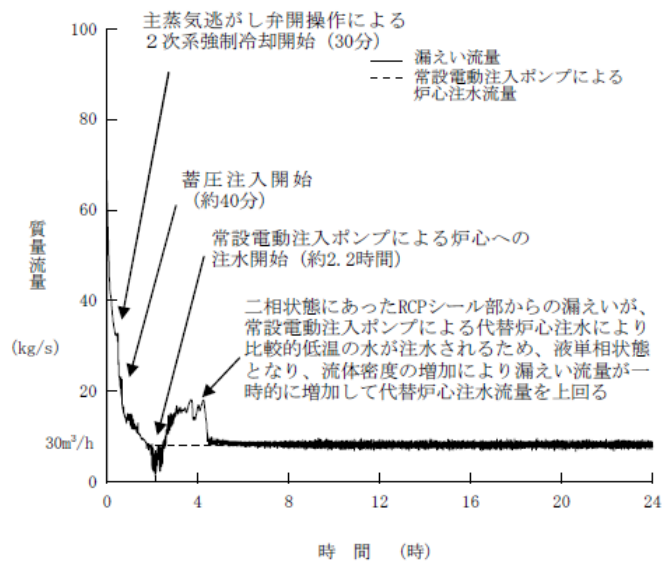


図1 漏えい量と注水流量の推移(RCP シール LOCA が発生する場合)  
(原子炉設置変更許可申請書より抜粋)

審査資料:[「玄海原子力発電所 3号炉及び 4号炉 重大事故等の有効性評価」](#)  
[2.2 全交流電源喪失 図 2.2.8～図 2.2.28](#)

○考え方

審査書に係る確認事項 16

16 審査書Ⅳ－１．２．１ 炉心損傷防止対策  
５ 原子炉停止機能喪失

○確認事項の概要

制御棒による原子炉緊急停止ができない場合の解析条件として、「ドップラ係数はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を設定した標準値を用いる。」とされている。

玄海3号機では MOX 燃料を装荷した炉心での運転も許可されているが、この事故シーケンスにおいては、MOX 燃料よりもウラン燃料のみを装荷した炉心の方が、厳しい条件になるということか。

また、審査書においては、この事故シーケンス以外で、炉心構成や使用済燃料貯蔵施設に貯蔵された燃料の構成などについての記載がないが、いずれもウラン燃料だけでなく、MOX 燃料についても考慮し、更に炉心状態(初期、中期、末期など)も条件として考慮した上で、最も厳しくなる条件で解析、評価されたということか。

審査書記載箇所

Ⅳ－１．２．１．５ 原子炉停止機能喪失 (P151-152)

１．（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価 ① 解析手法

c. 初期条件:炉心熱出力、1 次冷却系圧力及び温度は、定格値を用いる。

減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるように、 $-16\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を用いる。ドップラ係数は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を設定した標準値を用いる。

Ⅳ－１．２．５ 有効性評価に用いた解析コード

２．（２）SPERKLE-2 ①申請内容 (P235)

d. 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。

○考え方

玄海3号炉については、申請に基づき MOX 燃料の使用を前提として、重大事故等への対策が新規基準に適合しているかを審査しています。具体的には、重大事故等の進展に影響する核的特性、物性、照射挙動等に係る諸特性について、MOX 燃料を使用した MOX 炉心と、ウラン燃料のみを使用したウラン炉心とを比較し、事象進展がより厳しくなる条件のもとで、重大事故等対策が有効であることを確認しています。

ご指摘の「原子炉停止機能喪失」についても、初期条件としてウラン炉心と MOX 炉心のそれぞれの場合の減速材温度係数及びドップラ特性を設定した解析が行われています。MOX 炉心の場合、減速材温度係数の絶対値が大きくなり負の反応度フィードバック効果が大きくなること等から、評価項目である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値はウラン炉心の場合と比べて低下するため、ウラン炉心のほうが厳しい条件となることを確認しています。

## ○考え方

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価においては、使用済燃料の貯蔵条件として、3号炉には3号用燃料(ウラン燃料及び MOX 燃料)、4号炉には4号用燃料(ウラン燃料)及び1・2号用燃料(ウラン燃料)が貯蔵されている状態でそれぞれ解析のうえ、それらと比較し、評価結果がより厳しくなる4号炉の使用済燃料ピットにて評価されていることを確認しています。

また、有効性評価においては、炉心崩壊熱として、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に設定する等、事象進展がより厳しくなるよう設定されていることを確認しています。

審査資料:[「玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 重大事故等の有効性評価」](#)

[添付資料 1.5.9「使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について」](#)

[添付資料 2.5.10「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合の 1 次系圧力に与える影響について」](#)

○考え方

審査書に係る確認事項 17

17

審査書Ⅳ－４． 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等  
(第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1 2項関係)

○確認事項の概要

事業者は発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として放水砲を整備しているが、その効果についてはどう評価されているのか。

また、放水砲に抑制効果があるとすると放水後の水は汚染水となる。仮に放水作業やその他の屋外作業者に降りかかるような場合や、予期しなかった場所に集水した場合には、作業員の被ばく線量が高くなり作業に支障がでるおそれがあると考えられるが、そのような観点からの審査は行われているか。

審査書記載箇所 (P347)

規制委員会は、申請者の計画において、a)移動式大容量ポンプ車、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できること、移動式大容量ポンプ車、放水砲等は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉格納容器等又は燃料取扱棟等に対して、複数の方向から放水できること、移動式大容量ポンプ車及び放水砲の保有数は、3号炉及び4号炉の同時使用を想定し、それぞれ、原子炉基数の半数以上を保管すること、b)航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、移動式大容量ポンプ車内蔵の泡薬剤ポンプにより、泡消火薬剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であることを確認した。

(中略)

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた重大事故等対処設備について第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

○考え方

放水による効果については、空中の微粒子状放射性物質が降雨により捕らえられる効果があることが知られており、雨量と比べて多量の水量が確保できる放水砲により、拡散抑制効果があると判断しています。また、浮遊する微粒子状放射性物質を水スプレーにより捕集する実験が過去に行われており、その効果が確かめられています。

放水砲は、複数の方向から放水が可能であり、原子炉格納容器の破損箇所が確認できる場合はその箇所に向けて放水し、破損箇所が不明な場合は原子炉格納容器頂部に放水する手順とされています。また、放水砲の容量は、性能曲線等により原子炉格納容器頂部まで放水できる容量であることを確認しています。

また、屋外での現場作業を行う要員には線量計を着用させ、法令に定める被ばく線量限度を超えないよう線量管理を行うとともに、汚染防護服や全面マスク等の適切な防護具を使用させることで、要員の被ばく線量をできる限り低減させる手順となっていることを確認しています。

審査資料：[「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 重大事故等の有効性評価」](#)

○考え方

[添付資料 3.1.1.11「スプレーによる粒子状物質の除去速度について」](#)

審査書に係る確認事項 18

18

審査書Ⅳ－5 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項関係）

○確認事項の概要

テロリズム対策に関しては、特に、近年はサイバーテロが高度化しているようなイメージがある。

審査では、Ⅲ－14 安全保護回路（第24条関係）において、「安全保護系のアナログ回路」には物理的分離や機能的分離が適切に講じられていると確認されているが、物理的アクセスが許可されている作業員が回路等を不正に変更することは、どのように防ぐことができるのか。

また、テロリズムへの対策については、規制の強化とともに、原子力規制委員会をはじめ、警察や自衛隊など国の関係機関における取組も必要ではないかと思うが、どのような対応がなされているのか。

審査書記載箇所（P113）

Ⅲ－14 安全保護回路（第24条関係）

1. 安全保護系のアナログ回路は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
2. 安全保護系のアナログ回路は、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、ゲートウェイを介して一方向通信（送信のみ）に制限することで機能的に分離する設計とする。
3. 発電所出入管理による物理的アクセスの制限により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、出入管理による物理的アクセスの制限を行う等、承認されていない動作や変更を防ぐことができていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

○考え方

## ○考え方

サイバーテロ対策については、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第7条に基づき、不正アクセス行為を防止するため、適切な措置を講じる方針を確認しており、具体的な措置については、実用発電用原子の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉規則」という。))第91条第2項第18号及び第19号に基づく防護措置として、核物質防護規定の認可において確認しています。

内部脅威対策については、平成28年9月に実用炉規則の一部を改正し、防護措置の一環として、原子力発電所の重要な区域に立ち入る者等に対する個人の信頼性確認制度を導入しています。なお、事業者は、平成29年3月中に、同制度を実施するための核物質防護規定の変更認可申請をすとしてしています。

原子力発電所の警備については、事業者による厳重な防護措置が講じられているほか、警察の銃器対策部隊が24時間体制で常駐警備などを実施するとともに、海上保安庁では、原子力発電所の周辺海域に巡視船艇を配備しています。

また、テロや戦争等により原子力発電所が狙われる事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、他省庁とも連携して必要な対策が講じられることとなります。

参考資料：[「内部脅威対策の強化（個人の信頼性確認制度の導入等）のための規則等の制定について」（平成28年度第30回原子力規制委員会 資料3）](#)