

申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果（案）に対する御意見への考え方

平成 2 9 年 1 2 月 2 7 日

御意見の概要	考え方
➤ 1F 事故を起こした東電に再稼働の資格はない。 ➤ 隠蔽体質の東電に原子力事業は任せられない。 ➤ 津波対策を怠った東京電力の企業体質は全く改善されていない。 ➤ 安全よりも再稼働優先の態度ではこれまでの経験を活かせないのではないか。 ➤ 倫理観のない企業に原発を再稼働する資格はない。 ➤ 東電は安全に対する姿勢がなっていない。 ➤ 虚偽の説明を行う東電に原子炉設置者としての適格性はない。 ➤ 東電の安全文化欠如は3. 11後も変わらない。 ➤ これまでの東電の対応を踏まえれば、平成28年64回臨時会で出た「社会的信頼を失墜した」等の意見が確認結果に反映されるべき。	➤ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性審査は、柏崎刈羽原子力発電所の設置変更許可の申請者である東京電力が福島第一原子力発電所事故を起こした当事者であることを踏まえ、東京電力が原子力発電所を設置・運転する適格性を有するかどうかにつき審査することとしたものです。 この審査は原子炉等規制法に定める許可の基準のうち、発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、運転を適確に遂行するに足る技術的能力に係る審査の一環として行ったものであり、通常より丁寧に調査したものです。 具体的には、経営責任者からの意見聴取、柏崎刈羽原子力発電所における安全確保に関する事業者への意識調査等を行い、委員会での審議の結果、東京電力については、原子炉を設置し、その運転を適確に遂行するに足る技術的能力がないとする理由はないと判断したものです。

御意見の概要	考え方
➤ 廃炉をやり遂げるという一片の文書だけで再稼働のお墨付きを与えることには大いに疑問がある。 ➤ 東電が経済性より安全性を優先し、廃炉作業をやり遂げる覚悟を確認したとあるが納得いかない。 ➤ 東電の回答は「廃炉、賠償をやり遂げる」覚悟、誠意、決意を示したに過ぎず、実績など具体性がない。 ➤ 「関係者と向き合う」、「やり遂げる覚悟」など単なる精神論が並べられているだけで具体的計画が見えないがそれでよいのか。 ➤ 東京電力の対策方針は、これまで何度も破棄され信用できない。 ➤ 国は、事業者の適格性を確認したとされているが、継続して確認する仕組みがないのは問題である。 ➤ 「福島事故の収束をやり遂げ、柏崎刈羽を安全第一で運営する」と経営陣が表明しているが、その実行性をどのように担保するのか。 ➤ 確認事項に実行性が伴うよう、適格性の具体的な違反基準と罰則及び是正方針を定め、確認、契約事項とすべき。 ➤ 東電が言う「努力」や「覚悟」に科学的、技術的根拠がないので、適格者である根拠を明示すべき。 ➤ 8月26日の東電の回答は極めて抽象的な精神論であり、これを規制委が是とする根拠を明示すべき。	➤ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性審査においては、東京電力は、本年8月25日に今後の原子力事業に取り組む姿勢及び経営方針を記載した書面（以下「回答文書」という。）を当委員会に提出するとともに、当委員会の会合において同社の取組方針について見解を表明しました。東京電力は、これらの見解等は国民に対する約束であるとしています。 当委員会は、電気事業を所管し、及び原子力損害賠償・廃炉等支援機構法を所管する経済産業大臣に対し、当該書面及び見解の内容に異論はなく、かつ、同社がこれらを遵守するよう監督・指導する意向であるかにつき意見を求めたところ、本年10月24日に「電気事業を所管し、及び原子力損害賠償・廃炉等支援機構法を所管する立場として、東京電力ホールディングス株式会社が貴委員会に提出した書面及び表明した取組方針に関する見解の内容について異論はなく、同社がこれらをしっかりと遵守していくよう、適切に監督・指導していく所存である。」との回答を得ているところです。 東京電力が回答文書等において確約した取組が将来にわたり確実に実行することを担保するため、当委員会としては、これらについて保安規定に明確に記載されるべきものと考えたことから、本年9月20日に小早川東京電力社長を原子力規制委員会の場に呼び、回答文書等により約束した今後の取組を保安規定に記載する意向を確認しました。その上で、当委員会は、保安規定の審査及び履行の監督を通じて、同取組の履行を確保することとしています。

御意見の概要	考え方
➤ 事故処理を適切に行えていない東電に適格性はない。 ➤ 福島事故処理も適切に行えず、不手際等の問題を起こし続け、将来に向けた適切な対策も示すことができていない東京電力に再稼働させることはできない。 ➤ 東電経営陣は、「福島事故収束と柏崎刈羽の安全第一の運営を両立させる」と明言し、また原子力規制委員会委員長は「東電の技術力の高さ」を大きく評価されているが、現実には、この言葉と福島原発の復興工事の状況とは大きく乖離しているのはなぜか。 ➤ 東京電力だから事故が起きたとは思わず、むしろ高い技術力を感じたとあるが、実際は汚染水の水位計の設置の際もその設定を誤っており、また福島第一原発の事故の収束も現在課題が山積している中で、事故の収束と再稼働する原発を管理することの両立は厳しいのではないかとと思われる。したがって東京電力に今原発を再稼働する資格はないと考える。	➤ 東京電力の適格性審査において、原子力規制委員会は、東京電力の経営陣に対し「福島第一原子力発電所の廃炉を主体的に取り組み、やりきる覚悟と実績を示すことができない事業者に、柏崎刈羽原子力発電所の運転をする資格は無い。」との考え方を示しました。これに対し東京電力より、「福島第一原子力発電所の廃炉を進めるにあたっては、（中略）主体的に関係者にしっかりと向き合い、課題への対応をご説明し、やり遂げる覚悟です。」との回答を得ました。 原子力規制委員会は、東京電力が確約した取組が将来にわたり確実に実行することを担保するため、その内容が保安規定に明確に記載されるべきものと考えたことから、本年９月２０日に小早川東京電力社長を原子力規制委員会の場に呼び、回答文書等により約束した今後の取組を保安規定に記載する意向を確認しました。その上で、当委員会は、保安規定の審査及び履行の監督を通じて、同取組の履行を確保することとしています。

御意見の概要	考え方
➤ 原子力規制委員会は、将来にわたる確実な実行性の担保のため、保安規定に記載するよう要求しているが、苦肉の策で、やや無理筋である。定期的な報告または監査等で確認した方が実質的かつ実効的だと考える。 ➤ 保安規定は技術的項目について記載しているものであり、数値化困難なものを保安規定に記載することには無理があるのではないか。 ➤ 保安規定ではなく、設置変更許可時点で「安全文化の醸成に関わる事項」を明確にすべき。 ➤ 保安規定の審査について規制委員会は明確な基準を示していない。どういう状況が違反となるのか。保安規定の内容がわからないにも関わらず了承するというのはあり得ない。 ➤ 万が一福島と同じような大事故が起きた場合には、組織として継続不可能な状況になり、「組織として引き継がれる、将来を拘束する、国民に対する約束でもある」が守られないのではないか。	➤ 保安規定には遵守義務があり、原子力規制委員会は、保安検査等でその履行状況を確認することとなっています。保安規定に違反する場合には、原子炉等規制法に従って、原子力規制委員会として原子炉の運転停止など必要な措置を講じることができます。 保安規定は施設の安全な運営を図るために事業者が定める文書であり、保安規定に記載すべき事項として、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）第92条第1項第2号において、「安全文化を醸成するための体制（経営責任者の関与を含む。）に関すること。」と定められています。 ➤ 保安規定には遵守義務があり、原子力規制委員会は、保安検査等でその履行状況を確認することになります。このような観点から、回答文書等において確約した取組については、その内容を遵守することが保安規定に明示されていることを確認します。原子炉設置者は運転開始前に原子力規制委員会より保安規定の認可を受ける必要があり、認可を得られなければ運転できません。 ➤ 被規制者には保安規定の遵守義務があり、原子力規制委員会は、東京電力が回答文書等において確約した取組が将来にわたり確実に実行されることを担保するために、これを保安規定に記載するよう求めたものです。

御意見の概要	考え方
➤ 2Fの廃炉を明言できない東京電力の姿勢に適格性があるとはいえない。 ➤ 原子力規制委員会は福島第一原子力発電所事故の被災者に対する東京電力の支援が被災者からどう評価されているのかを調査すべきではないか。 ➤ 「基本的考え方」においては、申請者が1F事故の被害につきどのように考えるか、事故分析についてどのように捉えるのかにつき要求すべき。また経理的基礎についても言及すべき。 ➤ 適格性の議論には被害者賠償の項目を設けるべき。 ➤ 事故の被害者への償いもまだ済んでいません。 ➤ 原発事故を巡る集団訴訟において東電は、「放射線量を引き下げる具体的な方法が不明瞭で、金銭的にも不可能」と自ら述べ、賠償請求を逃れようとしてしました。そんな会社に原発を動かす資格はない。 ➤ 事業者適格性について安全性を第一と考える国の方針が明確であるならば、ICRPの放射線への防護基準とは異なる、経済性と切り離れた防護基準について、検討、確認事項とするのでなければ不足である。	➤ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の審査は、技術的能力に係る審査の一環として、通常より丁寧に調査したものです。 「基本的考え方」は東京電力が柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性を有するか否かを判断するに当たり、原子力規制委員会の問題意識を整理したものであり、これらを踏まえ、経営責任者からの意見聴取、柏崎刈羽原子力発電所における安全確保に関する事業者への意識調査等を通じて、技術的能力にかかる審査の一環として、適格性の審査を実施したものです。 発電用原子炉を設置するために必要な経理的基礎の有無の判断については、技術的能力にかかる審査とは別に基準適合性を審査しています。

御意見の概要	考え方
➤ 確認結果案４ページの「技術的能力がないとする理由はない」という消極的な表現で許可をしてよいのか。 ➤ 「申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果」で原子力規制委員会が、東電は福島第一原発事故の対応について「技術的能力がないとする理由はないと判断」との結論に至っているが、精神論で技術的能力を判断していることに納得はできない。 ➤ 申請者の適格性について、原子炉を設置し、その運転を適確に遂行するに足る技術的能力がないとする理由はないと判断した。とありますが二重否定になっています、であれば技術的能力があるとも言えないのではないかと結論があいまいである。 ➤ 東電の覚悟や提案した取り組みについての実効性は、経産大臣の監督・指導の意向が示されること、保安規定に盛り込むこと及び保安規定の審査、監督によって確保するとしているが、それらは未だ実現していない。規制委員会としても、少なくとも、これらの前提が満たされた後、結論を出すべきではないか。	➤ 東京電力の発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、運転を適確に遂行するに足る技術的能力を有するか否かに関する審査は、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（平成１６年５月２７年原子力安全委員会決定）」に基づいて審査を行っており、この指針に照らして判断を行ったものです。この審査結果は、同じく意見募集に付されている審査書案に記載しています。柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の審査は、技術的能力にかかる審査の一環として、通常より丁寧に調査したものです。具体的には経営責任者からの意見聴取、柏崎刈羽原子力発電所における安全確保に関する事業者への意識調査等を行い、委員会での審議の結果、東京電力については、柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の観点から、原子炉を設置し、その運転を適確に遂行するに足る技術的能力がないとする理由はないと判断したものです。 ➤ 経済産業大臣から本年１０月２４日付で東京電力の回答文書の内容に異論はなく、東京電力が回答文書の趣旨を遵守するよう監督・指導する意向である旨の回答を得ています。また、保安規定認可は設置変更許可の後に申請が行われるもので、当委員会は東京電力から当該申請がなされれば、厳格に審査します。原子炉設置者は運転開始前に原子力規制委員会より保安規定の認可を受ける必要があり、認可を得られなければ運転できません。

御意見の概要	考え方
➤ 原子炉等規制法の許可基準である技術能力の確認という位置づけで行う審査の一環ということであるが、原子力規制委員会が示した7つの基本的考え方は、技術的能力よりもむしろ経済的裏付け、安全文化の醸成、経営体制の維持、情報の一元化等東京電力の経営全般に深く関わる内容を要求していることから、技術的審査に加え原子炉設置者としての適格性についても行政機関である原子力規制委員会が審査することには違和感がある。 ➤ 炉規法第43条の3の6第1項各号のいずれに該当する審査ですか。該当しないとすれば、適格性審査をなぜ実施したのですか、その法的根拠を説明してください。法令に基づく許可基準にはない「適格性審査」を意見募集した理由を説明すること。 ➤ 確認書案の3ページに「あくまで原子力に関わる全ての組織、人間にとっての厳しい反省材料と捉えるべきである。」とあるが、「反省」とは何かを規制委員会が示し、国民の納得を得た上で、東電に「反省」を求め適格性を判断すべき。	➤ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の審査は、柏崎刈羽原子力発電所の設置変更許可の申請者である東京電力が福島第一原子力発電所事故を起こした当事者であることを踏まえ、東京電力が原子力発電所を設置・運転する適格性を有するかどうかにつき審査することとしたものです。 この審査は原子炉等規制法に定める許可の基準のうち、発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、運転を適確に遂行するに足る技術的能力に係る審査の一環として行ったものであり、通常より丁寧に調査したものです。 ➤ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性の審査は、原子炉等規制法第43条の3の6第1項に定める許可の基準のうち、第2号の発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び第3号の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力を有するか否かを判断するための審査の一環として行ったものです。 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故の反省にたって設立された原子力規制委員会として、同事故が重大な事故であり深刻な影響を及ぼしたことについて、事業者や規制当局のみならず、原子力に関わる全ての組織や人間が、忘れることなく胸に止め、これを重要な教訓としていく必要があるといった考え方を示したものです。

御意見の概要	考え方
➤ 確認書案 p3 3. あたかも廃炉作業が完了したか、それなりに進展があったように取れる書きぶりだが、作業は原子炉内の状況確認も完了していないまだまだ始まったばかりの状態であり、表現が適当ではない。 ➤ 「履行の監督」の実務内容が明示されていないが、現在同時に進められている検査手続きを事業者の自主的な実行と責任に委ねるとしている方向性とも矛盾している。 ➤ 適格性審査において、どのような判断基準の下でどのような科学的検証を行ったのか、具体的に明らかにすべき。 ➤ 「基本的な考え方」については、実現可能な課題なのか、要求する方にも回答する方にも深慮した形跡が見られない。	➤ 当該記載は廃炉作業に係るこれまでの取組についての見解を記載したものです。 ➤ 先般成立した改正原子炉等規制法に基づく新たな検査制度においても、原子力規制委員会は保安規定の遵守状況を確認することとしています。 ➤ 柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性は、技術的能力の審査の一環として、通常より丁寧に調査を実施したものであり、その経過や結果は、「申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果」に示したとおりです。 ➤ 「基本的考え方」は東京電力が柏崎刈羽原子力発電所の運転主体としての適格性を有するか否かを判断するに当たり、原子力規制委員会の問題意識を整理したものであり、東京電力が確実に実現する必要があると考える事項です。

御意見の概要	考え方
➤ 2日間の柏崎の現地調査で高い意識があったと判断するのは科学的根拠とは言えず拙速ではないか。 ➤ 聞き取り調査において、過酷事故時に最悪の場合即死の恐れのある東電社員、下請け企業の作業員との意見交換が無かったのならば、適格性の判断は誤りである。 ➤ 東電だけが劣るところがあると判断するのは適切ではないと判断しているが、根拠が不明確。	➤ 2日間の調査において、柏崎刈羽原子力発電所に勤務する様々な従業者等から意見聴取を行い、判断に必要な確認はできたと考えています。 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故の経過や、規制委員会発足後これまでの規制や監視を通じ、東京電力の技術力が他の電気事業者より大きく劣っているとは考えられないと判断したものです。

東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の原子炉設置変更許可申請書

（６号及び７号原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方

平成２９年１２月２７日

II 発電用原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力	
御意見の概要	考え方
➤ 東電の原発に対する技術力を市民の目からみて推し量るには、福島原発事故に対する事故処理技術しかないが、原子力規制委員会は、事故原因や福島原発事故処理に対して、技術の実績も出来上がっていないのに、東電の技術にお墨付きを与えるのか。原発の絶対安全に対する東電の技術力を裏付ける根拠を明確に示されたい。	➤ 技術的能力の審査に当たっては、技術的能力指針に基づき、設計及び工事並びに運転及び保守について6項目に整理して、同指針への適合性について確認しています。なお、重大事故等防止技術的能力基準に基づく適合性確認結果はIV章及びV章に記載しています。
➤ 重大事故を発生させた東京電力に技術的能力はない。	➤ 同上
➤ 重大事故を発生させ、福島の後始末ができず、現在も数々の困難を解決することができないでいる東京電力に技術的能力はない。	➤ 同上
➤ 東京電力は、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第3号のその者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることに違反している。	➤ 同上
➤ 柏崎刈羽原子力発電所には、福島の前記である免震重要棟がなく、福島の前記をいかず技術的能力はない。	➤ 同上 なお、福島第一原子力発電所事故の知見も踏まえて基準は策定されており、重大事故等に対処するために適切な措置が講じられるよう基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計である緊急時対策所も設置する方針としています。
➤ 審査の過程で中央制御室床下のケーブル敷設の誤りが発見され、3.11以降点検が出来ていない東京電力は、施設管理者としての資質が疑われる。また、免震重要棟の強度不足が何年も見過ごされ	➤ 同上 なお、審査においては、不適切なケーブル敷設を踏まえて品質保証活動の改善を図ること及び今後の品質保証活動の中での有効

II 発電用原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力	
御意見の概要	考え方
ていることから、東京電力の説明に疑問がある。 【組織】 ➤ 5 ページ 1. 組織について：安全に関わる組織が分散していたため横断的な課題への取組が遅延したとは安易な反省であり、企業としての組織的・社会的責任は果たされていない。技術的能力指針との適合性から言えば、技術的能力以前の課題を抱えており、組織の適合性を検討する段階にない。 【技術者の確保】 ➤ 6 ページ：新たな設備、装置を導入するに当たって現状の技術者や将来採用する技術者の採用方針が適切かどうか検証できないため、具体的に示されたい。 ➤ 6 ページ：過酷事故の際、協力会社の職員を待避させ東電の職員だけで対応を行うと聞いているが、ハード面を熟知している協力企業がいなくて事故を収束できると考えていることが非現実的である。東電職員や協力企業職員の労働条件や健康被害が生じた場合の補償などもあらかじめ明確にしておくべき。	性評価による継続的な改善を図ることを確認しています。 【組織】 ➤ 技術的能力の審査に当たっては、技術的能力指針に基づき、設計及び工事並びに運転及び保守について 6 項目に整理して、同指針への適合性について確認しています。 【技術者の確保】 ➤ 審査においては、技術者に対する力量管理について、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるための教育及び訓練を行う方針であることを確認しています。また、新たに採用する技術者に対しても教育及び訓練を行う方針であることを確認しています。なお、審査資料等についてはホームページで公開しています。 ➤ 審査においては、外部からの支援がなくても、重大事故等に対処できるよう必要な体制を整備する方針であることを確認しています。具体的には、重大事故等の対応に必要な技能や資格を有する要員を確保する方針であること、高線量下での対応が必要な場合でも、社員で交替要員を確保し対応できるよう要員を確保する方針であること等を確認しています。その上で、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた外部からの支援計画についても定める方針であることを確認しています。なお、労働条件等については他の法律で規制されています。

II 発電用原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力	
御意見の概要	考え方
➤ 福島の高炉作業では、被曝しつつの作業を強いられ積算線量から交代が必須であり、余裕を持った交代の為に、柏崎刈羽に原発要員を割く余裕はない。また、原発事故は起こりうるものであり、柏崎刈羽原発と福島とで同時に事故対応はできず、福島と柏崎刈羽の2か所に要員を割り振る余裕があるのか。柏崎刈羽原発再稼働は論外である。 【経験】 ➤ 東電の45年にわたる運転、保守の経験、福島第一事故の反省を踏まえた改善を評価し、適切としているが、われわれから見れば、45年前からのウソをつき通す、隠し通す、欺き通す体質は変わっておらず、とても信用できるものではない。 ➤ 緊急安全対策も含めたこれまでの設計及び工事並びに運転及び保守の経験で将来の過酷事故対応が本当にできるのか、大いに疑問である。 ➤ 東京電力は福島第一原発事故を起こした会社であり、事故の原因究明と再発防止については他の電力会社と異なる要求がされる必要があり、事故の原因究明において福島第一原発の設備を運営する能力及び過酷事故対策で準備された各種対策が正常にできたかどうか明確に調査される必要がある。福島第一原発事故を引き起こした問題点が解明されていなければ、経験を有しているとは言えない。	➤ 審査においては、柏崎刈羽原子力発電所の設計及び工事並びに運転及び保守に必要な技術者及び資格を有する技術者を確保していること等を確認しています。 また、柏崎刈羽原子力発電所内の複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合であっても対応できる体制とする方針であることを確認しています。 【経験】 ➤ 技術的能力審査指針では、申請と同等若しくは類似の施設の経験を有していること又は経験を蓄積する方針を示すことを求めていること、審査においては、東京電力の経験及び経験を蓄積する方針が適切なものであることを確認しています。 ➤ 同上 なお、重大事故等防止技術的能力基準に基づく適合性確認結果はIV章及びV章に記載しています。 ➤ 同上

II 発電用原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力	
御意見の概要	考え方
【品質保証活動体制】 ➤ 7 ページ：中越沖地震による建屋、原子炉並びに原子炉に直接接続されている配管及び配線の損傷状況について詳細な調査を行い講評していただきたい。東電の職員だけでなく原子炉を作った企業を含めて検討し、東電の担当者、外部企業、専門家を明確に示していただきたい。東電以外の技術者、専門家が検討チームに入ることは東電の企業体質を改善するためにも有効である。 ➤ 7 ページ 4. 品質保証活動体制：2011 年 3 月 11 日以前は、「保証活動」は「安全神話宣伝」となっていた。「安全神話活動」を生み出さない活動を行うべきである。 【技術者に対する教育・訓練】 ➤ 原発事故のほとんどはヒューマンエラーにより発生するが、原発に関わる人はどのように試験しているのか。	【品質保証活動体制】 ➤ 技術的能力審査指針では、必要な品質保証活動を行う体制を構築すること又は構築する方針であることを求めており、審査においては、東京電力の品質保証活動体制の構築について適切なものであることを確認しています。 なお、新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の申請対象設備への影響については、旧原子力安全・保安院により施設・設備の健全性並びに点検、補修等の処置が適切に行われていることが確認され、継続的かつ安定的に運転する上でのプラント全体の設備健全性に問題はないと判断されています。また、これらについては旧原子力安全委員会でも確認されています。さらに、これらの結果は旧原子力安全・保安院又は旧原子力安全委員会において公開されています（※）。 （※）国立国会図書館（インターネット資料収集保存事業）で閲覧可能です。 ➤ 審査においては、申請者が品質保証活動の実施に当たって、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動等を行うことを確認しています。 【技術者に対する教育・訓練】 ➤ 審査においては、技術者に対する力量管理について、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるための教育及び訓練を行う方針を確認しています。なお、力量管理に関する具体的な活動は、保安規定に規定され、その遵守状況は、保安検査にて確認します。

II 発電用原子炉施設の設置及び運転のための技術的能力	
御意見の概要	考え方
➤ 複合災害ですべての冷却手段がなくなった場合を想定すると対応できるのか疑問である。複合災害で容易に周辺環境が復旧しない状況を想定し、訓練をする必要がある。	➤ 審査においては、自然現象の組合せについて網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出し、自然現象の組合せによる影響に対しては、安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。なお、大規模な自然災害による発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【基準地震動の策定について】 ➤ 2005 年から 2011 年迄の間に、原発が基準地震動を上回る地震に見舞われたケースは 5 回あり、基準地震動以上の振動を巨大地震で受けないことが地震学的に保障されていない。 ➤ 地震想定が甘いと考える。専門の方が常々言うように、基準地震動は平均像にすぎず過少であるとする。想定外の地震にも耐えられる耐震設計に見直すべきである。 ➤ 2000 ガルは新潟における最大の地震動としては不足と思われる。過去の経験実測値の最大値 2000 ガルというのが基準では、次の地震がこれを軽く超えるだろうことは誰でも予測できる。 ➤ 過去 100 年間に、新潟県、長野県北部の地域で被害地震が 12 回位起きており、平均すると 8～9 年に 1 回位の頻度で起きている。今世紀にはいつから 4 回位起きており、中越沖地震で基準地震動は 2300 ガルと立証された。 ➤ 長周期地震動への評価も同様になされるべきである。 ➤ 2007 年新潟県中越沖地震の際に柏崎刈羽原発 1 号機の最大加速度が 1699Gal だったことから、6 号機と 7 号機のある大湊側の基準地震動が過小評価になっているおそれがあり、最大水平加速度を柏崎刈羽原発サイトで記録された既往最大値の 1700 ガルにすることを求める。 ➤ 基準地震動を荒浜側と大湊側で分けるべきではない。わずか 1 キロ程度の距離しか離れていない、同一敷地内に存在する原発で、倍半分もの差があるとする根拠はない。少なくとも全域を水平 2,300 ガル、鉛直 1,050 ガルに設定すべきである。	【基準地震動の策定について】 ➤ 地震動に影響を及ぼす震源、地質構造、伝播特性等は敷地ごとに異なるため、過去にいずれかの地域で発生した最大の地震を全ての発電所に対して一律の地震動として適用するのではなく、発電所ごとに評価することを要求しています。また、地表における観測値そのままを用いて地震動評価を行うのではなく、敷地の地下構造を踏まえ、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される硬質地盤の自由表面である解放基盤表面（審査書（案）「Ⅲ－１．１ 基準地震動 １．敷地における地震波の伝播特性（１）解放基盤表面の設定」を参照）における評価を行うことを要求しています。規制委員会は、基準地震動は解釈別記 2 で要求されているとおり、各種の不確かさを考慮して、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から策定されており、適切であることを審査で確認しています。 ➤ 解釈別記 2 は、地震動評価においては、各種の不確かさを考慮し、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映するとともに、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震観測記録の分析、地質調査等を実施し、敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討することを要求しています。申請者は、敷地における地震波の伝播特性の評価に当たって、敷地周辺で発生した地震を 30° 刻みの領域区分で到来方向別に比較検討を行った結果、大湊側（5～7 号炉を含む敷地内北部）で

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
【敷地における地震波の伝播特性】 ➤ 地震波の到来方向別の伝播特性の影響に関する検討結果から、30°刻みの領域区分のうち、敷地南西側の領域 a から領域 b 以外の領域区分においては特異な増幅傾向は確認されないとしているが、領域 k で発生した 2012 年（原文ママ）3 月 12 日の長野県北部地震の本震及び同日午前 4 時 31 分に発生した余震の際に、柏崎刈羽原発 1 ～ 7 号炉の各原子炉建屋において観測された水平方向の最大加速度を比較すると、本震では 5 号炉付近が 1 号炉付近と比較して大きく増幅されているのに対し、余震では 1 号炉付近が 5 号炉付近より増幅されており、地震波の到来方向別の伝播特性に関する評価と明らかに矛盾している。	はすべての方向から到来する地震波に特異な増幅傾向は認められないと評価しています。また、荒浜側（1～4 号炉を含む敷地内南部）では解放基盤表面以深の深部地下構造の影響により敷地の南西方向から到来する地震波のみ、大湊側と比較して大きく増幅することが認められると評価しています。 さらに、申請者は、F-B 断層の地震による地震動評価に当たって、F-B 断層が荒浜側における地震波の顕著な増幅が認められる敷地の南西方向に位置しているため、荒浜側と大湊側のそれぞれの増幅の傾向を踏まえた伝播特性を反映して、解放基盤表面における基準地震動を策定しています。 規制委員会は、荒浜側と大湊側における地震波の伝播特性に差異が認められることから、荒浜側と大湊側で分けて基準地震動を策定することは適切であることを審査で確認しています。 【敷地における地震波の伝播特性】 ➤ 御指摘の領域 k で発生した 2011 年長野県北部の地震について、申請者は、地震波の到来方向別の伝播特性を把握するため、地震観測記録から推定した解放基盤表面における地震動（以下「解放基盤波」という。）の応答スペクトルと Noda et al.（2002）の方法により推定した応答スペクトルとの比を評価した結果、本震では、その比が最大加速度に対応する周期 0.02 秒では 1 を下回り増幅していないこと、かつ全周期帯において大湊側と荒浜側で大きな差異がないことから特異な増幅傾向は認められないと評価しています。また、申請者は、余震についても、同様の評価を行い、特異な増幅傾向は認められないと評価しています。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【震源として考慮する活断層について】 ➤ 地震学では原発の近くでかつ活断層でない場所が M7 以上の震源となる可能性を否定出来ない。 ➤ 原子炉建屋直下に、マグニチュード 8 クラスの地震の可能性が指摘される。 ➤ 新たな断層ができる現象も想定しておいた方がよいと思う。 ➤ 全ての活断層を発見することは不可能であり、特に海中での調査は陸上に比べても劣る。特に、この地域では、石油採掘のための地層資料が豊富なので他の地域に比べてはるかに条件が良いが、その資料を駆使しても中越沖地震を適切に予見できなかったということは、判らないことが多いということであり、見逃されている未知の活断層もあり得る。	規制委員会は、御指摘の地震について、上記のことから大湊側と荒浜側ともに増幅しておらず、本震と余震の最大加速度の大小関係が地震波の伝播特性の評価に影響がないことを審査で確認しています。 【震源として考慮する活断層について】 ➤ 解釈別記 2 は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求しています。 申請者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価に係る検討用地震を選定するため、陸域については、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査等を実施し、海域については、文献調査のほか、海上音波探査及び他機関によって実施された海上音波探査記録の再解析並びに海上ボーリング調査を行い、震源として考慮する活断層を抽出し、活断層の位置、形状等の評価をしています。 また、申請者は、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「震源を特定せず策定する地震動」を策定しています。 規制委員会は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解釈別記 2 で要求されている手法で評価が行われており、適切であることを審査で

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 火山影響評価における火山灰の評価については、第四紀全体を考慮しているが、震源として考慮する活断層についても第四紀全体を考慮すべきである。 ➤ 柏崎刈羽原発の活断層問題、立地地盤の変動評価は MIS5e 以降とすべきでなく、柏崎刈羽原発が立地する地域が、グリーンタフ造山運動の地域であり、活褶曲地域、歪み集中帯、隆起地域であることを考えれば、工学的妥協が必要だとしても、少なくとも 40 万年前以降の構造運動を考えるべきである。	確認しています。 ➤ 「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」では、震源として考慮する活断層とは、地下深部の地震発生層から地表付近まで破壊し、地震動による施設への影響を検討する必要があるものとしており、後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できないものであるとしています。 このように、御指摘の震源として考慮する活断層の評価対象期間について、規制委員会は、第四紀全体（約258万年前以降）とせず、後期更新世以降（約12～13万年前以降）としています。これは、第四紀の中でも地殻変動の様式等が異なることや地表地震断層や活断層のトレンチ調査の結果から得られる活断層による地震の再来期間（活断層の活動間隔）を考慮しているためです。具体的には、規制委員会は、日本列島は約40万年前以降から現在に至るまでほぼ同一の地殻変動の様式等が継続しており、40万年前以降に活動した断層は今後も同様に活動する可能性があるものと考えています。その上で、規制委員会は、活断層による地震の再来期間は、平成7年兵庫県南部地震以降に日本各地で行われてきたトレンチ調査の結果からは最長3万年であることから、再来期間が5万年を超える可能性までも考慮し、日本に広く分布する後期更新世（12～13万年前）の地形面又は地層により、断層の活動性を評価すれば震源として考慮する活断層を適切に評価できると考えています。 なお、規制委員会は、後期更新世の地形面又は地層の欠如等により、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約40万年前以降）まで遡って断層の活動性を評価

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 敷地近傍や敷地内における震源として考慮する活断層の評価に当たって、反射法地震探査法により「深部に及んでいない」とあるが、「褶曲構造」を観察し、信頼性ある判定を得る深さには限りがあるため、「震源として考慮する活断層ではない」と評価しているすべての断層について、「震源として考慮する活断層ではない」と評価することはできない。 ➤ 原子炉自体、活褶曲上に設置されているとの指摘もある。	することとしています。 ➤ 御指摘の震源として考慮する活断層ではないと評価している断層について、申請者は、反射法地震探査だけでなく、トレンチ調査、ボーリング調査等の複数の手法で調査を行い、中期更新世のこやすだ古安田層に変位・変形を与えていないこと又は深部（地震発生層）に及んでいないことから、震源として考慮する活断層ではないと評価しています。 具体的には、申請者は、寺尾付てらお近の断層について、トレンチ調査、ボーリング調査等の結果、深部に及んでいないことから、震源として考慮する活断層ではないと評価しています。また、敷地内の一連の正断層について、群列ボーリングを含めた地質調査の結果、深部に及んでおらず、かつ平面的な分布範囲が限定的であることから、震源として考慮する活断層ではないと評価しています。 同様に、申請者は、敷地近傍や敷地で認められる褶曲構造についても、群列ボーリング調査と反射法地震探査の結果、中期更新世の古安田層に変形を与えていないことから、震源として考慮する活断層によるものではないと評価しています。 規制委員会は、敷地近傍及び敷地の震源として考慮する活断層について、申請者によりボーリング調査、反射法地震探査等の各種調査が適切に行われた上で、その結果に基づき検討されており、その位置、形状、活動性等の評価が適切であることを審査で確認しています。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【検討用地震の選定について】 ➤ 柏崎刈羽原発が立地する新潟県の周辺では、1964年6月16日の「新潟地震」、2004年10月23日の「新潟県中越地震」、2007年7月16日の「新潟県中越沖地震」、2011年3月12日の「長野県北部地震」と、最近のおよそ50年間で4回も大きな地震が起こっており、そのたびに柏崎刈羽原発付近では震度5弱以上の揺れを観測している。このように、柏崎刈羽原子力発電所がある日本海側の地域は地震が多発しており、今後東日本大震災のような「想定外」の災害が起こる可能性は十分にあると思う。 ➤ 刈羽原発5-7号機直下の断層が活断層であるという地元の地質学者グループの指摘もある刈羽原発の周辺では、16世紀以降を見ても、M7前後の地震が日本の他の地域と比べてもっと頻繁に起きており、この立地環境は'64年の「大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと」という原子炉立地審査指針にも、'06年の「原発のすべての建物・構築物は十分な支持性能を持つ地盤に設置しなければならない」という耐震設計審査指針にも違反している。 ➤ 新潟県は東北太平洋側と同様に、比較的大きな地震が多く発生している場所であり、再稼働をするにはリスクが大きいのではないかと思う。 ➤ 長岡平野西縁断層があるのに検討していない。 ➤ 敷地周辺海域において、F-B断層は佐渡海盆東縁断層の一部を構成している断層にすぎないことから、変動地形学者が指摘している佐渡海盆東縁断層を検討用地震として評価した上で震源と	【検討用地震の選定について】 ➤ 解釈別記2は、地震動評価に当たって、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を検討用地震として複数選定することを要求しています。 申請者は、内陸地殻内地震について、御指摘の過去の被害地震等並びにF-B断層や長岡平野西縁断層帯等の活断層から想定される地震について、地震規模と震央距離及び敷地で想定される震度の関係による比較やNoda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行い、F-B断層による地震及び長岡平野西縁断層帯による地震を検討用地震として選定しています。 規制委員会は、御指摘のように新潟県とその周辺では被害地震が多発しており、柏崎刈羽原子力発電所も2007年新潟県中越沖地震（以下「中越沖地震」という。）で被災したので、これらの状況を踏まえた審査を行ってきました。 その上で、規制委員会は、検討用地震の選定について、活断層の性質や地震発生状況が精査され、既往の研究成果等を総合的に検討することにより、検討用地震が適切に複数選定されており、その選定結果は解釈別記2の規定に適合していることを審査で確認しています。 ➤ 解釈別記2は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査

III-1. 1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
して考慮する活断層として取り上げるべきである。さらに、F-B 断層の地震動評価に当たって不確かさを考慮する際には、少なくとも佐渡海盆東縁断層を考慮した、長さ 50 km 以上の震源断層を設定して評価すべきである。 ➤ 佐渡島南方断層～F-D 断層～高田沖断層～親不知海脚西縁断層～魚津断層帯の連動については、F-B 断層が佐渡島南方断層の直近に位置しているにもかかわらず、連動する地震には含まれていない。佐渡島南方断層が震源断層となり、想定の 156 km の断層	等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求しています。 御指摘の^{きど}佐渡海盆東縁断層について、申請者は、海上音波探査等の結果、佐渡海盆東縁断層の存在を示唆する結果は得られていないと評価しています。また、申請者は、他機関の調査結果や文献調査においても、当該位置に活断層は認められないことを示しています。さらに、申請者は、F-B 断層の活動性評価について、海上音波探査記録に基づき後期更新世以降の地層に変位又は変形を及ぼしていないかを海底地形との関係を含めて検討し、震源として考慮する活断層の位置、形状等を評価しています。特に、端部の評価に当たっては、端部と評価した測線のみならず、可能な限り複数の測線や手法により得られた海上音波探査記録によってその延長部も慎重に評価しています。 規制委員会は、申請者により変動地形学的調査だけでなく、海上音波探査等の各種調査結果に基づき総合的に検討された結果、申請者が佐渡海盆東縁断層の存在を示唆する構造は認められないと評価していること及びF-B断層が単独の震源として考慮する活断層と評価していることは適切であり、解釈別記2の規定に適合していることを審査で確認しています。 ➤ 解釈別記2は、内陸地殻内地震に関して、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、複数の活断層の連動を考慮することを要求しています。また、「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」では、内陸地殻内地震に

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
（佐渡島南方断層～F-D 断層～高田沖断層～親不知海脚西縁断層～魚津断層帯）が連動した場合、F-B 断層も連動するのではないか。	ついて、複数の連続する活断層や近接して分岐、並行する複数の活断層が連動してより規模の大きな地震を引き起こすことを考慮して、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査の結果に基づいて起震断層を設定することを示しています。 申請者は、F-B 断層の活動性評価について、海上音波探査記録に基づき後期更新世以降の地層に変位又は変形を及ぼしていないかを海底地形との関係を含めて検討し、震源として考慮する活断層の位置、形状等を評価しています。特に、端部の評価に当たっては、端部と評価した測線のみならず、可能な限り複数の測線や手法により得られた海上音波探査記録によってその延長部も慎重に評価しています。 また、申請者は、F-B 断層とその南西方に分布する F-D 断層と高田沖断層の連動について、既存文献において連動が考慮されていないこと、これらの断層の間に震源として考慮する活断層が認められないこと、両断層の境界付近では重力異常が不連続となっていること等を総合的に検討し、これらの断層は連動しないと評価しています。 規制委員会は、F-B 断層等について、審査ガイドを踏まえて申請者により文献調査、海上音波探査等の各種調査が適切に行われた上で、その結果に基づき検討されており、佐渡島南方断層～F-D 断層～高田沖断層～親不知海脚西縁断層～魚津断層帯が連動した場合に F-B 断層は連動せず、F-B 断層単独による地震が検討用地震として選定されていることは解釈別記２の規定に適合してい

III-1. 1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 震源として考慮する活断層として、柏崎刈羽原発から至近距離に位置する長さ 39km の気比ノ宮断層（鳥越断層）を取り上げず、同原発から遠い地点に位置する長岡平野西縁断層帯を取り上げて地震動評価を行っているが、既存文献によると、気比ノ宮断層（鳥越断層）から柏崎刈羽原発までの地表における最短距離は約 9 km であり、かつ、同断層は、西傾斜の断層であるから、同断層の深部は柏崎刈羽原発の直下に達していると考えられる。気比ノ宮断層（鳥越断層）の位置、形状についての審査をやり直し、その結果を踏まえた地震動評価について改めて審査すべきである。	ることを審査で確認しています。 ➤ 解釈別記 2 は、内陸地殻内地震に関して、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、複数の活断層の連動を考慮することを要求しています。また、「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」では、内陸地殻内地震について、複数の連続する活断層や近接して分岐、並行する複数の活断層が連動してより規模の大きな地震を引き起こすことを考慮して、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査の結果に基づいて起震断層を設定することを示しています。 長岡平野西縁断層帯について、申請者は当初、片貝断層を検討用地震としていました。これに対して、規制委員会は、地震調査委員会（2004, 2009）において角田・弥彦断層、気比ノ宮断層及び片貝断層を含めた長岡平野西縁断層帯が一連の構造とされていることから、西傾斜である同断層帯を検討用地震として選定するよう求めました。この指摘を受け、申請者は、3 断層の同時活動についても考慮することとし、その長さを約 91km と評価しています。規制委員会は、長岡平野西縁断層帯について、審査ガイドを踏まえて申請者により各種調査が適切に行われた上で、その結果に基づき検討されており、角田・弥彦断層、気比ノ宮断層及び片貝断層を連動させる評価は解釈別記 2 の規定に適合していることを審査で確認しています。 御指摘の気比ノ宮断層について、申請者は、文献による当該断層

III-1. 1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
【敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価について】 ➤ 地震の規模が過小評価されている。元原子力規制委員の島崎邦彦氏は、熊本地震を踏まえて「入倉・三宅式で地震動は過小評価」との警告を発し、原子力規制委員会・庁は2016年7月13日に、大飯原発の地震動を武村式で再計算した結果を公表した。その結果、武村式に置き換えて計算すれば、地震動は1.8倍になることが分かった。柏崎刈羽原発6・7号機もやはり、基準地震動は入倉・三宅式で計算されており、政府の地震調査委員会も、入倉・三宅式では地震の規模や揺れを小さく見積もる恐れがあることを認めている。 ➤ 松田の式や入倉の式、武村の式はそのデータから求めた標本回帰	周辺の地形発達過程、地質調査結果による当該断層と片貝断層に対応したリニアメントの分布状況や形態、両者の端部付近における変動地形や平均変位速度の状況等から、気比ノ宮断層の活動は片貝断層へ連続していると評価しています。 なお、申請者は、気比ノ宮断層～片貝断層による地震及び長岡平野西縁断層帯による地震について、Noda et al. (2002)の方法によりそれぞれ求めた応答スペクトルの比較を行った結果、気比ノ宮断層～片貝断層による地震の応答スペクトルが、長岡平野西縁断層帯による地震の応答スペクトルを全周期帯で下回っていることから、検討用地震として選定しないとしています。 規制委員会は、上記のことから複数の活断層の連動が適切に考慮されていること及び検討用地震が適切に選定されていることを審査で確認しています。 【敷地ごとに震源を特定して策定する地震動評価について】 ➤ 入倉・三宅式は、地下の震源断層の面積から地震モーメントを求める式であるのに対し、武村（1998）の式は、地表地震断層の長さから地震モーメントを求める式であり、両者は評価の方法が異なるものです。しかしながら、原子力規制庁では、島崎元委員長代理の指摘を踏まえた規制委員会の指示に基づき、大飯発電所におけるF O - A ～ F O - B ～^{くまかわ}熊川断層の震源断層パラメータについて、地震調査研究推進本部（地震調査委員会）による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」（以下「レシピ」という。）を基本に、地震モーメントを求める入倉・三宅式に換えて武村式を適用して、パラメータを算出したところ、アスペ

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
式であり、地震全体の極々一部を表す式に過ぎず、未来の地震がその式に従って起きることはない。未来の地震が予測出来ないので耐震基準の設定には使えない。また、松田の式、入倉の式、武村の式、その他無数の標本回帰式が集まって地震全体の法則を表す母回帰式になるが、母回帰式の答えは推定平均値であり、平均値であるため耐震基準の設定には使えない。	リティはその総面積が震源断層の総面積より大きくなり、震源断層の一部であるという地震学の知見との矛盾が発生するなど、地震動評価のための科学的に適切な震源モデルを作成することができませんでした。 このように、レシピは、地震学の専門家らが検討して取りまとめたいわば一つのパッケージであり、規制委員会としては、御指摘のように地震モーメントを求める入倉・三宅式に換えて武村式を適用するなど、部分的に変更して適用することは、科学的見地から合理性のないものであり、適切ではないと考えます。 ただし、審査に当たっては、震源断層の幅の設定次第で、入倉・三宅式は他の関係式に比べて、同じ断層の長さに対する地震モーメントを相対的に小さく算出する可能性もあることに留意して、震源断層の長さや幅等に係る保守性の考慮が適切になされているかという観点でも確認しています。 具体的には、規制委員会は、F-B 断層による地震の地震動評価について、中越沖地震の知見を踏まえた中越沖アスペリティモデル（断層長さ 27km）を基に地質調査結果を踏まえて中越沖地震拡張モデル（断層長さ 36km）が設定されていることを審査で確認しています。また、その地震動評価結果がレシピに基づく断層モデルによる基本ケース及び各種の不確かさを考慮したケースの地震動評価結果と比較して、同等もしくは大きくなっていることから、保守性の考慮がなされており、F-B 断層による地震の地震動評価が適切であることを審査で確認しています。 また、規制委員会は、長岡平野西縁断層帯による地震の地震動評価についても、長岡平野西縁断層帯～山本山断層～十日町断層帯

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ F-B 断層による地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価について、敷地より南西に位置するアスペリティに用いる要素地震としての補正波を使用し、また、中越沖地震の震源断層モデルのパラメータをほぼそのまま使用して断層モデルの震源特性パラメータを設定しているが、このような地震動評価は不適切である。	西部の連動を考慮した基本ケース（断層長さ 132km）に加え、応力降下量を 1.5 倍としたケース等、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についても地震動評価が行われていることから、保守性の考慮がなされており、長岡平野西縁断層帯による地震の地震動評価が適切であることを審査で確認しています。 ➤ 解釈別記 2 は、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えられとされる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求しています。 御指摘の補正波について、申請者は、経験的グリーン関数法に用いる要素地震を、想定する F-B 断層による地震の震源域で発生した中越沖地震の余震（2007 年 7 月 16 日、M4.4）を採用した上で、荒浜側の地震動評価においては、敷地から南西方向に位置するアスペリティの要素には、中越沖地震における観測記録を適切に再現するよう敷地の増幅傾向を考慮した補正係数を乗じています。申請者は、補正係数の適用に当たって、中越沖地震の補正係数を乗じたシミュレーションによる再現解析の結果、中越沖地震の際に荒浜側で得られた観測記録を再現できていると評価しています。 また、申請者は、中越沖地震の知見である震源モデルのパラメータ及び地質調査結果から設定した、中越沖地震拡張モデルを用いたケースにおける地震動評価結果が、レシピに基づく断層モデルによる各種の不確かさを考慮したケースの地震動評価結果と比

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
➤ F-B 断層による地震の応答スペクトルに基づく地震動評価について、Noda et al. (2002)による応答スペクトル自体の予測精度が低く、実際に発生する地震動が予測値の2倍や3倍を超えることもあり得るとされている。また、中越沖地震の観測記録から推定した解放基盤波のNoda et al. (2002)による応答スペクトルに対する比率を基にして設定した補正係数を用いて地震動の応答スペクトルを評価しているが、用いる補正係数の設定に当たっても不確かさが考慮されていないことから、応答スペクトルに基づく地震動評価を妥当なものと評価することはできない。	較して、同等もしくは大きくなっていると評価しています。規制委員会は、補正係数を用いた補正波について、中越沖地震の震源モデルを用いて再現性が確認されており、申請者による補正係数の設定が適切であることを審査で確認しています。また、規制委員会は、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについて、解釈別記2で要求されている手法で行われており、適切であることを審査で確認しています。 ➤ 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」では、応答スペクトルに基づく地震動評価において、用いられている地震記録の地震規模、震源距離等から、適用条件、適用範囲について検討した上で、経験式（距離減衰式）を適切に選定することを示しています。 また、解釈別記2は、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求しています。 申請者は、F-B 断層による地震の応答スペクトル法に基づく地震動評価に当たって、地震規模は中越沖地震の知見を反映した上で、地震規模や震源距離がNoda et al. (2002)の適用条件及び適用範囲を満足することを示しています。 申請者は、補正係数の設定において不確かさを考慮するのではなく、地震動評価において保守性や不確かさを考慮しています。具体的には、申請者は、応答スペクトル法に基づく地震動評価において、中越沖地震がF-B 断層による地震の震源域で発生した地震であることから、敷地の南西側で発生する地震の増幅傾向を考

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【震源を特定せず策定する地震動評価について】 ➤ 「震源を特定せず策定する地震動」については、旧原子力安全基盤機構（JNES）が行ったシミュレーションでは、M5.5 から M6.5 の横ずれ断層地震でも震源近傍の地震基盤表面で 1000 ガルを超えるケースがあり、M6.5 では 1340 ガルになりうることも 2005 年 6 月の報告書で報告されているため、650 ガルは震源を特定せず策定する地震動としては過小である。 ➤ 『2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域は、本発電所敷地周辺地	慮するため、大湊側では 5～7 号炉、荒浜側では 1～4 号炉の原子炉建屋基礎版上での中越沖地震の観測記録から推定した解放基盤波をそれぞれ包絡した応答スペクトルと Noda et al. (2002) による応答スペクトルに対する比に基づき大湊側と荒浜側でそれぞれ補正係数を保守的に設定しています。 また、申請者は、地震動評価に用いる震源モデルの設定において、レシピモデルで不確かさとして考慮するパラメータのうち、断層傾斜角とアスペリティ位置の不確かさを予め考慮したモデルとして中越沖拡張モデルを設定しています。 規制委員会は、経験式の採用について、適用条件及び適用範囲を踏まえてその適用性が確認されており、申請者の Noda et al. (2002) による応答スペクトルに基づく地震動評価が適切であることを審査で確認しています。また、規制委員会は、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについて、解釈別記 2 で要求されている手法で行われており、適切であることを審査で確認しています。 【震源を特定せず策定する地震動評価について】 ➤ 旧独立行政法人原子力安全基盤機構が試算した地震動は、地震動評価の際に参照する基準地震動の超過確率が、どの程度の大きさの超過確率になるか確認する目的でパラメータを設定して評価した結果であり、試算した地震動をそのまま「震源を特定せず策定する地震動」として用いるために試算したものではないことから、検討の対象にしません。 ➤ 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」において、「震

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
域とは地質学的・地震学的背景が異なるとして、観測記録収集対象外とした。』とあるが、想定を超える現実は今までに起こっている。背景が異なるとして対象外とすることはリスク回避である。これに耐える設備を準備することが新規制基準のリスク対策でなければならない。 ➤ 震源を特定せず策定する地震動は敷地に共通の地震動とすべきであるが、大湊側基準地震動に限定した地震動とされており、限定的な表現を取り止めてはどうか。	源を特定せず策定する地震動」として Mw6.5 以上の地震については、活断層や地表断層の出現要因の可能性として、地域によって活断層の成熟度が異なること、上部に軟岩や火山岩、堆積層が厚く分布する場合や地質体の違い等の地域差があることを踏まえ、観測記録収集対象の地震として、審査ガイドに例示されている地震を個別に検討する必要があるとしています。 申請者は、2008 年岩手・宮城内陸地震について、震源域周辺はカルデラや厚い第四紀火山噴出物が分布し活断層地形の認定が困難な地域であるとしています。一方、敷地周辺は、断層運動に関連した褶曲構造が発達し、詳細に調査することにより活断層の認定が可能な地域であり、垣見ほか（2003）の地震地体構造区分によると震源域と敷地が位置する領域は異なる等、本発電所周辺地域とは地質学的・地震学的背景が異なると評価しており、観測記録収集対象外としています。 規制委員会は、「震源を特定せず策定する地震動」として岩手・宮城内陸地震を観測記録収集対象外とする評価は、審査ガイドを踏まえて適切に行われていることを審査で確認しています。 ➤ 申請者は、「震源を特定せず策定する地震動」について、大湊側、荒浜側ともに策定した上で、基準地震動の策定に当たっては、御指摘の荒浜側では、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」が「震源を特定せず策定する地震動」を全周期帯で上回っていることから、基準地震動として策定していないとしています。規制委員会は、上記のことから基準地震動が適切に策定されていることを審査で確認しています。

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
【地震の繰り返し荷重について】 ➤ 「繰り返しの揺れを想定していない」（審査書案２６頁から）原発の耐震設計は１回の基準地震動に耐え得る構造であればよしとしているが、熊本地震では短時間に強い揺れが繰り返し起こり、中越沖地震でも本震の３割程度の余震が観測された。配管の金属疲労は繰り返しの荷重により蓄積してゆくので、現行基準は実際に起きた地震動への備えとして不十分である。複数回の基準地震動や強い余震が長く続く事態を想定して、基準を改定すべきである。 ➤ 地震による損傷の防止（１１頁） 設置許可基準規則における耐震基準に、熊本地震で発生した短期間における激しい地震の繰り返し（繰り返し地震）を新たな知見と経験として取り入れて、審査をやり直すことを求める。設置許可基準規則に関して、「新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことは、安全設計審査指針から受け継がれて当然のことである。	【地震の繰り返し荷重について】 ➤ 熊本地震については、公表された観測記録や各研究機関の研究報告等の知見について、収集・分析を行っています。これまでのところ規制基準等を直ちに見直す必要があるとの知見は得られていないと考えています。今後、更なる新たな知見が得られた場合は、必要に応じて、規制基準等の見直しの検討に活用していくこととしています。 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ことを要求しています。さらに、地震発生時に講ずべき措置について定めることを要求しており、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。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。 ➤ 同上

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 原発の耐震設計では１回の基準地震動に耐えればいいとなっているが、現実には熊本地震のような強震が続いて起きており、これを評価し直すべきである。 ➤ 耐震性評価について、熊本地震のように短時間の間に同じレベルの強い揺れが繰り返されることに対する対応を示していない。 ➤ 耐震設計では、２回連続の同等の地震力において、１回目の地震によるダメージが蓄積することによる影響を考慮できていない。 【中越沖地震後の健全性について】 ➤ 「地震による損傷の防止（p.11）」に関して、中越沖地震（2007年7月16日）により損傷を受けた建物・構築物と設備・機器の補修の実施とその実効性を検証したのかどうかについて、審査書案には何ら記載がない。もし検証したのであれば、その内容を審査書に明記するとともに、関連資料の公開を求める。女川２号機で得られた知見を踏まえて、柏崎刈羽６・７号機に関して中越沖地震による損傷個所の補修計画の実施状況、補修効果による耐震特性への影響評価などについて綿密に審査すべき。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 【中越沖地震後の健全性について】 ➤ 新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の申請対象設備への影響については、旧原子力安全・保安院により施設・設備の健全性並びに点検、補修等の処置が適切に行われていることが確認され、継続的かつ安定的に運転する上でのプラント全体の設備健全性に問題はないと判断されています。また、これらについては旧原子力安全委員会でも確認されています。さらに、これらの結果は旧原子力安全・保安院又は旧原子力安全委員会において公開されています（※）。なお、御指摘の女川２号機に限らず、新たな知見が得られた場合には、必要に応じ、規制に取り込みさらなる安全の向上に取り組んでいきます。 （※）国立国会図書館（インターネット資料収集保存事業）で閲覧可能です。

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 柏崎刈羽はすでに 2007 年中越沖地震で基準地震動を超える揺れに襲われ、余震にもさらされた。特に金属を材料とした機器・配管では、発生した疲労の程度を十分に把握できているとはいいがたく、健全性について詳細に検討させるべきである。 ➤ 強い地震に遭遇するとコンクリートにクラックが入り、剛性が大幅に落ち、固有振動数も大きく変わる。大きな揺れに遭遇するたびに大幅に固有振動数が変化することは、各建屋の床応答スペクトルが変わるわけで、そこにある配管や機器は、地震前と全く異なる揺れになることを意味する。本審査においても、地震前と地震後の剛性の違いをどのように考えるか示す必要がある。 【耐震重要度分類の方針】 ➤ 「耐震重要度分類の方針(26 頁)」に関して、非常用取水設備（設計基準対象施設）を構成する設備のうちのスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもが C(Ss) クラスとされていることは誤りであり、本来は S クラスでなければならない。理由は、これらは原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク(海)まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設は S クラスとすること（設置許可基準規則の解釈(別記 2) 第 4 条 2 の一)」に該当するからである。C クラスとされていることは不合理である。	➤ 同上 ➤ 同上 【耐震重要度分類の方針】 ➤ 非常用取水設備のうち補機冷却用海水取水槽は、原子炉補機冷却海水系の海水ポンプ（以下、単に「海水ポンプ」という。）を支持し、また、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、海水を取水し海水ポンプへ導水するための流路となる構造物です。これらの設備は、地震によるひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず、S クラス設備である海水ポンプの機能を損なわないよう適切な許容限界を設定する方針とした上で、耐震クラスは C クラスとすることを確認しています。加えて、基準地震動に対して海水ポンプの支持機能を損なわないこと及び機器の冷却に必要な流量を確保できる設計とすることを確認しています。

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 審査書案６１ページ、Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針 ３．津波防護の方針、水位変動に伴う取水性低下に関して、「引き波による水位低下時において海水ポンプの機能が維持できるよう、取水口前面に海水貯留堰を設置する」とあるが、この設備が耐震Ｓクラスであることの記述がなく確認できない。 【その他】 ➤ 柏崎刈羽原子力発電所は耐震基準に対応した耐震設計となっているのか。 ➤ 基準地震動が何倍かに引き上げられたが、原子炉そのものは中越沖地震前の設計で作られたものであり、原子炉自体に補強などできるわけがなく、原子炉の耐圧余裕度（安全率）が不足しているのは明らかである。新規制基準で定められた基準地震動に耐えられるのかどうか、詳細な正確な審査をしてほしい。 ➤ 基準地震動が大幅に増え、基準地震動と材料の許容応力の関係があまりにも大きく変化しており、これでは安全性が保てない。 ➤ 中越沖地震でＳ２を超えたということは、次に来る地震での損傷を否定できない。今回策定された基準地震動で６，７号機の安全性は確保できるのか。	➤ 津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設（津波防護施設等）の耐震クラスはＳクラスです。海水貯留堰は津波防護施設に区分されており、Ｓクラスであることを確認しています。 【その他】 ➤ 耐震重要施設は基準地震動による地震力に対して、安全機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。なお、設置変更許可に係る審査においては、基本設計ないし基本的設計方針を確認しています。詳細設計については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 地震によって地下のパイプなどが損傷した場合、復旧作業は無理。 ➤ 解放基盤の揺れが地表で減衰するとの考えは誤りである。 ➤ サブドレンが地震などにより機能喪失し地下水汲み上げが止まった状態で余震が発生した場合のロッキング現象の評価をしていない。また、接地率 65%を維持できないのではないか。柏崎刈羽原発でのサブドレン汲み上げ量の運転開始からの最大量を確認し検討すること。また、ロッキング現象が限界を超えた場合の事故の可能性について検討すべき。	➤ 耐震重要施設は基準地震動による地震力に対して、安全機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。例えば、非常用電源の燃料油系配管の耐震クラスはSクラスに分類されており、基準地震動による地震力に対して、安全機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。 ➤ 規則解釈別記２では、建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること等を要求しています。設置変更許可に係る審査においては、入力地震動の設定方針について、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮する方針としていることを確認しています。 地震動の減衰又は増幅の可能性も含めて、詳細設計については工事計画の審査において確認します。 ➤ 設置変更許可に係る審査において、建物・構築物の地震応答解析ではロッキング（地震時の基礎浮上り）に影響する施設、地盤等の構造特性、施設と地盤との相互作用（浮上り挙動を考慮した基礎の回転特性）等を適切に考慮する方針であることを確認しています。 地震時の基礎浮上りについては、解析条件の妥当性の確認を含めて工事計画の審査において確認します。

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 再循環ポンプのモータケーシングの減衰定数を、設計時に採用していた規格通りの 1%でなく 3%に変えて計算することは問題ではないか。	➤ 設置変更許可に係る審査において、設計用減衰定数について安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験等を考慮して適切な値を定める設計方針であることを確認しています。 減衰定数を含めて、詳細設計については工事計画の審査において確認します。

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第３条関係）及びⅣ－３．１重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）

御意見の概要	考え方
【地盤の変位について】 ➤ 地元の専門家グループは、敷地直下の断層の評価について、古安田層と称する地層の火山灰層（刈羽テフラ）の年代について、約 20 万年前との東電の評価に根拠はないとし、独自の調査結果から、活断層である可能性について指摘している。 ➤ 東京電力は敷地内安田層の上部に挟在する刈羽テフラを下北沖の海底から見いだされた G10 テフラと同定し、そのことを主要な根拠に刈羽テフラを挟む地層を中期更新世と解釈しているが、この同定には科学的に重大な疑義がある。 ➤ 敷地内安田層（東電の言う古安田層の上部）の年代を決める上で重要な論拠の一つとする、安田層を覆う大湊砂層中の火山灰を飯縄上樽cテフラと同定し、その年代を 13 万年とする科学的根拠は誤っていることから、耐震重要施設設置位置に分布する断層は将来活動する可能性のある断層等に該当せずと評価していることは、地質科学的ならびに地震地質科学的な観点からみて誤っている。	【地盤の変位について】 ➤ 申請者は、耐震重要施設及び重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設）の設置位置に認められる大湊側の計 12 条の断層の活動性について、上載地層である古安田層との関係を直接確認した調査を含む各種調査を踏まえ、断層の性状及び上載地層の年代に着目した手法等により検討した結果、いずれも阿多鳥浜テフラ（約 24 万年前）を挟在する層準より下位の古安田層に変位・変形を与えていないことから、将来活動する可能性のある断層等ではないと評価しています。 - また、申請者は、本申請では耐震重要施設及び重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設）が設置されない荒浜側の一部の断層の活動性評価について、古安田層を不整合で覆う、飯縄上樽cテフラ（約 13 万年前）を挟在する大湊砂層に変位・変形を与えていないことなどから、震源として考慮する活断層ではないと評価しています。 - 規制委員会は、敷地内断層の評価について、審査ガイドを踏まえて申請者により各種調査が適切に行われており、将来活動する可能性のある断層等に該当しないと評価されていることが適切であることを審査で確認しています。 - 具体的には、規制委員会は、刈羽テフラの年代評価について、申請者が評価した年代値について審査の過程で説明を受けていま

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第３条関係）及びⅣ－３．１重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 東京電力は安田層・古安田層を４つの部位に区分しており、寺尾地点で東京電力は、露頭で刈羽テフラが確認でき、大湊砂層も薄く堆積しているとしているが、この露頭で刈羽テフラを含む古安田層と主張する地層と安田層と主張する地層に不整合は確認できず、東電の主張は誤りである。 ➤ 古安田層と大湊砂層及び同年代に堆積したとする安田層の間に不整合が認められるとしているが、刈羽テフラと同じとされる藤橋テフラを検出した藤橋・軽井川周辺の段丘で不整合地点を示すことができない。 ➤ 大湊砂層の堆積年代の評価において、大湊砂層の最下部付近から飯縄上層cテフラに対比されるカミングトン閃石が検出されたところがあるが、柏崎刈羽原発活断層問題研究会は、柏崎市長崎において採取した結果、中子軽石（NG）は大湊砂層の最上部に存在するため、NGに関する評価・判断は間違っている。地層の調査は、地質学の専門家を交え再調査することを求める。	すが、敷地内断層の活動性評価の判断には用いていません。これは、刈羽テフラは噴出源が不明でその降灰年代値も推定値であるためです。一方で、敷地及び敷地近傍の多くの地点で認められる阿多鳥浜テフラは噴出源が特定されており、その降灰年代値が同定されている広域テフラであることから、年代評価についての信頼性が高いため、規制委員会は、阿多鳥浜テフラを敷地内断層の活動性評価の判断に採用しました。 ➤ 申請者は、古安田層と安田層下部層やすだの関係について、敷地近傍における北－２測線や横山地点よこやまでの複数のボーリング調査などの地質調査の結果、古安田層を削り込んで形成された谷に埋積した安田層下部層が分布し、これらは不整合関係であるとしています。 規制委員会は、上記の評価に不合理な点はなく、地層が適切に区分されていることを審査で確認しています。 ➤ 申請者は、大湊砂層の年代評価の根拠としているカミングトン閃石について、化学分析の結果、13万年前とされる飯縄上層cテフラに対比していること並びに敷地近傍及び敷地における地質調査の結果、カミングトン閃石が大湊砂層最下部付近から最上部付近まで連続的に産出していることから、大湊砂層下部をカミングトン閃石の降灰層準としています。 規制委員会は、上記のことから、御指摘の岸ほか（1996）におい

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第３条関係）及びⅣ－３．１重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 岸ほか(1996)「新潟県柏崎平野における上部更新統の層序と古環境の復元」は東京電力が柏崎刈羽原発敷地の地質問題解析の論拠として、地質に関する審査資料の各所に引用されているが、同論文中には調査「地点名」とそこで採取した「資料番号」が一致しない誤りがあり、東電の審査資料類は、地質学の知見による立証のない、論理性を欠いたものである。 【地盤の支持及び変形について】 ➤ ５号炉の原子炉建屋(緊急時対策所)は基礎底面の最大傾斜が2000分の1を上回ることから緊急時対策所としての機能を有しないのではないか。 ➤ 中越沖地震の被害状況(東京電力「中越沖地震における大湊側敷地内の地盤鉛直変動図」「中越沖地震における大湊側敷地の亀裂・噴砂位置」)を踏まえると、大湊側敷地においても不当沈下、液状化の様子が見て取れるため、大湊側敷地及び大湊側の施設・設備の地盤について、不当沈下、液状化、ゆすりこみの影響に関する議論が不十分。 ➤ 「重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロック(コンクリート)を介して岩盤に支持される設計としていることから、揺すり込み沈下や液状化による不等沈下の影響を受けるおそれはない」としているが、西山層を支持地盤とし、杭基礎構造の荒浜側	なかご で中子軽石層(NG)は大湊砂層の最上部に存在するとしている記載とは矛盾していないことを審査で確認しています。 なお、論文に誤記があった箇所について、申請者は著者に確認しています。 その上で、規制委員会は、審査会合資料等を一部修正したことについて審査の過程で説明を受けています。 【地盤の支持及び変形について】 ➤ 申請者は、緊急時対策所のある5号炉の原子炉建屋の基礎底面の傾斜について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた動的解析等の結果、最大傾斜が1/2,000を下回ると評価しています。規制委員会は、基礎底面の傾斜の観点から、緊急時対策所としての機能を有していないとは考えていません。 ➤ 解釈別記1は、耐震重要施設について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求しています。 申請者は、耐震重要施設及び重大事故等対処施設(常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設)について、直接又はマンメイドロック(コンクリート)を介して十分な支持力を有する地盤に支持される設計としていることから、揺すり込み沈下や液状化による不等沈下の影

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第３条関係）及びⅣ－３．１重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）

御意見の概要	考え方
防潮堤が基準地震動による液状化解析で機能を喪失することが明らかになった審査の経緯を踏まえたものか。 ➤ 常設代替交流電源設備基礎と格納容器圧力逃がし装置基礎など杭基礎構造の施設について、液状化の影響等は検討したのか。 ➤ 軽油タンクの基礎についても液状化解析を実施するべき。 ➤ 地震によって地盤が液状化する可能性がある。液状化現象を防ぐことは不可能。	響を受けるおそれはないとしています。 規制委員会は、支持地盤の変形の評価は解釈別記１の規定に適合していることを審査で確認しています。 また、液状化等の周辺地盤の変状を考慮しても耐震重要施設及び重大事故等対処施設の機能に影響を及ぼさない設計とするため、液状化及びサイクリックモビリティ等を示す土層については、地震応答解析においてばらつき及び不確かさを考慮して液状化強度特性を設定する方針であることを確認しています。 御指摘のあった常設代替交流電源設備基礎等の周辺地盤の変状も含め、詳細設計については、工事計画の審査において確認します。

III-3. 1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
【基準津波の策定について】 ➤ 津波ならば韓国側も含め日本海沿岸で発生した最大津波とかも想定しておいた方がよいと思われる。断層のない所に岩盤強度以上の歪が溜まり、新たな断層のできる（歪が解放される）現象が、海底で起きれば、断層によって生じる溝の大きさに応じた津波も発生すると思われる。 ➤ 韓国、北朝鮮、ロシアの海岸で過去に生じた最大津波程度のものは、新潟県で生じてもおかしくはないように思われるので、調査範囲を敷地周辺に限定するのではなく、もう少し、徹底して調査しておく方がよい。日本は勿論、韓国、北朝鮮、ロシアの日本海の沿岸に沿って、碑などないか、古文書なども、現存するすべてを調査して、少なくとも、過去に生じていた痕跡の残る最大津波の調査は、漏れのないようにしてほしい。 ➤ 標高 40mまで来たという京都の波せき地藏堂などの碑があり、新潟県も能登半島とか、佐渡島があり、狭くなっているので、波の高まる要因にもなると思われる。 【基準津波の超過確率について】 ➤ 基準津波定義位置における基準津波の年超過確率は水位上昇側では $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度、水位下降側では $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度とあるが、基準津波の策定において確率で策定するのは事故を許容しており、超えることを仮定して、その1.5倍以上に備えるのが適切なリスク対策である。	【基準津波の策定について】 ➤ 規制委員会は、敷地周辺に来襲した可能性のある津波に係る調査については、津波の高さが発電所周辺の微地形や局地的な地形が影響することも考慮した上で、特に発電所に影響を与えるおそれがある痕跡高や観測値、津波堆積物を把握することが重要であると考えています。申請者は、敷地周辺の既往津波及び津波痕跡高について、文献調査の結果、本発電所の安全性に影響を与えるような津波の痕跡は認められないと評価しています。また、申請者は、基準津波として選定している日本海東縁部の断層又は海域活断層による地震に伴う津波シミュレーションに基づく津波高について、本発電所極近傍を含め、発電所周辺（半径約 50km）の本州沿岸域及び佐渡島沿岸域での津波堆積物調査により得られたイベント堆積物から推定される津波高と比較した結果、シミュレーション結果がイベント堆積物から推定される津波高を上回っていると評価しています。規制委員会は、上記のことから敷地周辺に来襲した可能性のある津波に係る調査が適切に行われ、基準津波の選定結果が適切に検証されていることを審査で確認しています。 【基準津波の超過確率について】 ➤ 基準津波に対する超過確率については、審査の過程において、モデルの設定、ロジックツリー、根拠となるデータ等の具体的な評価方法等を確認しています。解釈別記3では、超過確率を参照し、策定された津波がどの程度の超過確率に相当するかを把握することを要求しているものであり、超過確率の数値の大きさを基にして基準津波を策定しているではありません。

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 荒浜側防潮堤が液状化現象により損傷を受けると、大湊側への津波による様々な被害が予測され、荒浜側から津波がやってくれば地下水位が上がり、６，７号機の地下にも水が入るなどの影響が懸念される。 ➤ Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針 p.51に関して、「申請者は、荒浜側防潮堤内敷地と大湊側敷地にわたって敷設されているケーブル洞道を評価対象として特定し、津波がコントロール建屋に流入する経路とならないことを示した」と書かれているが、ケーブル洞道が津波の流入経路とならない、と言っているだけで、津波の流入経路が全くないことは言いきれないのではないか。 【基本事項】 ➤ 敷地への遡上の可能性を検討するだけでは不十分で、検討した結果、講じられる対策が適切かどうかを審査する必要がある。	➤ 荒浜側防潮堤の損傷により荒浜側の敷地に津波が流入しても、入力津波高さが T.M.S.L. +6.9m であることから、津波防護の対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された大湊側敷地（T.M.S.L. +12.0m）に津波が遡上しないことを確認しています。さらに、荒浜側の地下部から津波が流入する可能性を網羅的に検討した上でケーブル洞道を流入経路として特定し、津波の流入を防止することを確認しています。 なお、内郭防護の検討において、建屋周囲の地下水位が地表面まで上昇することを想定しても影響を受けない設計とすることを確認しています。 ➤ 同上 【基本事項】 ➤ 耐津波設計については、基準津波に対して敷地の特性に応じた津波防護対策を講じることを要求しています。審査では、津波防護対策が、規制基準に適合することを確認しています。 併せて、津波防護対策として設置する施設、設備は、地震、津波が発生した場合においても防護機能を保持できるように設計することを確認しています。

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 科学的根拠にもとづく津波対応ができていない。 【漂流物による波及的影響の検討について】 ➤ 審査書案６２ページ、エ．に関して、「上記以外の船舶として発電所構内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船等が挙げられるが、津波警報等発令時に緊急退避するため漂流物とならない。」とあるが、確実に退避できるという保証はない。燃料等輸送船を漂流物とした場合の評価を実施するべきではないか。	➤ 同上 【漂流物による波及的影響の検討について】 ➤ 燃料等輸送船に関して、申請者は、津波警報等が発令された場合は緊急退避することとして、緊急退避に関する手順を整備しており、この手順に沿って実施した訓練では緊急退避が可能であることを示したことから、燃料等輸送船は漂流物とならないことを確認しています。

III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針

御意見の概要	考え方
➤ 70ページの27行目に「米国規制委員会（NRC）の基準類を参考としたモデル」とはランキン渦モデルであり、申請書では、フジタモデルを用いることとしていることから、申請書と記載内容が異なる。 ➤ 審査書に記載のある『米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考としたモデル』を『フジタモデル DBT-77』と記載を明確化すべき。	➤ 当該記載は、ランキン渦モデルを使用していることを記載しているものではなく、竜巻の特性値である最大接線風速等のモデルパラメータについて米国 NRC の基準類を参考にして算定していることを記載しているものであることから、その趣旨を明確にするため「また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定に当たり、米国規制委員会（NRC）の基準類を参考とするとしている。」と修正します。 ➤ 同上

Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針（第６条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 規制委員会は現在降下火砕物に関する規則改正案を提示しているが、改正内容が柏崎刈羽の審査に反映されていないため、許可すべきではない。	➤ 御指摘の気中降下火砕物濃度の影響評価については、今後、改正後の規則等の規定に基づき、保安規定変更認可に係る個別の審査において確認することとしており、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉についても、気中降下火砕物への対策について、運転開始までに対策が適切に実施されることを確認することとなります。
➤ 本年 5 月 15 日に東京電力が示した「降下火砕物濃度に対するプラントの影響評価（BWR）（コメント反映）」によれば、火山灰濃度が $1\text{g}/\text{m}^3$ を超えると非常用ディーゼル発電機 2 系統が同時に機能停止に陥るおそれがあり、7 月 19 日に原子力規制委員会が示した「24 時間 2 系統の機能維持」に反する事態となる。このような状態にならないことは何も確認されておらず、許可を出すべきではない。	➤ 同上
➤ 火山灰の影響について新たな指針に沿って評価をやり直すべき。	➤ 同上
➤ 降下火砕物の最大層厚を 35cm と設定とあるが、電力中央研究所による富士山宝永噴火の火山灰シミュレーションを基に比例計算すると 35cm の層厚では火山灰濃度は $2.31\text{g}/\text{m}^3$ となる。このような濃度では 1 系統の非常用ディーゼル発電機のフィルタを交換している間、残りの 2 系統が維持されるか疑問である。また、35cm もの降下火砕物が降るなかで、フィルタ交換作業に依拠した非常用ディーゼル発電機の機能維持は安全側の評価といえず、審査をし直すべきである。	➤ 同上

Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針（第６条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 非常用ディーゼル発電機の冷却水と原子炉の２次冷却水を熱交換する冷却水が、引き波により水位が下がり過ぎた場合や火山灰により汚泥状態になった場合に冷却機能は失われる。これが、フィルタ設置で解決するのか。汚泥状態の排水溝になった時には熱の逃がし場を失うのではないのか。 ➤ 火山の影響対策が不十分である。	➤ 引き波による水位低下の影響については、水位低下時にも海水ポンプの機能が維持できるよう海水貯留堰を設置する設計とすること等を確認しています。また、火山灰による影響については、十分な流路幅を設けることにより、火山灰による閉塞、摩耗、化学的影響（腐食）等に対して機能を喪失しない設計とすることを確認しています。これらのことから、引き波による水位低下や火山灰により冷却機能が失われないことを確認しています。 ➤ 火山影響評価については、申請者が発電所に影響を及ぼし得る火山を抽出し、火砕物密度流、溶岩流等の設計対応不可能な火山事象が原子力発電所運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分に小さいとしていることを審査で確認しています。また、その上で、御指摘の火山の影響対策として、発電所に影響を及ぼす可能性のある事象として抽出された降下火砕物に対し、降下火砕物の荷重や閉塞等の降下火砕物が直接及ぼす影響と、発電所外で生じる影響である外部電源の喪失や発電所へのアクセス制限等の間接的影響の観点から、安全施設の安全機能に影響を及ぼさない設計とすることを確認しています。

Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針（第６条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 発電所敷地内における航空機落下等の火災について、後段の大規模な自然災害又は大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応と整合していない。攻撃を前提とした航空機の衝突の場合、確率は何の意味も持たない。	➤ 設置許可基準規則第６条において想定する発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある人為事象については、その想定から故意によるものを除いています。このため、外部火災の影響評価においては、故意によるものを除いた発電所敷地内の航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる区域に航空機が落下し火災が発

III－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
	生することを想定し、さらに発電所敷地内の危険物タンク等の火災との重畳を考慮しても安全機能が損なわれない設計とすることを確認しています。 故意による大型航空機の衝突については、大規模損壊（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る発電用原子炉施設の大規模な損壊）における審査で確認しており、大規模損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備が行われる方針であることを確認しています。

Ⅳ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針	
御意見の概要	考え方
➤ ９０ページ３．の雷の被害は直撃雷の他に誘導雷、逆流雷（アース間の電位差によるサージ）等様々である。これら全てに対策を講じるべきであるが、具体的に示されていない。	➤ 雷対策として避雷設備を設け、避雷設備と構内接地網と接続し接地抵抗を下げる等の対策を実施していることを確認しています。また、接地系間に生じる電位差や雷電流の拡散による誘導電流により制御ケーブルに生じる雷サージによる機器への影響を評価し、安全機能が損なわれないことを確認しています。

Ⅳ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針	
御意見の概要	考え方
➤ 設計基準対象施設の設計に当たっては、考慮すべき人為事象としてテロ等による飛行機の直撃に耐えられる二重防護壁を設け、原子炉格納容器を守る設計とするということが抜けている。	➤ 設置許可基準規則第６条において想定する発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある人為事象については、その想定から故意によるものを除いています。同解釈第６条第８項において、航空機の落下についての評価（故意によるものを除く。）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」に基づき、防護設計の要否について確認することを要求しており、防護設計の要否判断の基準を航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年を超えないこととしています。審査においては、航空機落下確率が 10^{-7} 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ことを確認しています。 なお、故意による大型航空機の衝突については、大規模損壊における審査で確認しており、その場合における体制の整備、消火活動の実施、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策についても確認しています。また、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ	
御意見の概要	考え方
➤ 複合災害にも対応できるのか不安だ。	➤ 自然現象の組合せについて網羅的に検討し、安全施設に与える影響を考慮して抽出し、自然現象の組合せによる影響に対しては、安全機能が損なわれない設計としていることを確認しています。

Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第７条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 審査書(案)の７条及び２４条に記載程度の防御策でサイバーテロを防ぐことが可能なのか、過去のサイバーテロの事例を基に再度検討していただきたい。 ➤ 海岸沿いは外部から侵入されやすく、原発の破壊は容易である。	➤ 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技術基準に関する規則第９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います。なお、核物質防護対策としては、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護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に対する外部からのアクセスを遮断する方針であることを確認しています。 ➤ 設置許可基準規則第７条は、発電用原子炉施設への不法な侵入等の防止を定めており、審査において適切な措置を講じる方針を確認しています。また、核物質防護対策については、核物質防護規定の認可において確認しています。

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ ９８ページ 3. (2) (マル 3) 両端をシール材で処置することとしているが、湿気は必ず浸入する。当然、水抜きを設ける訳にいかないため、水分が溜まる可能性がある。水分によるケーブルの絶縁低下の可能性を考慮するべきと考える。 ➤ １０１ページ 4. (2) (マル 1) 放射線の影響で消火活動が困難である場所でも条件により消火器で消火する事になり、矛盾していると考える。 ➤ １０１ページ 4. (2) (マル 3) 単一故障のみを考慮しているが、福島第一原発事故では津波により全電源が喪失した例から、単一の原因によって複数の機械又は器具が所定の機能を失うことを仮定するべきと考える。 ➤ １０１ページ 4. (2) (マル 6)c. 中央制御室が使えない場合の代替	➤ 安全施設は設計基準事故時等の想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものであることが要求されており、電線管内に敷設される原子炉格納容器内のケーブルについても想定される環境下で機能を発揮することが求められています。このため、原子炉格納容器内のケーブルについても原子炉冷却材喪失時等の環境下においても必要な機能が発揮できる設計となっています。なお、必要な機能を維持するため、保全計画に基づき適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行うこととなります。 ➤ 放射線の影響で消火活動が困難となる火災区域又は火災区画については、自動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備により消火することを確認していますが、誤解を生じ得る記載となっていることから対象となる火災区域が放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域であることを明確にします。 ➤ 火災防護基準において、系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、消火ポンプ系（その電源を含む。）等の動的機器の単一故障により、同時に機能を喪失しないことを要求しており、審査において、その方針を確認しています。なお、単一故障には従属要因による多重故障が含まれています。 ➤ 原子炉制御室が使用できない場合に原子炉制御室以外の場所か

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第８条関係）

御意見の概要	考え方
設備にも吹鳴機能の確保が必要と考える。また、なんの故障警報か分からない。計器や機器全般の故障警報なら記載箇所が正しくないと思われる。	ら発電用原子炉の停止及び冷却に必要な機能を有する装置を設けることを確認しています。この装置を使用するような状況では、運転員は火災の発生の有無にかかわらず直ちに発電用原子炉を停止及び冷却させることが必要となります。したがって、消火設備の故障警報の吹鳴機能は必要ありません。 また、御指摘の箇所の故障警報の記載については、消火設備の設計方針を記載している箇所であり、消火設備の故障警報を指していますが、御指摘を踏まえ「消火設備の故障警報」と修正します。したがって、計器や機器全般の故障警報を指しているものではありません。

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止（第９条関係）

御意見の概要	考え方
➤ １１７ページ「防護対象設備が設置されている溢水防護区画については、溢水防護区画外からの溢水に対する流入防止を講じる設計方針であることが必要である。」とあるが、内部溢水影響評価ガイドでそのような要求とはなっていないため削除すべきではないか。	➤ 内部溢水影響評価ガイドは、内部溢水影響評価の妥当性を審査官が判断する際に参考とするものとして作成しているものであり、内部溢水影響評価ガイドに記載されていなくても必要な対策は行うべきと考えています。 なお、当該記載は、屋外タンク等の建屋外からの溢水に対する設計方針について記載しているものであり、外部からの浸水に対して流入防止を講じることで、発電用原子炉施設の安全機能を維持することができることから、このような記載としているものですが、建屋外からの溢水に関する記載であることを明確化するため「溢水防護区画外」を「溢水防護区画を内包する建屋外」に修正します。

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第１１条関係）

御意見の概要	考え方
➤ １１９ページ Ⅲ－９ ３．可搬型照明は防爆エリアに入る可能性があるため、防爆性能を有した照明とする必要がある。	➤ 安全機能を有する機器等を設置する火災区域は、可燃性蒸気を滞留させない設計とすること、水素漏えい防止や機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とする設計とすることにより、電気設備に関する技術基準を定める省令第６９条及び工場電気設備防爆指針で要求される爆発性雰囲気とはならないことを確認しています。また、重大事故等発生時においても原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な容量の静的触媒式水素再結合器を設置する等の対策を行うことを確認しています。このように爆発等のおそれがないような設計とする方針であることを確認しており、可搬型照明に防爆性能を求める必要はないと考えています。 なお、爆発等が生ずるおそれのある場所での作業安全の確保については、他法令での規制も踏まえて各事業者において対応がなされるものと考えています。

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

御意見の概要	考え方
➤ １２１ ページ 1. (1) 対象の故障を除去するのに 3 日間かかると思いますが、福島第一原発事故の様な過酷事故の際にこの様な故障が発生しないと言う保証はなく、単一故障を仮定して多重化の必要があると考える。 ➤ １２２ ページ 1. 規制委員会は申請者の抽出した設備の審査のみを実施している様にとれるが、申請者の抽出した設備以外に対象がないか確認すべきと考える。また、確認を実施しているならその旨の記載が必要と考える。 ➤ １２３ ページ 2. (1) (マル 2) 過酷事故時に 6 号機と 7 号機の相互接続により電源供給を賄うとして、その容量が 6 号機、7 号機双方の安全維持に足りることが示されていない。	➤ 設置許可基準規則第 12 条の解釈において、静的機器については想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよいとされており、選定された機器が安全上支障のない期間に除去又は修復ができることを確認しています。 なお、福島第一原子力発電所事故のような重大事故が発生した場合の対応についてはⅣ章に、重大事故を超えるような大規模損壊が発生した場合の対応についてはⅤ章に記載しています。 ➤ 審査においては、全ての安全施設を対象にした上で、共用又は相互接続している設備を適切に抽出する方針としていることを確認しています。審査書案については抽出された機器に対する基準適合性を記載していますので、原案のとおりとします。 ➤ 審査においては、相互接続する非常用所内電源系は重大事故等発生時には迅速かつ安全に号炉間の電力融通を可能とし、電源供給の更なる多重化を図ることで信頼性が向上することを確認しています。 なお、重大事故等発生時の評価において非常用ディーゼル発電機から号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉へ必要な容量の電力を融通できる設計であること、電源融通のために必要となる他号炉の非常用ディーゼル発電機については重大事故等の収束に必要な容量に対して十分な容量の設計であること等を確認しています。

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ p124 III-10 2. (2) (マル 2) 計装空気系統の接続箇所は、物理的損傷が発生した場合、双方の系統から計装空気が流出する可能性があり、その分離には双方に閉止弁を設け、かつ物理的に離すことを要件とするべきと考える。	➤ 審査においては、相互接続する計装用圧縮空気系について、号炉間接続部は 6 号炉と 7 号炉の双方に閉止弁が設けられていること、何らかの要因で一方の号炉で損傷が発生した場合にも当該弁が常時閉であり安全性が損なわれないことを確認しています。

Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 全交流電源喪失時から電力供給までの 70 分間に必要な容量の蓄電池を備える東電の方針を確認したとあるが、東電の方針はこれまで幾度も破棄されているものであり、信頼できない。	➤ 今後、機器等の詳細設計に関する工事計画について審査することとなりますが、工事計画に従った施工であることは検査で確認します。

Ⅲ－１３ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 126 ページの最下行から上に 4 行目「原子炉冷却材圧力バウンダリ・・・とすることとしている」は、「第 17 条」には規定されていない内容ではないのか。 ➤ 127 ページ、上側の 4. :「新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、クラス 1 機器における要求を満足していることを確認する。」とあるが、「新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管」とは具体的に何か？	➤ 御指摘の部分は、設置許可基準規則の解釈第 17 条で示されている原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管の範囲を記載したものです。 ➤ 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン及びほう酸水注入ラインの一部配管及び弁です。

Ⅲ－１４ 安全保護回路（第２４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ １２８ページ：使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるものであることを確認したことから許可基準規則に適合するものと判断したとあるが、検証不能なため具体的に示されたい。 ➤ Ⅲ－１４「安全保護回路」に関して、「安全保護系は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする」と記載しているが、「固有の」の意味が不明である。「固有の」が、柏崎刈羽原発固有の、ということであれば、非現実的と考えられる。さらに、コンピュータウイルスからの防御をプログラムの固有性で解決しようとする根拠を明確にしていきたい。	➤ 審査において、接続部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こと、目的外の通信を遮断した上で、通信を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こと、固有のプログラム言語を使用すること等を確認しています。なお、審査資料等についてはセキュリティ等の観点から公開できない部分についてマスキングをした上で、ホームページで公開しています。 ➤ 固有のプログラム言語とは、汎用品のソフトウェアではないという意味です。安全保護系については、外部ネットワークに直接接続されていないことを確認しています。また、物理的アクセスや、電氣的アクセスの制限を行うことによって、外部からの人の侵入により不正なプログラムをUSB メモリ等から侵入させないこと、パスワード管理を行うことなどにより防護する設計とする方針であることを確認しています。

Ⅲ－１５ 保安電源設備（第３３条関係）

御意見の概要	考え方
➤ １３０ページ（３）電線路の物理的分離：500kV 送電線の新新潟幹線の２回線と南新潟幹線の２回線の２ルートがいずれも西群馬開閉所に接続されているため、西群馬開閉所が故障した場合、２ルートがダウンすることにならないか。 ➤ １３１ページ、第１段落：「また、開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用するとしている。」とあるが、福島原発事故で明らかになった外部電源系の重要性に鑑みるなら、外部電源系は、少なくとも基準地震動に耐える設計とすべきではないのか？	➤ 外部電源系については、互いに独立した２回線以上の電線路を設ける等の規制基準の強化を行っています。柏崎刈羽原子力発電所の場合、西群馬開閉所に接続する２ルート２回線のほか、東北電力株式会社刈羽変電所に接続する154kV送電線からも受電できる設計とすることを確認しており、西群馬開閉所が停止した場合であっても、電力の供給が全て停止しないことを確認しています。 ➤ 外部電源系については、互いに独立した２回線以上の電線路を設ける等の規制基準の強化を行っています。審査においては、送電鉄塔の倒壊等によって電線路から電源の供給ができなくなった場合に備え、信頼性の高い所内非常用発電設備を設置する設計としていることを確認しています。

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
➤ 1. 146 頁の表IV - 1「申請者の重要事故シーケンス等の選定について」には、以下に述べる 2 つの反応度投入事象が欠落しているので、追加する必要がある。 (1) 地震による原子炉圧力容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象 イ. 水平方向の加速度が原子炉圧力容器内の冷却水に加わる場合、炉心部ではチャンネルボックスにより水の水平移動は抑制されるが、炉心内で下端から上端にかけて蒸気体積率が 0 から約 80%まで変化する BWR では、上・下部プレナムの冷却水は移動でき、炉心下部の冷却水と制御棒挿入率の小さい炉心上方に押し上げる恐れがある。特に低出力で低流量の場合、炉心下端オリフィス抵抗が小さいので危険性が高い。 ロ. 鉛直方向の加速度が加わる場合は、チャンネルボックス内の冷却水に上下方向交代圧が加わり、突沸現象により上記と同様な冷却水の炉心上方への押し上げの可能性がある。 上記イ. 及びロ. により投入される反応度は、臨界寸法が 50 cm立方程度であることから、50 cm平方程度の小さな範囲で鉛直方向に実効的に 10 cmの水位上昇が起こるだけで約 2%と見積もられる。事象の速さからスクラムが間に合わない可能性がある。	➤ 以下のとおり、地震時の起因事象として原子炉圧力容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象を考慮することは不要と判断しています。 水平方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由によりチャンネルボックス内及び炉心全体としての大きな水密度分布の変動は生じないことから、これに伴う著しい反応度の投入は無いと考えられます。 ① 炉心全体で有意な密度分布変動に発展するには、チャンネルボックス内の二相流動と下部プレナム及び上部プレナム内の流動が連成し、ある程度の時間をかけて炉心規模でのスロッシングのような流動振動に発展する必要があります。こうした炉心規模の流動振動の固有周波数は低く、炉内構造物の共振により増幅される卓越周波数からは離れているため継続的に励起されるとは考えにくく、また、これよりも周波数の高い地震加速度により自動スクラムし、制御棒が全挿入されるため、こうした流動振動が発展する可能性は極めて低いと考えられること。 ② 御指摘のようなチャンネルボックス内の水密度分布変動については、チャンネルボックス内には、燃料棒が稠密に存在していることから気泡の横方向の移動が制限され、チャンネルボックス内での水密度分布が変化しても、炉心全体としては有意な影響とはならないと考えられます。また、チャンネルボックス内のスロッシングが発生しても振幅は小さいと考えられること。

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
	また、鉛直方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由により水密度分布が有意に変化することはないと、これに伴う著しい反応度の投入は無いと考えられます。 ① 鉛直方向の加速度の卓越周波数は高く、燃料集合体に対して継続的に大きな加速度が加わることは考えにくく、燃料集合体の浮き上がり量はわずかであり冷却水との相対的な位置関係は大きく変わることはないと考えられること。 ② 運転中の原子炉では、原子炉冷却材再循環系による強制対流が維持されています（定格では流量約 18,950 ～ 52,200t/h）（※1）。冷却材再循環ポンプは 10 台から構成され、地震によりスクラムしても停止するのは 4 台のみであり、6 台は運転を継続します。仮に冷却材再循環ポンプの電源が喪失した場合でも、6 台にはフライホイール付きの MG セットで電源を供給するため 3 秒以上給電できることから、スクラムにより全制御棒が挿入されるまで強制対流が維持されることを確認しています。燃料有効長底部は液相の単相流、燃料有効長頂部は約 70%から 80%のボイド率の二相流となっています。液相と気相は、摩擦による相互作用を及ぼしながら、蒸気がやや大きな速度を持ちながら上方に流れています。水と蒸気の密度比は大きく、地震による加速度が鉛直方向に加わった場合、慣性の大きな液相における速度変化は原子炉冷却材再循環系による強制対流による速度に対して小さく、また慣性の小さな蒸気は周囲の液相との摩擦により拘束されます。これにより、チャンネルボックス内の鉛直方向の水密度分布が有意に変化することはないと考えられること。

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
	さらに、以下に示すように、過去の大規模地震時において BWR プラントでの反応度投入事象は確認されていません。いずれのケースも地震加速度高で自動スクラムし制御棒が全挿入され原子炉が停止に導かれることが確認されています。 ① 新潟県中越沖地震発生当時の柏崎刈羽原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ (APRM) の推移には大きな変動がないこと (※2)。 ② 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第二原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ (APRM) の推移には大きな変動がないこと (※3)。 ③ 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所では、2 号炉及び 3 号炉で中性子束高警報が発生しているものの、これは「D 格子」という、燃料集合体の配置が制御棒側で広く、その反対側で狭いという偏心した配置となっているプラント特有のものであり、反応度投入事象による平均出力領域モニタ (APRM) の推移の変動ではないこと (※4)。なお、D 格子を採用していない柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では発生しない事象です。 (※1) 保安規定 (定格流量 52,200t/h、36.3%~100%の流量値)。 (※2) 経済産業省ホームページ 「新潟県中越沖地震発生時の柏崎刈羽原子力発電所の運転データについて」 (※3) 東京電力ホールディングス (株) ホームページ (※4) D 格子を採用しているプラントの燃料集合体の濃縮度は、制御棒側で低く、その反対側で高くなっており、地震により制御棒側の間隔が狭く、その反対側の間隔が広くなると、制御

IV-1. 1 事故の想定

御意見の概要	考え方
(2)LOCA 時に ECCS 水注入が遅れて炉心が過熱されると、燃料棒被覆管（ジルカロイ）の融点は約 1850℃であるのに対して、制御棒被覆管（ステンレス鋼）は B₄C との共晶反応により融点が約 1200℃と低くなるため、制御棒が広範囲で失われた減速材の無い炉心状態が起り得る。そこへ ECCS 水が急速かつ大量に注入されると、上記(1)で述べた臨界寸法から、極めて大きな反応度が急速に投入され、激しい反応度事故が起り、高温の燃料ペレットの細片が冷却水中で水蒸気爆発を生じ、炉容器等の損壊に至る恐れがある。この事象を防止するには、制御棒被覆管の材質をジルカロイに変更する、あるいは、ECCS 水は全てほう素混入とすることが有効だと考えられるので、そのような対策を申請者に義務付ける必要がある。	棒側の中性子束が下がる効果よりも、その反対側の中性子束が上がる効果が上回ります。この事象による中性子束の上昇が、平均出力領域モニタ（APRM）の警報設定値を上回り、中性子束高警報が発報されたものです。（原子力安全委員会資料 第 28 回定例会「BWR プラントにおける地震時炉内中性子束上昇事象に関する検討結果について」（平成 9 年 5 月）） ➤ LOCA が発生し注水が遅れた場合、以下のことから著しい反応度が投入されることは無いと考えられます。 ① BWR の制御棒では B₄C をステンレス鋼製の被覆管に収納し、その管をステンレス鋼構造で覆うことにより制御ブレードを構成しています。燃料棒と制御ブレードの間にはジルカロイ製のチャンネルボックスが存在しています。制御棒の温度は、燃料からの輻射熱により上昇することから、ステンレス鋼と B₄C との共晶反応により制御棒被覆が溶融する状態（約 1,200℃）では、燃料被覆管温度は、これを大幅に上回り、かつ急激な上昇が蒸気の供給によるジルコニウム-水反応により始まるため、炉心の幾何学的形状が維持されるとは考えられないこと。 ② このような状態は、BWR の炉心を模擬した DF-4(※1)の実験でも見られていること。 また、炉心損傷後の手順として未臨界を維持するため、重大事故等対処設備と位置付けている「ほう酸水注入系」によるほう酸水を注入する手順を整備しており、ほう酸水注入系の電源は、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備から給電され、確実に起動できるよう設計していることを確認しています。 (※1) R. O. Gauntt, R. D. Gasser, L. J. Ott, 「The DF-4 Fuel

IV-1.1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
➤ 審査書案 11 ページ～25 ページ 「3-1.1 基準地震動」への意見 沸騰水型原子炉では、地震による揺れにより水中の泡が一斉に上昇することで中性子が大量に減速され、核分裂が急激に進行することで、チェルノブイリ原発事故と同じ核暴走が発生する危険がある。 ➤ p138 IV-1.1 1. (1) (マル 1) d. PRA (確率論的リスク評価) を実施したのであれば、具体的にそのリスクと確率および事故シーケンスグループに追加するかどうかの判断基準を示すべき。	Damage Experiment in ACRR with a BWR Control Blade and Channel Box」, NUREG/CR-4671 (1989). ➤ 同上 ➤ 運転時の「炉心の著しい損傷の防止」であれば、設置許可基準規則解釈第 37 条 1-1 (b) ①にのっとり申請者は PRA を実施し、同 1-1 (a) ①の必ず想定する事故シーケンスグループ及び同 1-1 (b) ②にのっとり追加すべき事故シーケンスを抽出していることを確認しています。 事故シーケンスグループの追加基準は、同 1-1 (a) の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加することとしています。 なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、同 1-1 (a) の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとしています。また、「原子炉格納容器の破損の防止」、「運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止」に対しても設置許可基準規則解釈第 37 条にのっとり PRA を実施していることを確認しています。

IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失

御意見の概要	考え方
➤ 審査書（案）181 ページ 17 行目有効性評価ガイドの解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」の適用→有効性評価ガイド 143 ページ 24 行目の「RCP シール LOCA が発生する場合には 60 分」と除外しているのは不整合である。 ➤ p163 IV-1. 2. 1. 3 1. 1-1(2) (マル 1)d. 原子炉水位計は福島第一原発事故の際に実際の液面と異なる指示を示した実績がある。その後の解析で液密度やウエットレグの液面低下を考慮したり、シミュレーションを用いたりして推算値を求めているが、推算値が正しかったかどうかは分からない。また、事故時に同様の推算することは現実的には不可能である。事故シーケンスに水位計の機能喪失を重畳的に加えるか、方式の異なる水位計を用いて多様性を付与するといった対応が必要ではないか。	➤ 有効性評価ガイドには、御指摘の「RCP シール LOCA が発生する場合には 60 分」という条件はありません。御指摘の『143 ページ 24 行目の「RCP シール LOCA が発生する場合には 60 分』』というのは、「関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（平成 29 年 5 月 24 日）」における炉心損傷防止対策の有効性評価（全交流動力電源喪失）の操作条件を指していると考えられますが、これは、本審査の対象とは別の PWR プラントに関するものであり、本審査の対象とすべき内容ではありません。 なお、審査書（案）は、BWR プラントである柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉を対象とした審査結果を記載しており、有効性評価ガイドの 2. 2. 3(1)c. (b) iii. 「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする。」に基づき審査しています。 ➤ 原子炉水位に、計器故障の疑いがある場合には、多重性を有する重要計器の他チャンネルにより計測することを確認しています。さらに、原子炉水位を異なるパラメータにより推定する代替手段として、原子炉圧力容器への注水量（高圧炉心注水系系統流量等）から原子炉水位を推定する手順を整備することを確認しています。

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
➤ 194 ページ、f. :「運転員による自動減圧系の自動起動阻止操作は、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの 30 秒の間に実施されるものとする。」とあるが、手動操作の時間として「30 秒」は非現実的ではないか。 ➤ 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に関連して、運転中に中性子束振動が発生し、同時に地震による原子炉水のスロッシングが生じた場合、原子炉の出力振動が増幅される可能性がないか慎重に評価する必要がある。出力振動は、過去にラサール原発や女川原発で発生した事例があるが、出力振動に対する地震による炉水のスロッシングが重なった場合に、原子炉の出力振動を確実に抑える方法があるか検討すべきである。	➤ 自動減圧系は、原子炉水位低（L1）信号の発生により自動減圧系起動信号が発生してから 30 秒後に逃がし安全弁が自動開放する設計となっており、自動減圧系起動信号が発生してから 30 秒間はタイマー動作の警報が発報する設計となっています。有効性評価において、運転員による自動減圧系の自動起動阻止操作は自動減圧系起動信号発生後に開始することにしており、上記のタイマー動作の警報が発報すること及び運転員は2名で対応することから、操作が遅れる可能性は低いことを確認しています。 さらに、審査書（案）IV-4.1 の「緊急停止失敗時に発電炉用原子炉を未臨界にするための手順等」にあるとおり、実際の手順においては、運転員による自動減圧系の自動起動阻止操作は ATWS 発生の直後に実施することになっており、原子炉水位低（L1）信号の発生により自動減圧系起動信号が発生するまでには3分以上の時間の余裕があることを確認しています。 ➤ 以下の確認により、BWR プラントは、運転中に大きな地震が発生しても、出力振動が増幅するような状態には至らないと判断しています。 ① 運転時の異常な過渡変化が発生した際に燃料の熱的損傷、機械的損傷を防止し、また、外乱発生時に原子炉出力等のプラントパラメータが持続振動や発散振動を起こすことを防止するために、原子炉熱出力と炉心流量で表される運転領域を定めており、この運転領域内においては出力振動に対し十分な減衰特性を有する設計としていること。さらに、申請者は、各サイクルの具体的な燃料配置を定める段階においても十分な減衰特性を有することを確認していること。

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
	② 運転状態が運転領域以外の低炉心流量高出力領域になったとしても、選択制御棒挿入機構により出力を抑制し、安定性の余裕を確保する設計としていること。 ③ 仮に、出力振動を収めることができない場合には、手動スクラム等により出力振動を抑制する手順となっていること。 ④ 大きな地震が発生した場合には、地震加速度大の信号により自動スクラムし、原子炉を停止する設計としていること。 ⑤ ラサール2号で発生した事象（昭和63年3月）は、検査員の誤操作により再循環ポンプ2台がトリップして自然循環状態となった後、低炉心流量高出力状態になり出力振動が発生したものであり、地震が起因となった事象ではないこと。 ⑥ 女川1号炉で発生した事象（平成5年11月）は、「D格子」という燃料集合体の配置が、制御棒側で広く、その反対側で狭いという偏心した配置となっているプラント（※）特有のものであり、地震の揺れにより、制御棒側の間隔が狭く、その反対側の間隔が広くなると、制御棒側の中性子束が下がる効果よりも、その反対側の中性子束が上がる効果の方が上回り、「中性子束高高」で原子炉がスクラムした事象であり、御指摘されたような出力振動ではないこと。 （※）「D格子」採用プラントは、福島第一1～5号炉、女川1号炉、敦賀1号炉、浜岡1～2号炉、島根1号炉。同様の事象としては、福島第一1、3、5号炉（昭和62年4月）で「中性子束高高」による原子炉スクラム、福島第一2、3号炉（平成23年3月（東北地方太平洋沖地震））で中性子束高警報が発生しています。

IV-1. 2. 1. 7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

御意見の概要	考え方
➤ 設置変更許可申請書では「格納容器隔離弁の故障等による高圧炉心注水系の吸込配管からの冷却材漏えい」事故が選ばれているが、この事故よりも周辺住民の放射線被ばくと環境汚染が厳しくなるおそれのある事故として「原子炉自動停止＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を取り上げることを求める。住民への放射線影響及び環境汚染の上で極めて厳しい結果を生じるおそれのある格納容器バイパス事故を想定していないことは不合理であり、この事故想定に関する重大事故防止対策の有効性評価を求める。 ➤ 207 ページ、c. : 「原子炉冷却材の漏えい箇所は、高圧炉心注水系の吸込配管とする。」とあるが、高圧炉心注水系の注水配管の格納容器外側隔離弁の下流側の格納容器外側の原子炉格納容器バウンダリ部の破断を想定したら、破断箇所の隔離ができないため、成立しないのではないかと。	➤ 「原子炉自動停止＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」の事故シーケンスは、審査書（案）IV-1.1にある地震 PRA で「格納容器バイパス」として考慮しており、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないとしていることは、妥当であると判断しています。 具体的には、以下のことを確認しています。 ① 頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいこと。 ② 影響度の観点からは、機能喪失する設備（※）の組合せの特定は困難であるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られること。 （※）炉心損傷を防止するための設備 ➤ 申請者は、インターフェイスシステム LOCA について、審査ガイドに従い、「原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等による低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。」（添付書類十「7.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」を参照。）としています。 御指摘の高圧炉心注水系の注水配管の格納容器外側隔離弁から格納容器外側の原子炉格納容器バウンダリ部は、高圧設計であり低圧設計ではないためインターフェイスシステム LOCA の破断箇

IV-1. 2. 1. 7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

御意見の概要	考え方
➤ 破断箇所隔離操作について、どうやって作業可能な温度まで低下させるのか。	所としていません。 破断箇所の想定については、申請者が配管の耐力評価等を行い適切に選定しているため、妥当であると判断しています。 なお、御指摘の箇所が破断した場合については、地震 PRA で「格納容器バイパス」として考慮しており、使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認しています。 ➤ 申請書（添付書類十「7.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」）にあるとおり、破断箇所から原子炉冷却材が流出することにより、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するものとしています。さらに、事象発生から約 15 分後に逃がし安全弁を用いた原子炉圧力容器の減圧を行うことにより、原子炉圧力容器内から原子炉建屋へ漏えいする蒸気量が低下することとなります。 これらのことから、原子炉建屋内の温度が作業可能な温度（約 38℃）まで低下することになります。 なお、隔離操作を行う弁室（原子炉建屋地上 1 階）は、破断箇所である高圧炉心注水(B)ポンプ室（原子炉建屋地下 3 階）と異なる区画であり水蒸気の影響を直接受ける場所ではありません。

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

御意見の概要	考え方
➤ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 本格納容器破損モードの対策の有効性評価として低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系（常設）を考慮しているが、これらは耐震Bクラスの廃棄物処理建屋に設置された耐震Bクラスの復水移送ポンプと復水貯蔵槽を使用する設備であり、重大事故等対処設備として位置づけることは設置許可基準規則に反している。従って、これらの系統を考慮に入れない評価をすべき。 ➤ 150ページなど、他の箇所では「流路面積の70%開」としているが、ここで50%とする理由は何か。 ➤ P213～219 4-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）有効性評価の評価条件と復水移送ポンプのNPSH（Net Positive Suction Head：有効吸込み水頭）について 代替循環冷却系を用いた場合の有効性評価の評価事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失とLOCAとの重畳を考慮する。」とされているが、これは必ずしも保守的な評価条件とはなっていません。代替循環冷却に使用する復水移送ポンプのNPSHの不足を見逃している可能性がある。LOCAの重畳を考慮せず、全交流電源喪失や最終ヒートシンク喪失(LUHS)の実現象に即した評価も行	➤ 復水移送ポンプ及び復水補給水系配管・弁は、重大事故等対処設備であり、設計基準対象施設としての耐震クラスにかかわらず、設置許可基準規則第39条に基づき、常設重大事故緩和設備として、基準地震動による地震力に対して必要な機能が損なわれるおそれがない設計とすることを確認しています。 ➤ 有効性評価では、炉心損傷前の格納容器ベントは、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力（1Pd：0.31MPa[gage]）、炉心損傷後の格納容器ベントは、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力の2倍（2Pd：0.62MPa[gage]）において、それぞれ実施するとしています。格納容器ベント実施時の原子炉格納容器内の圧力の違いにより、必要な排気流量を確保するための流路面積が異なります。 ➤ 御指摘の（B）のタイプの事故シーケンスについては、申請者から、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）及び崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）時の対策の有効性が示されています。これらの事故シーケンスでは、事象初期において原子炉格納容器内の圧力が低いことから、代替循環冷却系に用いる復水移送ポンプによるサプレッション・チェンバ・プール水の吸込みができませんが、この時点では原子炉格納容器内の圧力及び温度は低く、必ずしも代替循環冷却系の運転は必要ありません。 代替循環冷却系の設計方針について、原子炉格納容器内の圧力が

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

御意見の概要	考え方
う必要がある。 便宜的に BWR の事故を以下の二つのタイプに分類して話を進める。 (A) 気相の圧力上昇が先行するタイプの事故 LOCA のように、蒸気噴出により気相の圧力が高くなった後、徐々に SP 水（サプレッション・チェンバ・プール水）にエネルギーが移行し、それにつれて後から SP 水温が上昇するタイプ (B) 液相の水温上昇が先行するタイプの事故 全交流電源喪失や LUHS 等のように、SRV の排気管から噴出する蒸気によってまず SP 水が煮たてられ、それに応じて相平衡を保ちながら、徐々に気相の圧力が上昇していくタイプ。 後者の（B）のタイプの事故では、まず SP 水が熱的な飽和状態に近いものとなるので代替循環ポンプにとっては NPSH の観点で厳しいものとなる。こうした事故経過に（A）のタイプの事故を重ねることは、キャビテーション防止のために系統過圧（液面過圧）を行っていることと同義で NPSH の不足をお覆い隠している可能性がある。LOCA による系統過圧を織り込まずに（B）タイプの事故単体での現実的な対処を確認しておく必要がある。 ほとんど熱的な飽和状態となっている中でも、系統加圧を行わずに代替循環冷却系をインサートできるのでしょうか？ポンプの設置高さにもよるが、配管やストレーナの圧損を考慮すると復水移送ポンプのようなピットバレルを持たない横軸型の復水移送ポンプで運転することは相当困難なことである。（A）タイプの事故である LOCA による系統加圧効果を織り込んで特異な事例一転で評価を取り繕うのではなく、現実的な（B）タイプの事故に対して代替循環冷却系の運転可能範囲を明確にした上で、現実	最低限必要な圧力を下回らないことを監視するとともに復水移送ポンプの流量を調整することにより、復水移送ポンプはキャビテーションを起こすことなく適切に運転ができることを確認しています。 また、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉格納容器内の圧力が低下し、代替循環冷却系の運転に必要な圧力を下回った場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度は十分に低下しており、必ずしも代替循環冷却系の運転は必要ありません。 なお、温度の観点では、原子炉格納容器内が限界圧力における飽和温度となった場合でも、代替原子炉補機冷却系により復水移送ポンプの入口温度は低下するためポンプの最高使用温度以下にできることを確認しています。

IV－1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
御意見の概要	考え方
即した準備時間と対処の方法を審査において正面から議論して 広い範囲の有効性を確認しておく必要がある。	

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
➤ 炉心溶融物の実験のうち KROTOS 実験について水量が少ないため、投入後、水温が飽和温度近傍まで上昇して、自発的な水蒸気爆発が抑制されている可能性がある。 また、TROI 実験では、自発的な水蒸気爆発が複数回観察されている。この事実を重視する必要があると考える。 ➤ COTELS 実験の FCI あるいは水蒸気爆発に関して、申請者が示している資料等では溶融物の温度が示されていない。水蒸気爆発の実験・研究において、溶融物温度は必須のデータであり、COTELS 実験の結果は水蒸気爆発が起こりにくいエビデンス（証拠）とすることは不適切である。 ➤ FARO 実験の FCI あるいは水蒸気爆発に関して、申請者らが示している資料と同じ著者の報告書では溶融物の温度測定の方法につ	➤ KROTOS 等の実験条件では、溶融物放出後に 1 秒程度で床面に到達しており、粗混合が最大となるタイミングはそれよりも短い時間帯になると考えられます。冷却材の温度が飽和温度近傍まで上昇するには、より長い時間が必要であり、実験の測定値も水蒸気爆発が発生するまでは僅かな上昇（10℃以内）に留まっていることから、御指摘されているような飽和状態には達しておらず、冷却材温度の上昇（サブクール度の減少）により水蒸気爆発が抑制されるという影響は小さいと考えられます。 また、TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験については、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。 ➤ 公開文献（M. Kato, H. Nagasaka, Y.S.Vasilyev, Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005）によれば、COTELS では、誘導加熱方式により、最大 60kg の溶融物を UO₂ の融点以上に加熱し、3000K から 3100K の温度において放出したと報告されています。当該論文については、御意見の趣旨を踏まえ、事業者に指摘し、平成 29 年 12 月 18 日に、申請者から補正書が提出され、参考文献として記載が追加されています。 ➤ 審査の過程においては、申請者らが示している資料（D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
いては説明がない。水蒸気爆発の発生が確認されなかったとする FARO の実験は、実験の必須データである高温液の温度が定かでなく、実験結果に著しく信頼性を欠くと思われる。 ➤ 「原子炉格納容器下部注水設備」は、水蒸気爆発を起こす可能性が否定できないから、見直すべきである。TROI 試験装置による実験において、自発的な水蒸気爆発が発生しているが、BWR 事業者は、「自発的な水蒸気爆発が生じた試験は、融点を大きく上回る過	scale fuel-coolant interaction experiments, NED, 236(2006)) の参考文献 ("D. Magallon, I. Huhtiniemi, H. Hohmann, Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, NED, 189(1999)") において溶融物の温度測定の方法を確認しています。 なお、同実験については、公開文献 (Proceedings of the OECD/CSNI Specialists Meeting on Fuel-Coolant Interactions. May 19 - 21, 1997, Tokai-mura, Japan, JAERI-Conf 97-11) にも記載があり、溶融物の温度測定において超音波式の温度センサーを使用したことが報告されています。 FARO 実験においては、超音波式の温度センサーの出力電圧とパイロメーターによる測定温度との関係から測定温度を較正する措置が講じられていること及び測定温度の不確かさが評価されていることを確認しています。本測定方法については、各種シビアアクシデント実験において使用実績があり (※)、高温溶融状態を確認する上で妥当な手法であると考えられます。 (※) "M. Laurie, D. Magallon, J. Rempe, C. Wilkins, J. Pierre, C. Marquié, S. Eymery, R. Morice, Ultrasonic High-Temperature Sensors: Past Experiments and Prospects for Future Use, Int J Thermophys (2010) 31" 参照 ➤ TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験については、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。」などとして、この試験結果を不当に無視しているように見える。 ➤ 審査書案 231 頁 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用について「水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる」とあるが、その根拠が記載されていない。仮に実験結果にもとづくものとしても、実験と現実の間には相違があり、水蒸気爆発の発生の可能性があるものとして、その防止、緩和対策を審査すべきことを求める。	いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。 ➤ 実機において大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる根拠については、審査書（案）IV-1.2.2.3の3.（1）「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」に記載しています。 水蒸気爆発は複雑な現象ですが、これまでの研究の積み重ねに基づき、溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程を、予混合、トリガー、微粒化、急速熱伝達、膨張による圧力波伝播及び機械的エネルギー発生に分解し、実験及び解析モデル開発が行われています。 これまでの水蒸気爆発実験には、こうした現象群を全体として把握する積分実験、現象を個別に把握し、実機での影響評価や予測モデル開発に役立てることを目的とした個別効果実験があります。OECD/CSNI が実施した SERENA 実験を構成する KROTOS 及び TROI は、いずれも積分実験として位置付けられます。ここで落下させるウラン酸化物を主成分とする溶融物の重量は各々0.8kg～3.9kg 及び 9.3kg～17.9kg であり、実機に対する MAAP 解析結果と比較して少量であるものの、これは、装置の容量の範囲内で、落下した溶融物の全量を装置内で混合させ、外部トリガーを作用させやすくするという、意図的な条件で水蒸気爆発を発生させるために設定された条件です。 実規模の大量溶融炉心落下に関しては、こうした条件について意図的な条件連鎖が発生する可能性は低いと考えます。実機の原子

IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
➤ 一連水蒸気爆発の試験は、せいぜい数十 kg から数百 kg の溶融物重量で、実機（100 トン）の 100 分の一から千分の一のレベルの試験であり、スケール則がはっきりしない中で評価したもので、厳密には科学的な根拠とは成り得ない試験である。 過酷事故時にプラントの中は、超高温の溶融物があり、水素爆発やミサイルやジェット流など様々なトリガーが有り得るので、実機ではトリガーが存在しないというのは希望的観測にすぎない。そもそも、溶融物と水が接触した場合には、何がトリガーになるか分からないが、外部からトリガーを与えずに水蒸気爆発が発生する可能性が否定できない。 ➤ 審査対象の原発では格納容器下部に注水して、溶融炉心を落下冷	炉圧力容器下部には、制御棒駆動機構ハウジング、炉内計装ハウジング等の貫通部が複数あることから、原子炉圧力容器破損時には複数箇所から溶融炉心が落下すると考えられますが、大量の溶融炉心が1箇所から落下するとした意図的なシナリオを想定することは保守的であり、仮にそのような、まとめて同時に（コヒーレント）溶融炉心の落下が発生すると仮定しても、勢いよく蒸気が発生することで、溶融炉心と冷却水の接触を妨げ粗混合が抑制されるため、トリガリングは発生しにくいと考えられます。 また、水蒸気爆発に寄与する溶融炉心量は、その時点で流下している溶融炉心量の一部であり、既に床面に堆積した溶融デブリは寄与しないということからも、実現象において、原子炉格納容器下部に蓄えられた水に落下させる溶融炉心量を増やしたとしても、それに比例して現象が厳しくなることはありません。 ➤ 同上 ➤ 新規制基準では、設置許可基準規則解釈第 37 条 2-3(i)において、

IV－1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
却するという。水蒸気爆発防止の観点から、過酷事故時に格納容器下部への事前水張りは禁止するとともに、コアキャッチャーの設置を義務付けるべきである。 ➤ 4－1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（231 頁）格納容器下部に注水して、溶融炉心を落下冷却はとんでもない事故防止策だ。コアキャッチャーの設置を義務付けるべきである。 ➤ 水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の結果を切り捨て、水蒸気爆発が起こらないとしているが、水蒸気爆発の可能性はあるのだ	溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されることを要求しています。それに対し申請者は、最新の知見を踏まえた感度解析を実施し、格納容器への下部注水により、MCCI を抑制し、格納容器破損を防止できることを示しており、その有効性を確認しています。 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発については、二酸化ウランと酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を参照し、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。 なお、新規規制基準においては、個別の具体的な機器の設置を求めるのではなく、炉心溶融防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備（コアキャッチャー）に限らず、他の方法でも問題ありません。 ➤ 同上 ➤ 実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験のうち、KROTOS 装置による実験

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
から、压力容器外の溶融燃料対策として格納容器の水張りは誤っている。 ➤ 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉压力容器破損部から流出する溶融炉心を冷却するために「格納容器下部注水系」（常設）を設置して原子炉格納容器下部への注水する方式は、労働安全衛生規則の第 249 条、第 250 条にある「溶融高熱物は水蒸気爆発を生じさせないために、溶融高熱物を取り扱うピットの内部には水を浸入させないこと」「そのピットが存在する構造物の床面には水が滞留しないこと」の規定に違反するものであり、設置許可の取り消しを求める。 九州電力玄海 3・4 号機の審査書案に対する同主旨の意見に対して、原子力規制委員会の「考え方」として「第 249 条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉋さいを水で処理するものを除く」と規定されていること、第 250 条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。」と記されている。 上記の規制委員会の考え方は、溶融炉心を除外対象の鉋さいと同	では、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしており、実機においては、液－液直接接触が生じるような外乱（トリガー）は発生しにくいと考えられます。 また、TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験については、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。 ➤ 労働安全衛生規則第 249 条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉋さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉋^{こうさい}滓に注水して冷却処理するもの」が例示されていることから、原子炉格納容器下部注水設備のように、水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではないと承知しています。また、第 250 条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。 なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の溶融炉心と冷却水の相互作用は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される水蒸気爆発に関する二酸化ウランと酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した大規模実験としては、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を参照し、大規模実験の条件と

IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
一視している点で科学的妥当性を欠いている。一般に鉋さいとは、電気炉または高炉を用いた製鉄工程で除去される不純物「スラグ」や、鑄造製品の鑄型として使われた「鑄物砂」などを指し、その性状や温度レベルは溶融金属混合物主体の溶融炉心とは著しく異なるからである。溶融炉心の方が鉋さいよりも水と接触して生じる水蒸気爆発の可能性が著しく高い。また、原発で溶融炉心が水と接触する場所は格納容器下部のスペースであり、構造物の一区画なのであるから、第 250 条の適用対象になり、そこに水を貯めることは同条違反である。 ➤ 格納容器内の水噴霧は水蒸気爆発の危険があるので、適切ではない。	実機条件とを比較した上で、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。 これらから、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される物理現象のうち、原子炉格納容器の構造に有意な影響を与えるような大規模な水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認しています。 ➤ 原子炉圧力容器内の溶融炉心は、原子炉圧力容器の破損により、原子炉圧力容器下のペDESTAL床面の冷却水中に流れ出します。一方、原子炉格納容器内へのスプレイ水は、一旦ダイヤフラムフロアに滞留した後、ベント管を通じて、一部がペDESTALに流入することになり、溶融炉心と噴霧水が直接接触することはありません。 なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の溶融炉心と冷却水の相互作用は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される物理現象のうち、水蒸気爆発の発生については、実機で想定される溶融物を用いた代表的な実験の結果から、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低いことを確認しています。

IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼	
御意見の概要	考え方
➤ 審査書案 238 頁 4-1. 2. 2. 4 水素燃焼 酸素濃度は水素爆轟防止の判断基準(ドライ条件に換算して 5%以下)を超えているので、格納容器破損防止対策に有効性がない。設置変更許可を取り消すべきである。その理由は次のとおりである。 解析結果の a. に「事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%(ウェット条件)を上回る。」 b. に「ドライ条件に換算したドライウェル内の酸素濃度は、事象発生の 5 時間後から約 18 時間後まで 5vol%を上回るが、この期間は LOCA 破断口からの水蒸気によりドライウェル内が満たされ、ドライウェル内の酸素濃度は約 0.2vol%(ウェット条件)であり、5vol%に達しない。」とある。 一方で、格納容器破損防止対策の判断基準(212 頁)には、「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。(ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。)」と定められている。この判断基準に照らし合わせると、ドライ条件に換算したドライウェル内の酸素濃度が 5vol%を上回っていることは、判断基準を超えていることが明らかである。申請者はウェット条件では 5vol%に達していないから水素爆轟の問題はないとし、それを規制委員会が容認していることは、規制委員会が定めた「ドライ条件に換算のもとでの判断基準」を無視していることになり、不当である。 ➤ ドライ条件での酸素濃度が基準を超えているので認められない。 ➤ 審査書案 238 ページ「この期間は LOCA 破断口からの水蒸気によりドライウェル内が満たされ、ドライウェル内の酸素濃度は約	➤ 「ドライウェル内の酸素濃度は約 0.2vol%(ウェット条件)であり、5vol%に達しない。」との記載は、申請書の内容の要約として適切ではなく、水素爆轟防止の判断にウェット条件での酸素濃度に対して 5vol%以下であることを適用しているかのような誤解を与えるため、御指摘を踏まえて審査書(案)を修正し、「5vol%に達しない。」との部分を削除します。 格納容器破損モード「水素燃焼」の一部の期間において、ドライ条件に換算した場合に水素濃度が 13vol%及び酸素濃度が 5vol%を超える期間がありますが、この期間については、LOCA の破断口から水蒸気が供給されることにより原子炉格納容器内の雰囲気の大半が水蒸気で満たされているため、原子炉格納容器が破損する可能性のある水素爆轟の発生に至ることはないことを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼	
御意見の概要	考え方
0.2vol%（ウェット条件）であり、5vol%に達しない。」などと解釈を付けて「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）」との 212 ページの規制基準の要求を満たしていない。	

IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

御意見の概要	考え方
➤ 水中での溶融炉心によるコンクリート侵食現象（MCCI）に関しては、溶融炉心デブリ上面での水による除熱が重要な物理化学現象の一つであり、その除熱特性には大きな不確かさが伴っている。申請者は初期条件の溶融炉心から水プールへの熱流束を800kW/m²相当（圧力依存あり）とし、それが最確条件であるとしているが、その根拠は米国のSWISS実験における事例にすぎず、この熱流束値よりも顕著に低い実験報告例が国内外で公表されている。不確かさの影響評価として、溶融炉心から水への熱流束を少ない側に厳しく設定したケースについて解析評価することを求める。	➤ 御指摘の熱流束が低い実験報告については、溶融炉心落下後の注水による冷却を模擬するため、溶融物上に冷却水を注水した実験であり、溶融物の上面に安定したクラストが形成される等の理由により、低い熱流束になったものと考えられます。 本申請においては、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制する対策として、原子炉圧力容器が破損に至る前にペDESTAL内に注水する手順になっており、原子炉圧力容器破損時には、溶融炉心は水中に落下することになります。この場合には、溶融炉心の一部が水中を落下する過程において粒子化し、粒子化しなかった溶融炉心が溶融プールを形成して、その表層には広い範囲の安定クラストが形成されることはなく、粒子状デブリが覆うと考えられます。この際、上面の除熱は、主として粒子堆積層のポロシティ、粒子径及び圧力によって大きな影響を受け、御指摘の低い熱流束が測定された実験とは除熱の過程が異なるものと考えられます。 申請者は、水中に溶融物を落下させた実験から得られた粒子堆積層のポロシティ、粒子径等を基に、保守的なモデルにより上面熱流束を評価し、溶融燃料上部と水プール間の上面熱流束を決定しています。具体的には、上面熱流束の決定には、圧力上昇とともに熱流束が大きくなる水平平板限界熱流束相関式を適用し、最確条件として、大気圧状態で800kW/m²相当になるように設定しており、溶融炉心が落下した後に原子炉格納容器内の圧力が4気圧に至った場合には、1,400kW/m²程度となります。 また、不確かさ評価においては、溶融炉心が落下した後に原子炉格納容器内の圧力が4気圧に至った場合でも、上面熱流束を大気圧相当の800kW/m²と仮定しており、保守的な評価をしていることを確認しています。

➤ 4-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 (241—249 頁) 申請者は解析コード MAAP による解析結果で、コンクリートの侵食量が床面及び側面ともに約 1cm であると報告し、規制委員会はこれを妥当と認めているが、水中条件での溶融炉心のこの侵食量は過小評価になっている可能性が高い。規制委員会には以下の 2 点の実施を求める。(1) MELCOR を用いてクロスチェック解析を行った上で、申請者の解析結果の定量的な妥当性を判断すること(2) 水中条件での溶融炉心・コンクリート相互作用の大型確証試験を実施して、現象推移を詳細に把握、解明するとともに、実験データを諸解析コードの精度検証用に提供すること。

➤ 規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、溶融炉心・コンクリート相互作用については、溶融炉心がコンクリートを侵食することにより発生する非凝縮性ガスの量を評価しています。ABWR において、MELCOR では非凝縮性ガスの発生量を 60kg 未満と評価しています。この発生量はコンクリートの侵食量の数 cm 程度に相当し、MAAP により評価されたコンクリート侵食量と同様な傾向であることを確認しています。

なお、MELCOR による解析結果については、「格納容器損傷防止対策の有効性評価(MELCOR コードによる解析)についての規制委員会の技術報告」にて公開しています。

また、審査書(案)IV-1.2.5にあるとおり、解析モデルの不確かさについては実験結果、感度解析等も踏まえていることを確認しています。

御指摘の水中条件での溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)については、これまで、複数の実験が実施され、実機における MCCI の現象を評価するには十分な知見が蓄積されています。

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 3. 1 想定事故1

御意見の概要	考え方
➤ 251 ページ、丸数字 1 : BWR の使用済み燃料プールの最高使用温度は 66℃である。使用済み燃料プール内の水が沸騰して 100℃になるということは、使用済み燃料プールの最高使用温度 66℃を逸脱することを意味する。これが、なぜ許容されるのか、理由を明らかにされたい。 ➤ 252 ページ、丸数字 1、a. : 「放射線の遮蔽に対する判断の目安を 10mSv/h とし、この線量率に対応する水位(通常水位ー約 2.1m)を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。」とあるが、通常水位のときのバックグラウンド線量率は考慮されているか。	➤ 使用済燃料プールの最高使用温度は、使用済燃料プールの金属ライナ外側の構造材であるコンクリートの長期健全性を確保するために設定しているものであり、事故時の温度を設定しているものではありません。審査においては、コンクリートの温度が短期的に 100℃に達しても、コンクリートの強度が失われるものではなく、使用済燃料プールへ注水することによりコンクリートの健全性が大きく損なわれることはないことを確認しています。 また、使用済燃料プールの沸騰に伴い発生する水蒸気による他の設備への悪影響を防止するために、代替原子炉補機冷却系を用いて使用済燃料プールを冷却する手順が整備され、長期的な冷却が可能であることを確認しています。 ➤ 必要な遮蔽が維持される水位(通常水位約-2.1m)は、使用済燃料及び使用済制御棒を線源として設定しており、通常時のバックグラウンドの線量率は考慮されていません。 なお、通常時のバックグラウンドの線量率(0.05mSv/h 未満)は、放射線の遮蔽に対する判断の目安とした線量率(10mSv/h 未満)に対して十分小さいことを確認しています。 仮に、通常時のバックグラウンドを考慮しても、緊急時対策に係る放射線業務従事者の線量限度である 100mSv を十分満足できることを確認しています。

IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失

御意見の概要	考え方
➤ 260ページ、b. :「原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hに対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約2.0m上である。」とあるが、通常水位のときのバックグラウンド線量率は考慮されているか	➤ 必要な遮蔽が維持される水位（燃料有効長頂部の約2.0m上）は、炉心燃料を線源として評価しており、通常時のバックグラウンドの線量率は考慮されていません。 なお、通常時のバックグラウンドの線量率（0.05mSv/h未満）は、放射線の遮蔽に対する判断の目安とした線量率（10mSv/h未満）に対して十分小さいことを確認しています。 仮に、通常時のバックグラウンドを考慮しても、緊急時対策に係る放射線業務従事者の線量限度である100mSvを十分満足できることを確認しています。

IV-1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出

御意見の概要	考え方
➤ 審査書（案）268 ページ 原子炉冷却材流出意見 事故の想定として、誤操作による冷却材の流出を想定しているが、地震による流出箇所不明のような想定は必要ないか。	➤ 運転停止中の事故シーケンスグループの選定において、出力運転時と同様に運転停止中の地震を起因とした配管破断等による原子炉冷却材の流出の扱いとして流出箇所不明のような事象を考慮しており、「直接炉心損傷に至る事象」を想定することを確認しています。 なお、停止時の地震レベル 1PRA では、評価手法が確立されていないことから定量評価は実施されていません。このため、出力運転時の地震レベル 1PRA の評価結果を参考に、事故シーケンスを選定していることを確認しています。 また、地震時の損傷の規模に応じて機能を維持した設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備等で燃料損傷防止を実施し、損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備等に期待できない場合には、大規模な自然災害の対応として、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。

IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード

御意見の概要	考え方
➤ 規制委員会がクロスチェック解析をまったく行うことなく、申請者の解析結果を妥当なものと判断していることは、審査の科学的厳正さを欠いている。クロスチェック解析用として原子力規制庁が整備してきた過酷事故総合解析コード MELCOR を用いて、クロスチェック解析を実施することを求める。	➤ シビアアクシデントの解析には比較的大きな不確かさが伴うことを踏まえ、申請者が実施した解析の妥当性の確認においては、規制委員会の所有する解析コードによる解析結果（以下「NRA の解析」（※）という。）が申請者の解析コードによる解析結果（以下「申請者の解析」という。）と同様の傾向であることを確認するとともに、NRA の解析により同定された不確かさ要因が申請者の解析においても同様に考慮されていることを確認しています。 なお、申請者の解析については、以下の点を審査で確認し、解析結果の解釈が現在の技術レベルに照らして妥当と判断しています。 ① 炉心損傷後も含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること。 ② 国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があるとともに、他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算等により、一定の信頼性が確認されていること。 ③ 不確かさにも適切に対応できるような考え方に基づいて対策を要求していること。申請者が計画している対策の有効性評価について、解析コードおよび解析結果の不確かさを考慮しても、解析結果は評価項目を概ね満足することに変わりがないこと。 （※）「炉心損傷防止対策の有効性評価（RELAP コードによる解析）についての規制委員会の技術報告」、「格納容器損傷防止対策の有効性評価（MELCOR コードによる解析）についての規制委員会の技術報告」

IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード

御意見の概要	考え方
➤ 審査書案 133～297 安全解析について 想定した各種の事故ケースに関して、申請者が計算コードを使ってプラント状態のシミュレーション解析を行っているが、その解析結果の定量的な妥当性を判断するにあたり、原子力規制委員会は申請者が使ったものとは異なる別の計算コードを用いて独立した解析を行う、いわゆる「クロスチェック解析」を実施することを求める。	➤ 同上
➤ 申請者である東京電力が提出した解析値や数値算出に際して依拠した係数や計算式を鵜呑みにし、規制委員会がクロスチェック解析をまったく行うことなく、申請者の解析結果を妥当なものと判断していることは、審査の科学的厳正さを欠いています。	➤ 同上
➤ 原子力規制委員会は申請者が使ったものとは異なる別の計算コードを用いて独立した解析を行う、「クロスチェック解析」を実施することを求める。	➤ 同上

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0項関係）

御意見の概要	考え方
➤ 298 ページ「重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0関係）」で、「・・・共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認」したのみで「要求事項に適合するもの」と判断している。「規定」の内容が実際に妥当ものであるかどうかは審査されていないように思われるのであって、この「要求事項」そのものが審査として不十分。 ➤ 1号機から4号機側は地震による地盤の液状化で防潮堤が壊れ、津波襲来時に水没の危険性があるが、1号機から4号機の燃料プールには使用済燃料があり、プールの水が失われた場合、重大事故になる恐れがある。再稼働よりも1号機から4号機の安全確保を優先するべき。 ➤ 荒浜側防潮堤が液状化により損傷を受ける恐れがあることについて、1号機から4号機の燃料プールには使用済燃料が保管されているが、これらに影響はないのか。 ➤ 耐津波設計方針（審査書案48頁から）において、1号機から4号機側の津波防護は期待できず、基準津波で建屋は水没する可能性があるが、1号機から4号機は休止中であり、使用済燃料が最	➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、保安規定変更について審査していきます。 ➤ 1号炉から5号炉の使用済燃料プールに使用済燃料が貯蔵されている状況を踏まえて、使用済燃料プールの冷却水が全量喪失した場合等の評価を行い、各号炉の燃料集合体の健全性並びに6号炉及び7号炉の重大事故等対処に支障を及ぼさないことを確認しています。 なお、使用済燃料プールの冷却機能が失われた場合であっても使用済燃料プールの冷却水が沸騰するまでに時間余裕があることから、ホイールローダによるアクセスルート上の障害物除去等を行った後、可搬型設備による注水が可能であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0項関係）

御意見の概要	考え方
上階のプールに保管されている。堤防の抜本的強化や、安全な保管場所を建設して使用済燃料を移管するなどの、安全対策を優先すべきだ。 ➤ 基準津波の防御が期待できず、1号機から4号機は水没することが前提なら運転すべきではない。 ➤ 複合災害にも対応できるのか不安だ。 ➤ 6号機及び7号機の審査なので1号機から4号機側は無視しているようだが、使用済燃料プールがあり、稼働していなくても危険である。隣接している1号機から4号機が危険な状態なのに6号機及び7号機が安全に運転できるという判断は誤っている。 ➤ 使用済燃料が入った1号機から4号機のSFPが液状化リスクのある地面に立っており、プールの水が失われた場合に重大事故に至る。 ➤ 荒浜側は津波で水没することが前提では燃料プールが守れません。 ➤ 水没する1号機から4号機のプールに保管されている使用済燃料に影響はないのか。6号機及び7号機への悪影響はないか。 ➤ 6号機及び7号機への対策と荒浜側敷地が津波により浸水する1号機から4号機への対策を同時に行う必要が出た時に、シナリオ通りの人員や動きが可能とは限らない。1号機から4号機の廃	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

IV－2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項関係）

御意見の概要	考え方
炉が前提。 ➤ 津波により 1 号機から 5 号機が損傷した場合の 5 号機及び 6 号機に波及する可能性についての審査がない。 ➤ 東京電力は汚染水対策のための体制を整備しておらず、原子炉設置者としての適格性がない。 ➤ 事故原因、事故経過は解明されておらず、再び同様の事故に遭遇した時の事故対応、事故処理、事故時の体制、事故対応設備、事故対応装備など事故時の「技術的能力」はない。 ➤ 重大事故を発生させた東電には「技術的能力」はない。原子炉等規制法及び電気事業法の欠格要件に該当し原子力事業者資格はない。 ➤ 事故の対処が出来る人間がすべて退職してしまっていて原発の	➤ 同上 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所におけるような汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しています。 また、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であることを確認しています。 ➤ 今般の審査は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて定めた新規制基準への適合性を確認したものであり、地震、津波といった自然現象の想定や、重大事故等に対応するための設備及び手順等の実現可能性などを厳しく審査しました。 重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項の規定に対して、重大事故等に対処するための手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備が適切な方針であるかを確認しました。 ➤ 同上 ➤ 同上

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0項関係）

御意見の概要	考え方
細かな部分まで分かっていない人間ばかりになっている。 ➤ 3・11以降の国・東電はエリートパニックを起こし混乱を極めたが、事故が発生した場合の指揮命令系統・責任は確立したのか。柏崎刈羽原発再稼働は論外である。 ➤ 1F事故では高線量下の放射能、放射線量等を防護すべき機材、装備等の機能が不十分であったが、現在、高線量下でも作業できる機器、装備はあるのか。また、高線量下での作業におけるマニュアル化も必要。 ➤ 東電には事故の発生と拡大を防ぐための「技術的能力」はない。高線量下で作業するための「技術的能力」がないのではないのか。	➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故では緊急時対策所内に設置される緊急時対策本部の指揮命令が混乱し、迅速適確な意思決定ができなかったことを踏まえ、米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System(ICS)を参考に発電所で複数号炉が同時被災した場合においても対応できるよう原子力防災組織を構築し、指揮命令系統を明確化する方針であることを確認しています。 ➤ 想定される作業環境（放射線量、温度等）について審査し、作業に支障が無いことを確認しています。また、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することを確認しています。さらに、高線量の環境下における対応のため、高線量対応防護服等を整備することを確認しています。 また、現場状況の偵察、空間線量率の測定、がれき等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保等を支援するための遠隔操作資機材（ロボット、無線重機及び無線ヘリコプター）の提供、提供資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように外部からの支援計画を定めていることも確認しています。 ➤ 同上

IV－2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1．0項関係）

御意見の概要	考え方
➤ （1 F 事故の際）高線量下の放射能、放射線量等を防護すべき機材、装備等の機能が不十分であり、実働するための「技術的能力」は無かった。現在、高線量下でも作業できる機器、装備はあるのか。 ➤ 1 F 事故での対応中、線量計が鳴ったことで格納容器内の目的の弁まで行かず退避したとテレビ放映されていたが、線量計が鳴ったから逃げ戻ることは原子炉の状態を考えたなら進むべきだった。この判断ができない運転員をかかえたまま反省もしないような会社に再稼働を許可することに反対である。 ➤ 消火も含めた対応要員の数が十分であるか疑問である。 ➤ 重大事故対処設備のうち可搬式設備のアクセスルートについて重大事故対処設備のうち、可搬式設備のアクセスルートは複数確保することになっているが、地盤変動や降下火砕物（火山灰）等により、複数が同時に使えなくなる可能性が否定できない。この場合の対処方針と有効性が確認されない以上、許可すべきではな	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 火災が発生した際は、発電所内に常駐している消防隊長及び初期消火班による初期消火活動が行われ、その後、参集した消火班も加わった自衛消防体制が構築されることを確認しています。重大事故等への対処中に柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉で火災が発生し同時に消火活動が必要になった場合においても、自衛消防体制によって消火活動を行うことにより、重大事故等対処に支障を及ぼすことなく消火活動を実施できることを確認しています。 ➤ アクセスルートは、自然現象等を想定し迂回路も考慮して複数確保する方針であることを確認しています。また、屋外アクセスルートに対する地震による影響、降下火砕物（火山灰）を含むその他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイ

IV－2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1．0項関係）	
御意見の概要	考え方
い。	ールローダを保管、使用する方針であることを確認しています。 また、重大事故等対策の有効性評価では、最も長い復旧時間を見込んだ上で、重大事故等対策が成立することを確認しています。

IV-3. 2 地震による損傷の防止（第39条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 圧力バウンダリについては全て耐震クラスSである。しかし圧力バウンダリに冷却材を注入する系統が全てSクラスにはなっていない。これは重大事故時に安全上重大な問題となる。 ➤ 重大事故等対処設備として位置づけられた格納容器下部注水系等の復水移送ポンプ、復水補給水系配管・弁及び復水貯蔵槽と、それらが設置されている廃棄物処理建屋がいずれも耐震Bクラスであり、耐震Sクラスでない系統設備及び建屋を使用していることは不合理である。	➤ 原子炉圧力容器への注水を行う復水移送ポンプ、復水補給水系の配管・弁などの設備については、重大事故等対処設備であり、設計基準対象施設としての耐震クラスにかかわらず、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備として、基準地震動による地震力に対して、必要な機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。 ➤ 格納容器下部注水系等で用いる復水移送ポンプ、復水補給水系配管・弁及び復水貯蔵槽は、重大事故等対処設備であり、設計基準対象施設としての耐震クラスにかかわらず、常設重大事故緩和設備として、基準地震動による地震力に対して必要な機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。また、廃棄物処理建屋は、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備の間接支持構造物として、基準地震動による地震力に対して、必要な機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。

IV－3. 4 火災による損傷の防止（第41条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 重大事故等対策の有効性評価において、使用する非常用 D/G の火災発生や延焼における喪失に対する対応がないため、分散配備が必要である。	➤ 非常用ディーゼル発電機は、本体を原子炉建屋内の相互に隔てられた区画に設置するとともに、耐火壁により互いに異なる系統を分離する設計としており、火災発生や延焼により同時に機能を喪失しないことを確認しています。

IV－4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2関係）

御意見の概要	考え方
➤ 国内原子力発電所での実績がない高圧代替注水系を原子炉隔離時冷却系と同等に評価することは適切でない。	➤ 高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ、配管、弁類等から構成されています。蒸気タービン駆動ポンプを用いた給水については、国内のBWRプラントにおける原子炉隔離時冷却系やPWRプラントにおける補助給水系（タービン動補助給水ポンプなど）で採用されており、実績のあるものと考えられます。 なお、審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定について審査していきます。また、工事の工程ごとに使用前検査を実施していきます。今後、これら一連の後段規制の中で、実際に、高圧代替注水系の機器の機能に問題がないか等を確認することになります。

IV－4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 3関係）

御意見の概要	考え方
➤ 審査書P335「ロ）－2減圧用の弁が空気作動弁である場合」が何を指しているのか不明確。BWRで「減圧用の弁」である主蒸気逃がし安全弁は窒素駆動。PWRの「主蒸気逃がし弁」が空気駆動のためそのような表現をしていたことの名残であって、BWRにおいては適切な表現ではない。	➤ 審査書（案）の該当箇所は、設置許可基準規則第46条解釈1（2）b）の引用であって、「空気作動弁」との用語は空気や窒素により駆動する弁の総称として用いており、BWRプラントにおける窒素駆動の逃がし安全弁も含まれます。

IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係）

御意見の概要	考え方
➤ 代替循環冷却系、フィルタベント（地上）、フィルタベント（地下）、耐圧強化ベントと除熱手段を多く用意するのは良いが、運用上優先順位が必要である。 ➤ 代替循環冷却系は、新基準には位置付けられていないものであり、これをもって新基準に適合するとは言えない。代替循環冷却システムの実証実験を求める。	➤ 審査書（案）IV-4.7にあるとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備としては、代替循環冷却系を優先して使用し、代替循環冷却系が機能喪失した場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用することを確認しています。 なお、地下式の格納容器圧力逃がし装置は、自主的に設置される設備の位置付けと変更されており、その優先順位については、運用が開始される前までに決められることとなります。 炉心の著しい損傷が発生する前については、格納容器圧力逃がし装置を優先して使用し、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系を使用することを確認しています。 いずれにしても、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう判断基準をあらかじめ明確にした手順を整備する方針であることを確認しています。 ➤ 平成29年12月14日に施行された設置許可基準規則第50条では、BWR プラントについて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に必要な設備並びに原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を要求しています。 設置変更許可に係る審査では、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置の有効性等を確認し、設置許可基準規則第50条等に適合するものと判断しています。 引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定変更について審査し、設置変更許可申請書に記載された設備及び手順等の対策が実現できなければ、これら

IV－4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
➤ 「新たな冷却装置の義務化」これは「格納容器内の水を外部で冷やして循環させながら原子炉の冷却に使う装置（「毎日新聞電子版」10月18日2017年）」だそうだが、その詳しい仕様は不明で冷却性能も未知数である。実験的に性能が証明されてから検討されるべきだろう。現段階で原子炉の安全性を向上させる装置と位置づけるのは早計である。 ➤ 福島第一原子力発電所の事故原因解明はいまだに途上であり、新型冷却装置設置で事故が防げたのかなどは検証困難である。 ➤ 破損防止対策としてほぼ同じ効果が期待できる代替循環冷却系および格納容器圧力逃がし装置を重複設置することについて、設備の重複設置は、申請者マターではあるが、原子力規制委員会としてはどのように検討し、是と判断したかの見解が示されていない。また、重複設置により、系統の複雑化とコストアップを招き、むしろデメリットとなる可能性があるため、いずれかをオプションとすべき。 ➤ 代替原子炉補機冷却系として使用する可搬式熱交換器ユニットは、装置としての信頼性が低いばかりでなく、作業者にも過酷な手動操作を要求することであり、きわめて信頼性が低い。格納容器内に噴射する水は、放射能を含まない水を供給すべきである。その上、高温でかつ放射線量の高い熱水を格納容器ドライウエル	は認可されず発電所は運転できません。また、使用前検査において設備の性能が確認できなければ発電所は運転できません。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 代替原子炉補機冷却系として用いる可搬型の熱交換器ユニットは、設置許可基準規則第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り、保有数は、6号及び7号炉共用で4セットに加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット

IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
内に放射することはさらに放射線レベルの高い空間を多く作る ことになって望ましくない。 ➤ 可搬式熱交換器ユニットを手動で接続し、それによってサプレッション・チェンバの熱水を冷却することを計画している。それは、装置としての信頼性が低いばかりでなく、作業にも過酷な手動操作を要求することであり、きわめて信頼性が低い。格納容器内に噴射する水は、放射能を含まない水を供給すべきである。 ➤ 系統流量が大きすぎると、減圧速度が大きくなりすぎて圧力抑制室全体に減圧波(Decompression Wave)の影響が及び大きなプールスウェルが発生することが米国で懸念されている。米国では類似の機能の系統としてUS-ABWRの格納容器過圧防止システム(COPS)の再設計の際、こうした観点での検討・評価が行われており「MFN 16-001 ABWR COPS Redesign - ABWR DCD Revision 6	の合計5セットを保管すること等から信頼性が確保されていると判断しています。 なお、重大事故等発生時において運転員等が適切に対処できるよう、教育訓練を実施する方針であることを確認しています。 また、原子炉格納容器外の水源から注水を行った場合は、いずれ注水制限に至り格納容器ベントを行わなければならないこととなるため、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水を循環して長期的に冷却していくことは、妥当であると判断しています。 さらに、代替循環冷却系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室又は離れた場所から遠隔で可能な設計とする方針であるため、格納容器スプレイは放射能を含む水であっても問題とならないことを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針を確認しており、「原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする」方針であることを確認しています。この設計方針が満足されるかについては、荷重条件を含めて工事計画認可に係る審査において確認します。

IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
Markups」に至る一連の図書が公開されている。高い比エンタルピーの領域まで格納容器ベントを我慢する日本式のベント手順の場合はサプレッションプール水はほとんど熱的な飽和状態にある。この状態からベントラインを解放して急激な減圧を行う際にはプール水のflash挙動やプールのスウェル現象等の詳細検討が必要である。ベントを開始した際の圧力低下でプール水がflashする現象の影響はどの程度のものと評価しているか。減圧を目的としてサプレッションチェンバ側から圧力を抜いて行くプロセスでは、ドライウェル側からの蒸気や窒素が水平ベント管を抜けて気泡となってベントクリアーする現象が必ず発生しステップ状の圧力低下が生じる。こうした圧力変化の前までに循環冷却等によってプール水温を下げサブクール度をある程度確保しておかないと急激な減圧現象に伴う大きなflashやプールのスウェルが発生する。こうした現象に対する配慮はされているのか。サプレッションチェンバの内の様子は目視できない。過大なプールのスウェルを防ぐため運転員はどんなパラメータを見ながら何を判断基準としてどのバルブを操作するのか。こうした観点から、高い圧力、高いプール水温でベントした際のプール水挙動や施設影響について基本設計として設置許可段階で検討・審査しておく必要がある。 ➤ LOCA時の格納容器の圧力抑制機能について、重大事故時の水位ほか様々な条件下で、圧力抑制プールの機能が維持されるか評価が必要である。 ➤ ベント系の主流路上に流量制御に適した型式（グローブ弁等）が	なお、原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価の補足では、重大事故等発生時のサプレッション・チェンバ・プールへの蒸気流入を踏まえた水力学的動荷重の影響を確認しています。 また、有効性評価では、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の減圧率を考慮したサプレッション・チェンバ・プール水位変動を評価し、ベントラインには到達しないことから格納容器圧力逃がし装置の性能に悪影響を与えないことを確認しています。 従って、格納容器ベント時にプールのスウェル等が発生した場合にも、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び格納容器ベントによる原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能へ悪影響は与えないと考えられます。 上記のとおり、プールのスウェルの影響が設計上考慮されることから、プールのスウェルの発生を防止する直接的な手順はありませんが、運転員は、原子炉格納容器内の圧力及び温度、サプレッション・チェンバ・プール水位、原子炉建屋の水素濃度等で格納容器ベントの実施を判断し、格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁及び二次隔離弁を操作します。 ➤ 同上 ➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針を確認し

IV－4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
組み込まれているのか。 ➤ フィルタベント設備について、放射性物質を低減するとはいえ、その放出量、人体への影響、環境への影響と時間など住民、環境への影響が検証されずに操作マニュアル等の技術的のみの審査では審査案としては認める事が出来ない。放射性物質放出後の各影響調査検証を行ってから審査するべき。 ➤ 格納容器ベントによる放射性物質の大気中拡散については、フィルターベント設備を要求しているが、それが実際にどれだけ有効なのかは実験的に確かめられていない。フィルタ装置の性能は確かか。プール水による水スクラビン効果で、原理的には格納容器の圧力抑制機能と同じ原理であるが、事故時に圧力抑制室が機能しなかったのに、同様な仕組みの小型のフィルタ装置は確実に機能するとして良いのか。	ており、「圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする」方針であることを確認しています。この設計方針が満足されるかについては、工事計画認可に係る審査において確認します。 なお、設置変更許可に係る審査の過程において、格納容器圧力逃がし装置の主流路上には、流量制御可能なバタフライ弁が設置される方針であることを確認しています。 ➤ 新規基準においては、「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」を求めています。具体的には、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認しています。 ➤ 実機の格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験（実機のスクラバノズル1本、実機の金属フィルタ1本、実機の装置高さに対して試験では約1/2及び同一高さ）による性能検証試験の結果が示されており、粒子状放射性物質及び無機よう素に対して99.9%以上の除去効率を有することを確認しています。 また、格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、原子炉格納容器からの漏えいを含めて保守的な評価（※1）を行ったとしても7日間で最大約16TBq（※2）であり、100TBqを下回っていることを確認しています。 なお、東京電力福島第一原子力発電所事故では、シビアアクシデント環境下（暗闇、高線量）において、迅速にベントラインを構

IV－4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
➤ 審査書（案）368 ページ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等意見 第50条のロ）—1 排気中に含まれる放射性物質を低減するもの、としてフィルタベント設備があるが、その性能について妥当だと判断したと理解して良いか。	成できなかったこと等が教訓として挙げられています。これらの教訓を踏まえ新規制基準では、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力により容易かつ確実に開閉操作できること等を要求しています。審査においては、格納容器圧力逃がし装置の排出経路の隔離弁について中央制御室から操作が可能な設計とすることに加えて遠隔手動弁操作設備を設けること等を確認しています。 （※1）原子炉格納容器から原子炉建屋へのリークパスとなる原子炉格納容器貫通部、フランジ部等の放射性物質除去効果について、過去の実験結果に基づく除染係数は最小でも10程度を期待できるものの、その効果に期待しない保守的な除染係数として1を設定しています。また、非常用ガス処理系による負圧達成前においては、原子炉建屋による放射性物質の閉じ込め機能に期待しないとしています。さらに、非常用ガス処理系のフィルタによる放射性物質の除去効果についても保守的に期待しないとしています。 （※2）原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出されるCs-137の放出量は7日間で約14TBq、格納容器圧力逃がし装置（ドライウェルベント）を經由して原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は7日間で約2TBqです。 ➤ 同上

IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
➤ 水銀ゼオライトというよう素吸収材および金属フィルタも含めた装置ではあるが、事故時に目詰まり等もありどれだけ長期間、機能するかは必ずしも確かではない。 ➤ p. 368 格納容器の過圧破損を防止するために、「格納容器圧力逃がし装置」いわゆる「フィルタベント設備」が設けられている。そして、この装置をバイパスして格納容器内容物を大気に放出するバイパスライン（耐圧強化ベント）が設けられていて、これを閉鎖する意思がないと説明されていた。審査書では不明であるが、もし残しているなら、バイパスラインは撤去すべきである。 [理由]「耐圧強化ベントライン」はもともと設置されていて、福島第一原発事故後に「フィルタベント設備」が追加された。 （東京電力「フィルタベント設備について」2015年5月27日、p. 2 http://www.pref.niigata.lg.jp/HTML_Article/599/793/No.23.1.pdf）。フィルタベント設備は、直接格納容器の内容物を放出しないために事故後に新設されたものであり、旧来の設備を廃止するためのものであった。	➤ 格納容器圧力逃がし装置を長期使用した場合の影響として、水スクラバ単体の性能試験の結果から金属フィルタの閉塞の有無を評価し、流入するエアロゾルの量が許容されるエアロゾルの量よりも小さいことから問題とならないことを確認しています。 また、よう素フィルタについては、よう素フィルタ許容吸着量確認試験を実施し、流入量に対して十分な余裕があることを確認しています。 ➤ 格納容器圧力逃がし装置の配管から分岐し、耐圧強化ベント系の配管が設置される方針ですが、ノーマルクローズ、フェールクローズの隔離弁が設置される方針であり、格納容器圧力逃がし装置使用時に排気中に含まれる水蒸気等が耐圧強化ベント系へ流れることがないことを確認しています。 また、申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条）、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条）及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52条）として、格納容器圧力逃がし装置を用いるとしていますが、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として用いる際には、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合のバックアップとして耐圧強化ベント系（※）を用いるとしています。多層的に対策を整備することにより、対策の信頼性が向上すると考えられます。 （※）炉心の著しい損傷が発生する前は、「周辺の公衆に対して著

IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係）

御意見の概要	考え方
➤ 「格納容器圧力逃がし装置」の構成は複雑すぎて信頼性に欠けるから単一故障基準を適用すべきである。 ➤ 柏崎刈羽原発のベントについて、6、7号機フィルターベントのタンクは、高さ8m直径4m、格納容器は高さ22m内径6.4m。このような小さなタンクで、大量の高圧の水素ガス、水蒸気処理する事は無理である。 ➤ 重大事故等対処設備の設計方針における格納容器圧力逃がし装置の原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計は無理があり検討しなすべきだ。理由：「e. 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計とする。」ことが規定さ	しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（敷地境界の実効線量が発生事故当たり概ね5mSv以下）」が求められており、耐圧強化ベント系のウェットウェルベント（サプレッション・チェンバ経由）及びドライウェルベントいずれも敷地境界の実効線量が5mSv以下（評価結果：約4.9×10^{-2}mSv以下）であることを確認しています。 一方、炉心の著しい損傷が発生した後は、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること）」が求められており、耐圧強化ベント系のウェットウェルベントのみが使用されCs-137の放出量が100TBqを下回る（評価結果：約1.4TBq以下）ことを確認しています。 ➤ 審査書（案）IV-4.7の「4. 審査過程における主な論点（2）」で記載したとおり、格納容器圧力逃がし装置の系統の構成が妥当であることを確認しています。 ➤ 審査においては、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために水蒸気や水素ガス等を排出できる十分な容量を有する設計とすることを確認しています。 ➤ 審査書（案）IV-4.7にあるとおり、格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすることで規制基準を満足するこ

IV-4. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）

御意見の概要	考え方
れているが、格納容器ベントの停止操作（「格納容器ベント操作に係る考え方について」審査資料 KK67-0169 改 01 平成 29 年 8 月 2 日 p.150）において、(b) 格納容器除熱機能が回復した場合、(p.151 中段)「なお、残留熱除去系による格納容器除熱により原子炉格納容器が負圧になることを防止するため過度な冷却を実施しないように操作するとともに、不活性ガス系統からの窒素ガス供給を実施する。」とある。『重大事故時に冷却をしつつ、格納容器が負圧にならないように過度な冷却をしない』と相反する操作を強いられることは、操作の信頼性として無理があり危険ではないか。負圧破損防止の為に窒素ガス供給システムの系統構成や作動タイミングは、格納容器鋼製部分の負圧に伴う外圧座屈は瞬時に起きるため間に合わない危険性がある。 ➤ フィルタベント装置について、重大事故に至った場合に原子炉内の圧力を緩和する装置として、地上式のフィルタベント装置を以て良しとしているが、より安全の側に立つのであれば、地下式のフィルタベント装置を優先して必須の設備として審査対象とすべきだったのではないか。	とを確認しています。 また、有効性評価では、原子炉格納容器内の圧力がおおむね安定した状態（事象発生から7日後）において、運転員の誤操作により格納容器スプレイを連続で実施したとしても、格納容器スプレイ開始から原子炉格納容器内が負圧に至るまで約4時間かかることが示されており、運転員による格納容器スプレイの停止操作に十分な余裕時間があることを確認しています。 御指摘の不活性ガス系統からの窒素ガス供給は、自主対策設備を用いた対策であり、規制要求上の原子炉格納容器の負圧破損防止対策として期待しているものではありません。 なお、当該自主対策設備の使用により他の設備に悪影響を与えることがないことを確認しています。 ➤ 新規制基準においては、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策を要求しています。この要求を満たす仕様については、指定しておらず、対策として地下式を採用するかどうかは、申請者の判断によります。なお、本申請では、地上式の格納容器圧力逃がし装置を採用しており、審査では、その対策の有効性を確認しています。

Ⅳ－４．１２ 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１．１２関係）

御意見の概要	考え方
➤ 事故直後、住民の避難完了まで放射性物質を拡散させないことができるのか疑問。福島事故の収束作業で放射性物質をどう閉じ込め処理していくのかを明確にならなければ、十分な重大事故への対処とは言えない。他の手順でもいえることだが、大容量送水車などのキャタピラでない重機が経路の陥没やがれきのある道を通して原子炉建屋まで短時間でたどり付けるのか疑問。 ➤ 福島第一原発は高濃度汚染水の流出が止まらないが、柏崎刈羽原発は設計の段階で高濃度汚染水の発生と漏えいが全く想定されておらず、新規制基準の審査対象からも外されている。この審査は緩すぎである。 ➤ 福島第一原発事故で大きな問題となっている高濃度汚染水について、建屋外への放出防止策も拡散防止策もない。東電が海洋汚染防止策として設置する設備はシルトフェンスである。これだけでは対策にならない。 ➤ 高濃度汚染水について、敷地外へ流出させない受動的に高濃度汚	➤ 新規制基準においては、重大事故等が発生した場合に可搬型の重大事故等対処設備を運搬するために、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、適切な処置を講じることを要求しています。アクセスルートは、自然現象等を想定し、迂回路も考慮して複数確保する方針であることを確認しています。また、障害物を除去可能なホイールローダを保管、使用する方針であることを確認しています。さらに、重大事故等対策に関して実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する方針であることを確認しています。 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所の事故に伴って発生した汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しており、審査においてその対策を確認しています。また、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅳ－４．１２ 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１．１２関係）

御意見の概要	考え方
染水を受け入れ、閉じ込める収集・貯留設備がない。放水銃とシルトフェンス設備資材だけであり、あまりに不十分である。 ➤ 重大事故発生時の「発電所外への放射能拡散を抑制するための設備および手順」について、東電の説明を了としているが、高濃度汚染水対策がない。今回の東電の対策は、格納容器上部の破損に対するものであり、格納容器下部の破損による原子炉冷却水の流出と、汚染水が施設外に放出することへの対策がない。 ➤ 高濃度汚染水の放出防止・拡散防止策がない。東電の対策は、格納容器上部が破損し、気体の放射能が放出した場合、それを放水砲で叩き落とすというだけで、格納容器下部の破損による原子炉冷却水の流出と、それが汚染水という形で、施設外への放射性物質の異常な水準の放出をもたらす事態について対策はなく、適合性審査で検討もされていない。 ➤ 高濃度汚染水の対策もない 規制委が対象としているのは気体状の放射能だけであり、高濃度汚染水が発生することについて、建屋外への放出防止策もない。 ➤ 気体状の放射性物質については、放水砲で叩き落とす・海洋については、吸着材とシルトフェンスが適切に実施される方針であるとしているが、これでは溶融炉心の冷却水を起源とする高濃度汚染水の拡散を防ぐことはできない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅳ－４．１２ 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１．１２関係）

御意見の概要	考え方
➤ 柏崎では、あらかじめ、凍土壁のような地下水対策を行っておかなくてもよいならば、その根拠の科学的・技術的な説明が必要。 ➤ 海洋への放射性物質の拡散防止策として、放水口や雨水排水路に対しての対策はとっているが、地下への浸透を考慮しているか。地表から地下浸透するものへの対策をどのように考えたら良いか。 ➤ 原発外への放射性物質の拡散を抑えるために、大容量送水車などで原子炉建屋に放水する設備を東電が整備する方針を確認したとあるが、方針確認では担保されない。 ➤ ４０９ページ、丸数字２ 重大事故等対処設備の設計方針、a. :「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。」とあるが、「原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量」は、ポンプの揚程を決める根拠となるだけであり、本来の「容量」すなわちポンプ・放水砲の流量はどのように決めているのかが不明である。結局「発電所外への	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定変更について審査し、設置変更許可申請書に記載された設備及び手順等の対策が実現できなければ、これらは認可されず発電所は運転できません。また、使用前検査において設備の性能が確認できなければ発電所は運転できません。 ➤ 審査においては、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の容量については、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲の性能曲線から大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の放水流量及び放水砲の放水角度を考慮した上で、原子炉建屋屋上まで放水できる吐出圧力及び容量であることを確認しています。御指摘のとおり規制基準において放射性物質の除去効果に係る要求はありませんが、放水による効果等については、空気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

IV－4. 12 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. 12関係）

御意見の概要	考え方
放射性物質の拡散を抑制するための設備」とは、ただ建屋の屋上に「放水」できればよい。それがどのような「放射性物質の拡散を抑制」する効果を持つかは問わないという極めてずさんな要求であり、申請者の「設計方針」もそれに安易に乗ったものでしかない。もし、「放水」により放射性物質の放出を「抑制」できるといふなら、定量的に、その評価結果を示すべきである。もしそれができないのであれば、本件に関する審査結果は無効であると言わざるを得ない。	ており、雨量に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。

IV－4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 14関係）

御意見の概要	考え方
➤ SBO 時の CV の健全性を確保するのに必要な蓄電池を備える東電の方針は履行されるのか。 ➤ 可搬式の非常用ディーゼル発電機の場合でも、燃料配管とモーターの加熱を防ぐ冷却水配管が損傷する事、燃料タンクが津波で浮揚し流出した場合にはタンクそのものが破損して燃料供給ができなくなり発電はできない。	➤ 全交流動力電源喪失時において、所内常設蓄電式直流電源設備は、24 時間にわたり、必要な電力の給電を行うことが可能であることを確認しています。 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。 引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定変更について審査し、設置変更許可申請書に記載された設備及び手順等の対策が実現できなければ、これらは認可されず発電所は運転できません。また、使用前検査において設備の性能が確認できなければ発電所は運転できません。 ➤ 可搬型代替交流電源設備は、外部から燃料配管をとおして燃料供給を行わないことや空冷式であることを確認しています。 また、可搬型代替交流電源設備の保管場所、燃料補給のための軽油タンクの設置場所及びタンクローリーの保管場所は津波の影響を受けないことを確認しています。

IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15関係）

御意見の概要	考え方
➤ 原子炉水位は「差圧式水位計」を使用するとしている。このタイプは、福島原発事故の際に、基準水位面が蒸発して水位がTAF以下になっても、TAF以上と誤解させて、大災害への誘因の一つとなった。水位計は改善が必要である。現在の水位計は冷却機能を失ったときに水位計測不能に陥り、重大事故対処を不能にするのではないのか。 ➤ 表4.15-1申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ」(p.433-)に関して、福島事故において、1号機の原子炉水位計が誤動作した問題は柏崎刈羽原発でも解消されていないのではないのか。 ➤ p434 表 IV-4.15-1 原子炉圧力容器内の水位は多重化しているものの、福島第一原発事故時に差圧式液面計が基準面器側のサプレッションや密度変化で実際の液面と異なる指示を示したことを考慮すると多様性が必要である。超音波式、キャピラリ式、ヒーター感熱式等、他の方式を併用すべき。 ➤ p434 表 IV-4.15-1 原子炉圧力容器への注水量に差圧式が用いられているが、代替計器が差圧式の液面計であり、福島第一原発事故時に差圧式液面計が基準面器側のサプレッションや密度変化で実際の液面と異なる指示を示したことを考慮すると、代替計器としては、電磁流量計や超音波流量計、渦流量計等とし多様性を持たせる必要がある。p437 流量計も同様。	➤ 原子炉水位は、計器故障の疑いがある場合には多重性を有する重要計器の他チャンネルによる計測を確認し、さらに、代替手段として原子炉圧力容器への注水量（高圧炉心注水系系統流量等）から原子炉水位を推定する手順を整備することを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 原子炉圧力容器への注水量（高圧炉心注水系系統流量等）は、計器故障の疑いがある場合には、代替手段として水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化等から原子炉圧力容器への注水量を推定する手順を整備することを確認しています。 なお、原子炉圧力容器への注水量は、基準面器ではなく、隔液ダイヤフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測する差圧式流量検出器を用いていることを確認しています。

IV-4. 15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 15関係）

御意見の概要	考え方
➤ 審査書案 p435 表 IV-4. 15-1 (*140) 原子炉格納容器内が飽和状態であるとは限らず、圧力計および温度計をそれぞれの代替計器とするには不確実性が高く、妥当で無いと考える。p439 も同様。 ➤ すぐにも計測値が入用な時に備えて「外からの目視による確認又は可搬型計測器により、内部の状況確認」をする手順を整備しておく必要がある。	➤ 原子炉格納容器内の温度等の推定に格納容器内圧力を用いており、原子炉格納容器内が飽和状態を仮定しています。これは、想定される重大事故等が発生した場合において、一時的に原子炉格納容器が過熱状態に至るものの、おおむね原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることが示されており、飽和状態を前提として重要代替計器で事故対応が可能であることを確認しています。 ➤ 重大事故等が発生し、計測機器が故障した場合にも対処できるように、多重性を有する計測機器の他チャンネルにより計測する手順が整備されていることを確認しており、他チャンネルにより計測ができない場合には、代替手段によりパラメータを推定する手順を整備することを確認しています。 さらに、原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位等の重要なパラメータについては、可搬型計測器により計測する手順を整備することを確認しています。

IV－4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）

御意見の概要	考え方
➤ 全面マスクが必要な環境において作業を強行したり人員を交代させることは極めて困難であるだけでなく、想定しているような電源喪失環境においては無意味。 大規模損傷を起こした後、中央制御室や建屋内部に作業員や運転員を送ることは、規制基準矛盾した対応になっている。	➤ 原子炉制御室の居住性を確保するための可搬型陽圧化空調機は、電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計となっていることを確認しています。また、全面マスクを着用し、交代要員の体制を考慮した成立性を確認しています。 大規模損壊が発生した場合には、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。

IV－4. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等（第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）

御意見の概要	考え方
➤ 柏崎刈羽の6・7号機について、耐震・耐津波基準を満たす免震重要棟がない。5号原子炉建屋内の緊急対策所を代替え施設として認めているが、これでは全く不十分である。 ➤ 緊急時対策所を免震構造にすべき。	➤ 新規制基準は、重大事故等に対処するために適切な措置が講じられるよう緊急時対策所の機能を設けることを求めています。その構造等は特定していません。柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉については、本審査において、新規制基準が求める機能を有することを確認しています。 審査当初、申請者は、免震重要棟及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置することとする計画を示していました。 その後、敷地の液状化に伴い3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設置場所に基準津波の遡上波が到達する可能性があることから、申請者は、基準津波の遡上波が到達する可能性がない5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に変更することを示しました。 さらに、免震重要棟内緊急時対策所が審査において基準地震動による地震力に対し耐震性を有することを示せなかったことから、申請者は免震重要棟内緊急時対策所の使用を取下げ、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみで、これを耐震構造とし基準地震動に対して機能を喪失しないようにすることにより、建屋の構造体全体の信頼性を確保すること、地震時の居住性を確保するとの方針を示しました。 本審査では、申請者が、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所について、基準地震動による地震力に対して、緊急時対策所の機能を喪失しない設計としていること、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができる措置を講じていること等により、新規制基準に適合していることを確認しています。 ➤ 同上

Ⅳ－４．１８ 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等（第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１８関係）

御意見の概要	考え方
➤ 緊急時対策所は耐震かつ免震でなければならない。 ➤ ５号炉原子炉建屋内緊急時対策所が免震構造でないため、新基準に適合しない。 ➤ 東電は、５号機の建屋内に緊急時対策所を設けたが、免震構造ではない。これまで東電自身が何度も述べていたように、緊急時対策所を免震構造にすべきだというのは福島第一原発事故の大きな教訓ではなかったか。規制委はなぜこれを認めるのか。 ➤ ５号原子炉建屋内緊急時対策所の機能について、原子炉建屋は耐震構造であっても免震構造ではないため、余震などでの揺れは減衰せず、この場所での各種作業や指令を管理者がおこなうのには困難があるのではないのか。 ➤ 緊急時対策所が免震構造ではないためく、必要とされる機能が維持できなくなる恐れがある。緊急時対策所が免震構造でなければならないのは、福島第一原発の教訓であったはず。 ➤ 免震重要棟以外の緊急時対策所は、基準地震動にも基準津波にも耐えるものとは考えられないので、新規性基準に適合していると判断すべきではない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 本審査では、事業者が申請した５号炉原子炉建屋内緊急時対策所について、基準地震動による地震力に対し緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する設計としていることにより、新規制基準に適合していることを確認しています。

IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等（第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）

御意見の概要	考え方
➤ 6号機・7号機と地理的に接近しているため、5号機建屋は緊急時対策所として不適当なのではないか。 ➤ 免震重要棟内緊急時対策所、3号原子炉建屋内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び大湊側緊急時対策所（予定）を一人当たりの面積で比較すると、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が圧倒的に狭い。この狭い中、で食事、休憩、睡眠をとり、73人が1台の簡易トイレで用（排泄）を済ませることについて、居住性が確保されているのか。地震への耐震性は、5号機原子炉建屋の耐震構造、建屋の剛性、強度で保たれるとしているが、中にある指示要員や現場要員は余震の揺れに耐えられるか。持ち込まれる可搬式陽圧化空調機やパソコンなどの機器や書類などが転倒や散乱したりしないか。 ➤ 〈464頁〉居住性の基本として最大収容数と緊急時対策所の面積から割り出される要員1人当たりの平均床面積を定時すべき。その際、労働安全法に違反している場合、緊急時対策所の審査をやり直すべき。	➤ 緊急時対策所については、設置許可基準規則第34条及び第61条において、緊急時対策所が満たすべき要求事項が規定されており、5号炉原子炉建屋に設置する緊急時対策所が基準を満たしていることを確認しています。 また、居住性の確保において、6号炉及び7号炉から同時に福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質が放出することを想定しても5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員等の被ばく線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計としていることを確認しています。 ➤ 緊急時対策所の広さについては、災害対策本部として常時活動ができるよう、休憩所、トイレ等の必要な設備及びスペース（約200m²）、各作業班用の机の設備等を配置し、活動に必要な広さを有する設計であることを確認しています。 なお、可搬型陽圧化空調機等は、固縛等を実施することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認しています。 ➤ 同上

IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等（第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）

御意見の概要	考え方
➤ 5号炉の建屋内に「緊急時対策所」を設置することは、不適性であり、建屋とは別の棟を建設し、「緊急時対策所」を設置すべき。複合的に5号機の原子炉や使用済み燃料プールも同時にダメージを受けるとような状況の想定が欠落している。 ➤ 故意による大型航空機の衝突には複数の緊対所拠点が「同時に発災する可能性は低」いだろうが、弾道ミサイルでは複数、5号機緊対所と免震重要棟内緊対所は同時に発災する可能性は高い。 ➤ 審査書（案）461 ページ 第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18 関係意見 5号炉原子炉建屋内の緊急時対策所は、設備・手順等が適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した、とされており、審査合格した他のプラントと比較しても設置場所や設備・手順に差はないと判断されたのか。今後、設備・手順等が適切かどうか具体的な検査は行われることになるのか。	➤ 5号炉原子炉建屋内の使用済燃料プールには使用済燃料や使用済制御棒等を貯蔵しています。使用済燃料プールの水位が十分確保されない場合でも、使用済燃料や制御棒等からの影響は十分小さいことを確認しています。 ➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。 ➤ 緊急時対策所が新規制基準に適合していることを確認しています。なお、具体的な内容は、保安規定に規定され、その遵守状況について保安検査等で確認します。

IV－4. 19 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係）

御意見の概要	考え方
➤ 重大事故が起こった場合の外部連絡は、原子炉建屋内の緊急時対策所から発信とだけあり（審査書案 475 ページ）避難誘導に対する考慮が不十分と考えられる。	➤ 運転員は、重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応に専念することとしており、外部との通報連絡については、緊急時対策所発電所対策本部が実施することは適切と考えます。

Ⅴ 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 関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 柏崎刈羽原発の周りではたくさん地震が起こっているため、今後東日本大震災のような「想定外」の災害が起こる可能性は十分にあるが、もしこのような災害が再び発生した時に、東電がきちんと対応できるかについての説明はまだ不十分である。	➤ 新規制基準は、東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故等が発生した場合にも、外部への影響を最小限に抑えるための十分な対策を要求しています。 さらに、想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。これらに対して、申請者が整備する対策が、新規制基準へ適合していることを確認しています。
➤ 477 ページ Ⅴ 大型航空機衝突その他のテロリズムによる大規模損壊を想定しているが、その対応は緩和措置であり、過酷事故を防止できる内容になっていない。北朝鮮の脅威が問題になっている中、大規模損壊を防止する対策もなく原発を再稼働すべきではない。	➤ 同上
➤ 大地震が起きたり万が一北朝鮮がミサイル打ち込んできたら、再稼働した原発がどれほどの放射性物質をばらまくことか…再稼働は止めて下さい。	➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。
➤ 大地震や爆弾等の予期できない事故にあっても放射能を確実に封じ込められなければ、再稼働を認めるのは科学的判断とは言えない。	➤ 同上
➤ 軍事攻撃を受ける危険に対してどう対処するか。	➤ 同上

Ⅴ 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 関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 北朝鮮がミサイルを誤射して柏崎刈羽原発を直撃すれば破局的事態を迎えるのではないかと。事故が無くとも放射性廃棄物を処理する目処もなく、また原発作業員は被曝で健康を損なう可能性がある。 ➤ 北朝鮮からのミサイル攻撃の脅威がある現在、日本海側に原発を稼働させることは、格好の攻撃目標となり、我が国は安全保障上、重大なリスクを抱える。 ➤ 故意によるテロ、ミサイルの落下などによる影響について、具体的な検討と対策を明記すべき。 ➤ 原発の運転中にミサイル等が飛んでくる場合も考えておいた方がよい。 ➤ 477 ページ 北朝鮮がノイズジャミング攻撃を行った場合、制御系統が正常に動作しなくなる恐れがある。これに対する対策が必要と考える。 ➤ テロ対策について無防備ではないか。使用済み燃料プールに飛行機の墜落さえ想定されていない。ましてや政府が危機を煽っている北朝鮮のミサイルへの対策はゼロである。 ➤ ミサイル攻撃に対して、その被害を食い止める手段が講じられていないから、審査合格判断には反対。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

V 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 関係）

御意見の概要	考え方
➤ テロ対策というよりも武力攻撃による大規模損壊を想定して、それに対処することが出来るかどうか「大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備」されているかどうか判断すべき。 ➤ 審査対象に、弾道ミサイル等による武力攻撃事態を含むべきであり、それへの対応手順の策定、具体的な周辺住民の避難計画との整合性、連絡手段と手続きの内容をとりわけ実行可能性について確認すべきである。 ➤ 故意による緊急時対策所への大型航空機の衝突は、故意にやるなら 6、7 号機原子炉建屋を狙うと想定される。それによる 5 号機緊対所付近での航空燃料の火災が最も考えられるが、免震重要棟内緊対所が対処できるだろう。では、Jアラートが対処している弾道ミサイルでは、3 か所の緊急時対策所から対処することが可能だろうか。 ➤ 中距離弾道ミサイル着弾によるテロに被災した時に、中央制御室及び緊急時対策所に代わって、運転員及び緊急時対策要員が活動を行うに当たっての拠点となる代替可能なスペースは、何処か。 ➤ 弾道ミサイルによる発電用原子炉施設への攻撃時の大規模損壊発生時の対応に必要な資機材の配備について、原子炉建屋及びコントロール建屋から 100m 以上離隔をとった場所であることの有効性を評価すべきである。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅴ 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 関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 原子力施設への意図的な航空機の衝突やミサイル攻撃に耐える強度があるのか。 ➤ 格納容器が爆撃（砲撃）されて破損する場合、ニューヨーク貿易センタービルへの航空機衝突を同様な攻撃を受けても、耐えられる強度はあるのか。 ➤ ミサイルによる意図的な爆破が行われた時については、「この場合の現象の分析は難しい」とし、「過酷な事態になる恐れは大きいとしても、詳しい分析は容易でない」と重ねて報告している。600km の高度に打ち上げられたミサイルが、そのまま急降下してきて、原子炉建屋の屋根に激突した時に、それでも柏崎刈羽原発は無傷でいられるという実験データは得ているのか。 ➤ 海からロケット砲で原発を狙われたら防ぎ切れるのか。テロ対策は、陸上からだけでなく、海上からの対策も十分にしておくべき。 ➤ 479～480 ページの「体制の整備」についてだけでも、テロに対する防御体制ができているとは到底言えないし、捨て身の行為は防ぎようがない。 ➤ 大型航空機や弾道ミサイルでは、大規模損壊が発生する前に、原子炉のスクラム緊急停止が必要だが、その手順の有効性を審査していない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。 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

V 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 関係）

御意見の概要	考え方
➤ 大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応の審査結果には、重大な審査漏れがある。スクラム緊急停止手順の「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」での有効性審査が記されておらず、審査していない。 ➤ 大型航空機の衝突又は弾道ミサイルの着弾による、スクラム・原子炉停止失敗しかつ炉注水なしでは約0.5時間ほどで燃料損傷・燃料溶融・メルトダウン・格納容器の過圧過温破損で放射能放出になると私は考える。 ➤ 受電幹線の破壊に連続する配電盤や所内ケーブルの損傷が生じた場合には、外部電源破壊から電源を守る構造や設備については記述もないが、安全確保対策の実証試験はどこで、どのように行ったのか。 ➤ 大規模損壊における使用済燃料プールの水位を確保するための対策について、大型航空機の衝突や弾道ミサイルの着弾では使用済燃料プール自体が損傷し、オペフロまで人がいけないことも想定される。この状況では、特有の困難が考えられる。一つは航空	ロリズムへの対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。 なお、対策の具体的内容は、防護上の観点から公開していません。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保する

V 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 関係）

御意見の概要	考え方
機の燃料などによる大規模火災、一つは不発弾頭や散布されるであろう時限信管をつけた子爆弾の処理である。処理作業が終了し消防車などが接近できるまでの間の使用済燃料プールの水位低下には、事業者が対処する技術的能力を有しており、対処すべきであるが、これは審査されていない。 ➤ 故意による大型航空機の衝突、弾道ミサイル弾頭の着弾によるプールの壁面や底面の損傷によるプール水の漏出について検討しておらず、使用済燃料プールからの漏水、溢水による安全機能の喪失を論議、検討した審査が全く無い。 ➤ 弾道ミサイルによるテロで発生する使用済燃料の損傷を、抑制、根絶する対応策、その科学的・技術的検討が、審査書（案）には記載がない。 ➤ 故意による大型航空機の衝突や弾道ミサイルの着弾では、使用済燃料プール自体の損傷が想定されるが、プールからの漏水量の程度によっては注水しても使用済燃料の露出長が長くなり、水上に出た露呈部分は崩壊熱で高温化し燃料の溶融に向かう。消火作業や爆弾処理がとても短くて済み約12～24時間後に注水開始の見通しだとすると、6号炉も7号炉も保有水が無くなっており、6時間半～18時間も露呈し、燃料破損が起こる。対策としては、3サイクル・約49か月間水冷却をした使用済み燃料1420体	ための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策について確認しています。 また、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを確認しています。 なお、対策の具体的内容は、防護上の観点から公開していません。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

V 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 関係）

御意見の概要	考え方
をプールから取出し、離れた場所に建設する乾式保管・空冷保管の施設に移す。空いた場所を利用し崩壊熱の多い定期検査時取出し燃料を保管する二重の容器を設置するといったことが考えられる。 ➤ 審査書案 317 ページ～471 ページ「4-4 重大事故等対処設備及び手順等」への意見 柏崎刈羽原発敷地を襲う直下型地震により制御棒挿入が不可能となり、原子炉付近で人手による作業が不可能となった場合、放射能汚染により原子炉付近で防護服を着用しても人が作業出来ないようになった場合の対応が決まっていない。 ➤ 大規模損壊発生時の対応において、そもそもその号機に近づくことはできるのか。 ➤ 予期し得ない過酷な自然現象により、炉心冷却ができず、道路が陥没し、火山灰や豪雪で道路状況が分からない場合に、キャタピ	➤ 大きな地震が発生した場合には、地震加速度大の信号（水平 120Gal、鉛直 100Gal）により自動スクラムし、原子炉を停止する設計としています。 さらに、審査書（案）IV-4.1にあるとおり、何らかの要因により原子炉スクラムができない事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために設備及び手順等を整備する方針としています。 それにもかかわらず、想定を超える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発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生し御指摘のような状況になった場合への対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

V 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 関係）

御意見の概要	考え方
ラーもない電源車や給水車が原子炉に接近することが可能か。 ➤ 中央制御室での監視及び操作が行えない場合は、「外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。」とあるが、事業者・東京電力にその技術的能力や運用能力があるか ➤ 大規模損壊発生時、中央制御室が損壊し機能を失った時に原子炉施設の状況把握を行える技術的能力並びに必要な都度大規模損壊に対する緩和措置を行える組織的力量を東京電力が有しているか点検、検討し審査すべき。	➤ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。 また、大規模損壊への対応のために、重大事故等対策に関して実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する方針であることを確認しています。 ➤ 同上

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 2 ページの（５）の 2 行目「以下「内部火災ガイド」という。」及び 3 ページの 3 行目「被ばく評価ガイド」は、後段に当該略語の記載が無いため削除すべき。 ➤ 4 8 4 ページの「内部火災ガイド」、「被ばく評価ガイド」は、本文に当該略語の記載が無いため削除すべき。 ➤ 4 ページの 1 6 行目、1 3 4 ページの 4 行目等、3 0 5 ページの 1 2 行目の「福島第一原子力発電所事故」は、他の記載箇所と整合をとるために、「東京電力福島第一原子力発電所事故」と記載すべき。 ➤ 5 ページ、（５）：「取り組み」と「取組」が混在しているため「取組」に統一すべき。 ➤ 6 ページ「自然災害及び重大事故等の対応」は、「自然災害及び重大事故等への対応」とすべき。 ➤ 1 2 ページ、丸数字 1：「……荒浜側（敷地内南部）基準地震動を設定する 1～4 号炉原子炉建屋設置付近においてそれぞれ S 波速度が 700m/s 以上となる地盤の上面は、……」の「原子炉建屋設置付近」は「原子炉建屋設置【位置】付近」ではないか。 ➤ 1 3 ページ、下から 3 行目：「申請者は、検討用地震として選定した F-B 断層による地震及び長岡平野西縁断層帯による地震【に】	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見を踏まえ、修正します。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
ついて、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。」「[地震ついて→地震について] ➤ 28ページの7行目の指数の全角の「ー」は、他のページと同様に半角で記載すべき ➤ 29ページの丸数字4の7行目「不確実さ」：他の記載箇所の「不確かさ」との違いは何を意味しているのか ➤ 29ページの18行目「約10年経過」と25行目「10年後」との「約」の有無は、何を意味しているのか？ ➤ 30ページの丸数字1の1行目「重要度分類」は、「耐震重要度分類」のほうが適当では ➤ 31ページ、4.(1)、丸数字1：「……部材・部位ごとの【応力及びひずみ等】が終局耐力時の【応力及びひずみ等】に対して妥当な安全余裕を有していること。」の「応力及びひずみ等」は「応力、ひずみ等」では。(32ページ丸数字2、32ページ下から4行目、310ページ(3)についても同様) ➤ 34ページ、丸数字2「許容限界」：「Sクラスの機器・配管系について、……塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、【その施設の機能に影響を及ぼすことがな	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 意味に違いはありませんので「不確かさ」とします。 ➤ 誤記であるため、「建設10年後」を「建設約10年後」に修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
い限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。】」の【】部分の表現は日本語になっておらず、不適切。「応力、荷重等を制限する値」の「値」とは何の値か？「荷重」は評価の条件であって、許容限界ではないのでは？ 【】部分は「その施設の機能に影響を及ぼすことがない最大の応力、ひずみ等を許容限界とする。」といった文言にすべきでは（３１１ページ第１段落についても同様） ➤ よみがなの記載が洩れている。 ・ １８ページの１２行目「片貝断層」のよみがなの記載が洩れている。 ・ ２１ページの１３行目「山本山断層」のよみがなの記載が洩れている。 ・ ３８ページの（７）の３行目「飯縄上樽のテフラ」は、初出のここでもよみがなを記載すべき。 ・ ３８ページの（７）の４行目「中子軽石層」は、よみがなの記載が洩れている。 ➤ ３７ページ：敷地内において「第四紀の地層に地すべり性と判断される複数の断層」とあるが、「地すべり性」であるとする根拠を示すべきである。 ➤ ４０ページの１行目「σ」は何を示すのか。また、半角の「-」は４７ページ等と同様に全角で「－」とするべき。	➤ 御意見を踏まえて読み仮名を追加します。 ➤ 御意見を踏まえて、「第四紀の地層に地すべり性と判断される」を「変位センスが正断層であり、変位の及ぶ地層が古安田層以浅で断面形態が円弧状をなすこと等から第四紀の地層に地すべり性と判断される」に修正します。 ➤ σは標準偏差を示しています。具体的には、ピーク強度、引張強度、残留強度の標準偏差にあたります。「-」については、御意見を踏まえて「－」に修正します

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 38ページの(7)の3行目「飯縄上樽cテフラ」は、75ページの「飯縄上樽テフラ」と同一のもののか。 ➤ 25ページの2行目「2300」は、他の記載箇所と整合をとるために、三桁区切りで「2,300」と記載すべき。(3行目等の四桁の数値も同様) ➤ 41ページの13行目「又は」は、「及び」と記載すべきではないか。 ➤ 41ページの13行目「上回るものの」は、「上回る号炉があるものの」などとしたほうが適当ではないか。 ➤ 43ページの1行目「柏崎」は、「観測地点「柏崎」」のことを指しているのか。 ➤ 43ページの2行目「発電所」は、「本発電所」のほうが適当。	➤ 「飯縄上樽テフラ」についても飯縄山を給源とした「飯縄上樽cテフラ」であるため、御指摘を踏まえて「飯縄上樽cテフラ」に修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正するとともに、その他の4桁の数値も同様に修正します。 ➤ 地殻変動による傾斜に関する評価について、6号炉は1/2,000を下回るので安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けていることを示し、7号炉は1/2,000を上回るので安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針としていることから、6号炉と7号炉で評価結果とその対応方針が異なるので「又は」とし、それぞれの説明をしています。したがって、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ ここでは、「観測地点「柏崎」」ではなく、地名としての柏崎を指しています。なお、審査会合資料等では潮位観測結果においては「観測地点「柏崎」」と区別して表記していることから原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 43 ページ、(5):「……また、……検討対象断層として最大 Mw8.6【を】考慮した。」[「を」を追加。] ➤ 44 ページの(12)の2行目「発電所」は、「本発電所」のほうが適当。 ➤ 45 ページの(3)の3行目「発電所」は、「本発電所」のほうが適当。 ➤ 46 ページの4行目「渡島大島」のふりがなの記載が洩れている。 ➤ 47 ページの最下行から上に4行目「T.M.S.L.」は、初出のここで略号の定義の記載が必要。 ➤ 46 ページ、(5)の下:「規制委員会は、審査の過程において、申請者が当初、本発電所から佐渡海峡を挟んで敷地と相対する位置にある佐渡島南岸の地すべり地形を陸上地すべりによる津波の検討対象とするとともに、地すべり規模等の設定に当たっては地形や地質との関係を踏まえて検討し、本発電所の安全性に与える影響を示すよう求めた。」の「申請者が当初、」の後の文章が欠落? 「申請者が当初、【検討対象としていなかった】本発電所から佐渡海峡を挟んで敷地と相対する位置にある佐渡島南岸の地すべり地形を陸上地すべりによる津波の検討対象とするともに、」ではないか。 ➤ 47 ページ、4. の上:「規制委員会は、……敷地の地学的背景及	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえて読み仮名を追加します。 ➤ 「T.M.S.L.」については、審査書(案)巻末の略語等において定義を説明しているため、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
び津波発生要因の関連性を踏まえて波源を適切に【組合せ、】適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。」の「組合せ、」は、動詞であるので、「組み合わせ、」が正。〔公用文表記に準拠。〕 ➤ ４８ページの最下行から上に５行目に関して、「以下「安全重要度分類指針」という。」は、後段に当該略語の記載がないため略語表から削除すべき。 ➤ ４８ページの最下行から上に４行目に関して、「安全重要度分類」は、本略称の定義が洩れているので記載すべき。 ➤ ５０ページの最下行から上に２行目「発電所」は、「本発電所」のほうが適當。 ➤ ５３ページ III－３．２ 耐津波設計方針 ２．基本事項の（４）②に関して、高潮による水位変動「観測地点「柏崎」における至近 61 年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザードの評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間 100 年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。」とあるが、「再現期間 100 年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮し裕度評価する」が適切なのではないか。 ➤ ６２ページの 3 1 行目に関して、「7 号炉原子炉建屋主排気筒の T. M. S. L. +76. 0m」とあるが、申請書では、T. M. S. L. +76m となっており、申請書と記載内容が異なる。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ ここでは、入力津波で考慮した潮位のばらつきを参照して評価することを表しており、高潮と基準津波の重畳も含めて検討していることを述べているものであり、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 70ページの(2)の9行目「不確実性」: 「不確かさ」、「不確実さ」との違いは何か。 ➤ 74ページの2.(1)の「原子力発電所に影響を及ぼし得る33火山」の定義はなにか(1.の16火山と17火山を足したものか)。 ➤ 76ページの(4)の2行目「四阿山」は前段に記載がなく唐突な感を受けるので、前段の74ページの1.(2)で「四阿山等の17火山」などと記載したほうが、わかりやすくなる。 ➤ 79ページの15行目に申請書では平型フィルタではなくバグフィルタとしており、申請書と記載内容が異なる。 ➤ 79ページの20行目に申請書では、空調は塗装ではなく金属材料を用いることで短期的な腐食を防ぐ設計としており、申請書と記載内容が異なる。 ➤ 85ページの最下行から上に2行目「0.01MPa」は、「abs」か「gage」のどちらであるか。 ➤ 88ページの15行目「敷地内」は「発電所敷地内」のほうが適当。	➤ 違いはありませんが、「不確実性」は申請書の記載を引用しています。 ➤ 完新世に活動を行った火山として抽出された16火山と将来の活動可能性が否定できない火山として抽出された17火山を足したもので、御指摘を踏まえ「1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出」において「本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出」を「本発電所に影響を及ぼし得る33火山の抽出」に修正します。 ➤ 御指摘を踏まえ「1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出」において「17火山を抽出した。」を「^{あずまやさん}四阿山等の17火山を抽出した。」に修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「バグフィルタ」に修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「金属材料の使用」に修正します。 ➤ 「gage」です。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 90ページの13行目「クラス1」は、「安全重要度分類のクラス1」と記載すべき。 ➤ 91ページ、3行目の「原子炉補機冷却海水設備」という名称は他との整合を図り「原子炉補機冷却海水系」とすべき。 ➤ 91ページの3行目に申請書では、復水器及びその洗浄のためのボール洗浄装置は記載しておらず、申請書と記載内容が異なる。 ➤ 91ページの10行目の半角の「-」は、102ページと同様に全角で記載すべき。 ➤ 91ページの13行目に申請書では、年の平均値ではなく、積雪が確認された日の平均値としており、申請書と記載が異なる。 ➤ 94ページ、2.「発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、持込み点検が可能な設計とする。」は、「発電用原子炉施設に不正に……持込みを防止する」という構文となっており、日本語として不適切。「を防止する」は「が行われることを防止する」とすべき。 ➤ 97ページ、丸数字7:「発電用原子炉施設には、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を講じる設計とする。」は日本語としておかしい。「発電用原子炉施設には、」は不要。	➤ 御意見を踏まえ、修正します。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見を踏まえ、修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、記載の整合のため半角に統一します。 ➤ 御意見も踏まえ、「平均積雪量」に修正します。 ➤ 御意見を踏まえて、「が行われることを防止する」に修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「発電用原子炉施設は」に修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 100ページ、(2)、丸数字1:「……自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。」の「中央制御室【からの手動操作による】固定式消火設備」は、表現不適切。「中央制御室【での遠隔手動操作が可能な】固定式消火設備」とすべき	➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。
➤ 101ページ、第2段落:「また、……自動起動の消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備により消火することとする。」の「中央制御室【からの手動操作による】固定式消火設備」は表現不適切。「中央制御室【での遠隔手動操作により作動する】固定式消火設備」とすべき。	➤ 同上
➤ 101ページ 4. (2) (マル 5)「電源が必要な消火設備は…電源が不要な設計とする」は、日本語として意味が通じません。	➤ 御意見を踏まえ、「電源が必要な消火設備は」は「消火設備は」に修正します。
➤ 105ページ、(4)、丸数字2:「アナログ式の火災感知設備として、熱感知器と煙感知器を【組合せて】設置し、早期の火災感知を可能にするとともに、火災の発生場所を特定することができるようにする。」の「組合せて」は、動詞であるので、「組み合わせで」が正。〔公用文表記に準拠。〕	➤ 御意見を踏まえ、修正します。
➤ 105ページの2行目に申請書では、異なる区分が混在する盤には直ちに煙を検知できる火災感知器を中央制御盤内に設置するとしており、申請書と記載内容が異なる。	➤ 中央制御盤内に直ちに煙を検知できる火災感知器を設置するという文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 110ページ、第1段落:「その上で、……使用済燃料プールの冷	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
却機能及び給水機能を維持するために……」は「……使用済み燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】給水機能を維持するために……」とすべき。 ➤ 110 ページ、2. の上：「規制委員会は、……使用済み燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために……」は「規制委員会は、……使用済み燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】給水機能を維持するために……」とすべき。 ➤ 111 ページ、(2) の上：「規制委員会は、……で単一の破損を設定する方針としていることを確認した。」の「単一の破損を設定する」という表現は分かりにくい。「隔離範囲内で単一の破損箇所を設定する」とすべきではないか。 ➤ 113 ページ、(2) の第2段落：「溢水影響を軽減することを期待する壁、堰、床段差等については、……水密扉の閉止等の運用【を】含め、これらの設計を維持するための保守管理を適切に実施するとしている。」 ➤ 115 ページ、(2)、丸数字1、c.：「溢水防護区画内の火災に対しては、水消火以外の消火手段を採用することとし、水消火を行う場合には、防護対象設備に対して不用意な放水を行わない運用とする。」とあるが、「水消火以外の消火手段を採用する」と「水消火を行う場合には」とは矛盾するのではないか。 ➤ 117 ページ、(4)：「申請者は、溢水が発生した場合においても	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 破損箇所を隔離範囲内に限定するものではないので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。 ➤ 発電用原子炉施設内は、原則水消火以外の消火手段を採用していますが、水消火を行う場合の運用について記載したものであるため、「原則として水消火以外の消火手段を採用することとし」と修正します。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
現場操作が必要な設備に対して、……」の「溢水が発生した場合においても」は「溢水が発生した場合において」とすべき。 ➤ 117 ページ、(5)、第2 段落：「……使用済み燃料プールの冷却及び給水機能……」は「……使用済み燃料プールの冷却【機能】及び【同プールへの】給水機能……」とすべき。 ➤ 118 ページの 11 行目に申請書では破損を伴わないスロッシング等も考慮している。 ➤ 123 ページ、(1) の上：「これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続するとしている。」は表現不適切。「これらの設備を共用又は相互に接続する理由は以下のとおりである。」とすべき。 ➤ 123 ページ、(1)、丸数字 1：「単一の設計とする中央制御室再循環フィルタ……」の「単一の設計とする」は分かりにくい。「1 系統のみの設計とする」といった表現にすべき。 ➤ 125 ページ、(2)、丸数字 2：「燃料取替機については、基準地震動に対して、クレーン本体、脱線防止装置及び走行レールに発生する荷重が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。」の「荷重が許容応力以下となるように、」は意味不明。「荷重により生ずる応力が許容値以下となるように、」とすべき。	➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見を踏まえて、「容器又は配管の破損等」に修正します。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。 ➤ 同上 ➤ 御意見を踏まえ、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 126 ページ、丸数字 3 : 「原子炉建屋クレーンについては、基準地震動に対して、クレーン本体及び脱線防止装置に発生する荷重が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。」の「荷重が許容応力以下となるように、」は意味不明。「荷重により生ずる応力が許容値以下となるように、」とすべき。 ➤ 127 ページの 8 行目等の「機器及び配管」: 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令では、容器、管、ポンプおよび弁を総称して「機器」と定義しているのだから、ここでは「及び配管」は重複しており削除すべき。 ➤ 130 ページ、(3) の第 2 段落 : 「申請者は、500kV 送電線（新新潟幹線、南新潟幹線）2 ルート各 2 回線と 154kV 送電線（東北電力株式会社荒浜線）1 回線の計 5 回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とする【としている】。」「設計とする」→「設計とするとしている」 ➤ 131 ページの 2. (1) の 9 行目「7 日間分」は、「7 日間」のほうが適当。 ➤ 133 ページ、1. の上 : 「また、V 章においては、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。」とあるが、「また、V 章においては、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かを審査した。」は V 章に記述すべき文章であり、ここでは不要。	➤ 御意見を踏まえ、修正します。 ➤ 御指摘の省令での「機器」は当該省令での略称として定義されているものであり、設置許可基準規則で定義されているものではないため、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わらないので、原案のとおりとします。 ➤ 同上 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 134 ページ、(2)、丸数字 1 : 「設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第 1 項では、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。」の「第 1 項では、」は「第 1 項は、」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 135 ページ、注記 (※8) : 「停止中評価ガイドには、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と示している。」は「停止中評価ガイドでは、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間と定義している。」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 137 ページの 12 行目「RHR」は、初出のここで略号の定義の記載が必要。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 138 ページの 10 行目 柏崎刈羽 6, 7 号炉の海水ポンプは、タービン建屋内に設置されている。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 139 ページ、e. 「国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、……」の「国内外の先進的な対策」とは具体的には何か	➤ 米国及び欧州（ドイツ、スウェーデンなど）において整備している先進的な対策を示しています。具体的な事例は、申請書（追補 2. 1）の別紙 3「重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果」にて確認できます。
➤ 141 ページの 15 行目「柏崎刈羽」は、他の記載箇所と整合を	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
とるために、削除すべき。 ➤ 141ページの脚注15の1行目「日本原子力学会標準」は、「日本原子力学会のPRAに関する実施基準」のことか。 ➤ 146ページ、「選定理由」欄、2行目：「事象進展が早い」は「事象進展が速い」とすべき。 ➤ 146ページ、「炉心損傷防止対策」「崩壊熱除去機能喪失」の「選定理由」欄、2行目：「事象進展が早い」は「事象進展が速い」とすべき。 ➤ 149ページ、a.：「これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、…」の「事象進展が早い」は「事象進展が速い」とすべき。 ➤ 149ページ、c.：「……原子炉水位の低下が早く、炉心冷却の観点では厳しい設定となる。」の「原子炉水位の低下が早く」は「原子炉水位の低下が速く」とすべき。 ➤ 157ページ、(2)、丸数字1、a.：「これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、……」の「事象進展が早い」は「事象進展が速い」とすべき。 ➤ 158ページ、c.：「これは、……原子炉水位の低下が早く、炉心	➤ 御理解のとおりです。 ➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
冷却の観点では厳しい設定となる。」の「原子炉水位の低下が早く」は「原子炉水位の低下が速く」とすべき。 ➤ 183 ページ、a. : 「……給水流量が全喪失しているため事象進展が早いこと、……」の「事象進展が早い」は「事象進展が速い」にすべき。 ➤ 201 ページ、d. の上 : 「……原子炉水位の低下が【早く→速く】なり、」とすべき。 ➤ 207 ページ、c. : 「これは、外部電源が喪失することにより、給復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となる。」の「原子炉水位の低下が早くなり」は「原子炉水位の低下が速くなり」とすべき。 ➤ 226 ページ、a. : 「これは、PRA の手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く……」の「事象進展が早く」は「事象進展が速く」とすべき ➤ 247 ページ、第3段落 : 「……事象発生後の原子炉水位の低下が早いため……」の「原子炉水位の低下が早い」は「原子炉水位の低下が速い」とすべき。 ➤ 146 ページ、「炉心損傷防止対策」「原子炉停止機能喪失」の「選定理由」欄、2～3行目 : 「原子炉圧力バウンダリ」は「原子炉冷	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
却材圧力バウンダリ」とすべき。 ➤ 146 ページ、「運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策」「崩壊熱除去機能喪失」の「選定理由」欄：「起因事象として、残留熱除去系のフロントライン系故障を選定する。これは、……余裕時間の観点で残留熱除去系のフロントライン系故障が厳しい。」の「厳しい」は「厳しいためである。」とすべき。 ➤ 147 ページ、ガイドの記載を引用する形で「敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する」とされているが、従来の被ばく評価においては、敷地より遠い地点で線量が最大となることから、「敷地境界外」との表現を用いていた。ガイドに沿う形で柏崎刈羽の資料も記載されていることから、「敷地境界外」で統一すべき。 ➤ 149 ページ、b. 「また、炉心露出時間が長く、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）が高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。」の「輻射による影響が詳細に考慮できる」は「輻射による影響を詳細に考慮できる」とすべき。 ➤ 150 ページ、2 行目：「格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は意味不明。隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%として評価するという意味か？ そうであるなら、「二次	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 審査ガイド及び申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 なお、排出流量の解析においては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え評価しています。具体的には、格納容器圧力 0.62MPa [gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して、二次

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は「二次隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%としたときの流量とする。」とすべき。 ➤ 164 ページ、1 行目：「格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は意味不明。隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%として評価するという意味か？ そうであるなら、「二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は「二次隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%としたときの流量とする。」とすべき。 ➤ 175 ページ、d.：「格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は意味不明。隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%として評価するという意味か？ そうであるなら、「二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は「二次隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%としたときの流量とする。」とすべき。 ➤ 188 ページ、d.：「格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は意味不明。隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%として評価するという意味か？ そうであるなら、「二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は「二次隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%としたときの流量とす	隔離弁を中間開操作（流路面積の 70%開）した場合の排気流量を評価しています。隔離弁の内径は、配管の内径と同一と想定しています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
る。」とすべき。 ➤ 201 ページ、d. :「格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は意味不明。隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%として評価するという意味か？ そうであるなら、「二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とする。」は「二次隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 70%としたときの流量とする。」とすべき。 ➤ 219 ページ、d. :「格納容器圧力逃がし装置の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 50%開とした流量とする。」は意味不明。隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 50%として評価するという意味か？ そうであるなら、「二次隔離弁を流路面積の 50%開とした流量とする。」は「二次隔離弁全開時の弁流路面積を配管流路面積の 50%としたときの流量とする。」とすべき。 ➤ 151 ページ、d. :「低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。」とあるが、150 ページの e. では、「原子炉格納容器内の圧力が 0.31MPa[gage]に到達後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を停止し、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。」とあるので、ここでは、代替格納容器ス	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 当該箇所は、使用する対策を列挙しているため、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
プレイ冷却系（常設）は停止しているのではないかと。したがって、「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、」は「格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、」とすべきではないか。 ➤ 202 ページ、d. : 「逃がし安全弁の開維持、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることできる。」とあるが、201 ページの e. では、「原子炉格納容器内の圧力が 0.31MPa[gage] に到達後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を停止し、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。」とあるので、ここでは、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は停止しているのでは？ したがって、「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、」は「格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により、」とすべき。 ➤ 153 ページ 19 行目可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）→消防ポンプのポンプ級 A-2 級と記載。	➤ 同上 ➤ 申請者の記載を引用しているため、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 160 ページ、丸数字 2 : 「……5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも 6 号炉及び 7 号炉の共用）【を→の】7 日間運転継続に必要な軽油量は約 13kL であり、……」	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 167 ページの 1 行目等の「不確かさの影響評価」： 160 ページの 3 行目等の「不確かさ影響評価」に文言を統一してはどうか。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 182 ページ、丸数字 4 : 「復水移送ポンプが、低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の共通な設備のため、……」は表現不適切。「復水移送ポンプが、低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）【で共用する】設備のため、……」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 184 ページ、1 行目 : 「13.7kPa[gage] 到達後、……」は「13.7kPa[gage] 【に】到達後、」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 186 ページの 4 行目「格納容器限界圧力」は、他の記載箇所のように「原子炉格納容器の限界圧力の」のほうが適当。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 194 ページの b. の 6 行目「日本原子力学会標準」は、「日本原子力学会の PRA に関する実施基準」のことか。	➤ 「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」のことです。
➤ 198 ページ、2. : 「重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁閉）＋原子炉停止失敗」【に】において、……」	➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 200 ページ、a. :「これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する【ものである】。」とすべき。 ➤ 206 ページ、丸数字 2 :「さらに、破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある。」とあるが、「破断箇所の隔離」は「破断箇所（高圧炉心注水系の吸込配管）の隔離」とすべき。〔丸数字 3 で、いきなり「健全側の高圧炉心注水系」が出てくるので、ここで、破断箇所が高圧炉心注水系であり、高圧炉心注水系 1 系統が機能喪失することを示す。〕 ➤ 208 ページ、丸数字 2 の上、e. :「中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより上昇した原子炉建屋内の現場で操作を行う場所が作業可能な温度までに低下するまでの時間を考慮して、事象発生から 3 時間後に現場で開始するものとし、操作時間は 60 分間とする。」とあるが、「原子炉冷却材漏えいにより上昇した原子炉建屋内の現場」は「原子炉冷却材漏えいにより【温度が】上昇した原子炉建屋内の現場」ではないか。 ➤ 208 ページ、丸数字 2 の上、「作業可能な温度までに低下するまでの」は「作業可能な温度【まで】低下するまでの」とすべき。 ➤ 209 ページ、イ.、第 2 段落 :「……隔離の有無に【関わらず、→かかわらず、】……」	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 210 ページ、2. 第3段落：「また、……運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、……」の「運転員の破断箇所隔離」は「運転員の【現場操作での】破断箇所隔離」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 212 ページの16行目及び225 ページの17行目の「2.0MPa」は、「abs」か「gage」のどちらでの値か。	➤ 「gage」です。
➤ 212 ページ、IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策、第1段落：「第37条第2項は、……措置を講じたものでなければならぬと要求している。」の「なければならぬ【と】要求している。」は表現不適切。「なければならぬ【旨】要求している。」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 212 ページ、IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策、第2段落：「有効性があることを確認する」とは、……を概ね満足することを確認するとしている。」の「満足することを確認するとしている。」は表現不適切。「満足することを確認する【ことである】としている。」とすべき	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 233 ページの最下行から上に6行目の半角「+」は、223 ページ等と同様に全角で記載すべき。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 241 ページ、丸数字2：「、Cs-137 の放出量は、【約2.0TBq→約2.0TBq】を超えることはなく、100TBqを十分に下回る。」	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 244 ページのf.の1行目の半角の「%」は、他の記載と同様に	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
全角で記載すべき。 ➤ 246 ページの 11 行目「OECD-MCCI 実験」、293 ページの 16 行目「OECD-MCCI 試験」、295 ページの最下行から上に 6 行目「OECD MCCI 試験」のそれぞれの違いは、何を意味しているのか。 ➤ 247 ページ、3 行目：「……溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、……」の「エネルギー」は、他の箇所と整合をとり「エネルギー」とすべき。 ➤ 251 ページの第一段落の想定事故 1、想定事故 2 の定義の記載は、初出箇所の 136 ページ（17 行目）で記載すべき。 ➤ 251 ページの 4 行目、6 行目の「以下」： 398 ページの 1 行目、3 行目の「以下」と対象範囲が異なるのであれば、その旨の記載が必要。 ➤ 251 ページ、2 行目：「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、」は「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は【同貯蔵槽への】注水機能が喪失することにより、」とすべき。 ➤ 252 ページ、丸数字 1、b.：「使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。」は「使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】注水機能が喪失するものとする。」とすべき。	➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「OECD-MCCI 実験」に統一します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 252 ページ、丸数字 2、a. : 「使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、……」は「使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】注水機能の喪失により、……」とすべき。 ➤ 256 ページ、丸数字 2、c. : 「使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失……」は「使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】注水機能の喪失……」とすべき。 ➤ 266 ページ、イ. : 「注水操作に対する時間余裕について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約 3 時間【であるの】に対して全交流動力電源喪失を操作開始の起点とする注水を開始するまで【の時間】は 145 分であり、十分な時間余裕を確保できる。」 ➤ 271 ページ、イ.、第 2 段落 : 「原子炉冷却材流出を確認し、原子炉冷却材の流出を停止及び原子炉圧力容器への注水操作を開始するのは……」の「原子炉冷却材の流出を停止及び」は「原子炉冷却材の流出を停止し、」とすべき。 ➤ 276 ページの最下行から上に 6 行目の文頭は、一字下げたほうが適當。 ➤ 282 ページの 18 行目「SAFER コード」は、他の記載箇所と同様に、「SAFER」と記載すべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、改行は不要とします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 284 ページ、a. :「……原子炉冷却材圧力バウンダリー全体の…」の「原子炉冷却材圧力バウンダリー」は他との整合を図り「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とすべき。 ➤ 286 ページの丸数字 3 の a. の 1 行目「原子炉設置変更許可申請書」は、1 ページで定義した略号で「本申請」と記載するのが適当。 ➤ 286 ページの最下行から上に 6 行目のパーセント記号は、全角が半角に統一すべき。 ➤ 287 ページ、丸数字 2 :「これに対し、規制委員会は、……核熱水力不安定現象が発生する可能性及びその影響について【の】説明を申請者に求めた。」[「ついて説明」→「ついでの説明」] ➤ 289 ページの①d. の 1 行目に「気液熱非平衡」の誤記ではないか。 ➤ 290 ページの 4 行目「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析が対象とする燃料被覆管温度の高温範囲(1,000℃付近まで)に対して、適用性の説明が十分ではなかった」は、5 行目以降に規制委員会の指摘事項として記載すべき。 ➤ 291 ページの 1 行目「リウエット開始時刻」、3 行目「リウエット開始予測時刻」、9 行目「リウエット時刻」のそれぞれの意味の違いは何か。	➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「原子炉冷却材圧力バウンダリ」に統一します。 ➤ 「平衡炉心サイクル末期の反応度係数」は、「原子炉設置変更許可申請書」の記載のうち既に許可している範囲のものであり、本申請の記載内容ではないので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 当該箇所は、審査の過程において、当初、申請者が説明した内容であり、規制委員会の指摘事項ではないので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「リウエット時刻」に統一します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 292 ページ、a. : 「MAAP は、……工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。」の「重要事故等対策」は「重大事故等対策」では。 ➤ 293 ページの d. の 1 行目に PWR の記載となっている。 ➤ 294 ページ、(※62) : 「R. Gauntt et. al, ""MELCOR Computer Code Manuals Vol.2:Reference Manuals Ver1.8.5.,"" NUREG/CR-6119, Vol.2, Rev.2 / SAND2000-2417/2, (May 2000).」の「et. al,」は「et al.,」が正。「Ver1.8.5.」は「Ver.1.8.5.」とすべき。「(May 2000).」は「(May 2000)」とすべき〔最後の. は不要〕。 ➤ 294 ページ、(※63) : 「R. Gauntt et. al, ""MELCOR Computer Code Manuals Vol.3: Demonstration Problems, "" NUREG/CR-6119, vol.3, NRC. (2001)」の「et. al,」は「et al.,」が正。「vol.3」は「Vol.3」とすべき。 ➤ 295 ページの c. の 7 行目「FCI の知見」は、「FCI 実験の知見」のほうが適当。 ➤ 295 ページの最下行から上に 2 行目「PWR」は、「PWR プラント」のほうが適当。 ➤ 297 ページ、c. - 2 : 「……また実効遅発中性子発生割合(※66)を MISTRAL 臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。」	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 実験に限定せず広く FCI に係る知見を意味しているため、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
は「……また実効遅発中性子発生割合(※66)【については、】MISTRAL 臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。」 ➤ 310 ページ、1. 耐震設計方針:「申請者は、……重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、……」の「重大事故等における」は「重大事故等【時】における」とすべき。 ➤ 315 ページ、(2)の上:「規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の設備共通の設計方針等とし【て】、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項及び同項の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。」〔【】部追加。〕 ➤ 315 ページ、丸数字3:「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能……」の「注水機能」は「同プールへの注水機能」とすべき。 ➤ 317 ページ等、「手順等の方針」の記載において記載されている人数及び所要時間について、申請書の記載と異なる箇所がある。 ➤ 318 ページの最下行から上に1行目「原子炉冷却材再循環ポンプ」は、149 ページで定義したとおり「再循環ポンプ」と記載すべき。 ➤ 319 ページ、1行目:「二) 原子炉出力を抑制するため、原子炉	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 申請者の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 許可基準の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等。」の「二）」〔漢字〕は「二）」〔カタカナ〕に。 ➤ 320 ページ、4 行目：「規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第 4 3 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項。以下「第 4 3 条等」という。）【等】に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。」の【】内の「等」は不要。 ➤ 321 ページ、(※73)：「炉心流量の減少により過渡的に原子炉圧力容器内のボイド率【が→を】増加させ、ボイド反応度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力を降下させる。」〔【】部修正要。〕 ➤ 322 ページの 1 1 行目「未臨界にする」は、321 ページの 2 1 行目と同様に、「未臨界状態にする」とするほうが適当。 ➤ 323 ページの c. の 3 行目に申請書の記載内容と異なっていることから「原子炉冷却材再循環ポンプが部分台数のみ停止している場合には、」とすべき。 ➤ 323 ページ、e.：「ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無に【関わらず→かかわらず】ほう酸水	➤ 御意見の「等」については、要求事項への適合性確認にあたり、要求事項ばかりでなく、要求事項の解釈や要求事項に照らして十分な保安水準が達成出来る科学的根拠の有無をも含めて、その適合性を判断しています。 したがいまして、御意見の「等」については、これら、要求事項の適合性確認にあたり活用する要求事項の解釈等を指していることから、原案のとおりとします。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ「ボイド率が増加し」とします。 ➤ 申請者の記載に従い、「未臨界にする」に統一します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 申請書の記載に従い、「かかわらず」に修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
注入操作の手順に着手する。」 ➤ 323 ページ、c. の下、第 2 段落：「以上の確認などから、規制委員会は、申請者が丸数字 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。」の「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」は「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）」とすべき。 ➤ 323 ページ、(2) の上：「以上により、規制委員会は、……丸数字 1. に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 44 条等に適合するものと判断した。」の「丸数字 1.」は「丸数字 1」とすべき。〔ピリオド不要。〕 ➤ 325 ページの表 IV-4. 1-1 申請書の記載内容と異なっていることから「スクラムテストスイッチ又は原子炉緊急停止系電源スイッチの操作完了までの間、」とすべき。 ➤ 332 ページの 3. (2)①の 1 行目に申請書の記載内容と異なっていることから「高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系」とすべき。 ➤ 333 ページの 3. (2)③の 1 行目に申請書の記載内容と異なっていることから「高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系」とすべ	➤ 御意見の「等」については、要求事項への適合性確認にあたり、要求事項ばかりでなく、要求事項の解釈や要求事項に照らして十分な保安水準が達成出来る科学的根拠の有無をも含めて、その適合性を判断しています。 したがいまして、御意見の「等」については、これら、要求事項の適合性確認にあたり活用する要求事項の解釈等を指していることから、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
き。 ➤ 334 ページの表の4行目「モータ」は、他の記載箇所と同様に、「モーター」と記載すべき。 ➤ 336 ページ、(※84):「……「格納容器バイパス（インターフェイス LOCA）」についての有効性評価……」の「インターフェイス LOCA」は「インターフェイスシステム LOCA」とすべき。 ➤ 343 ページの(2)②に「② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合」とあるが、ここでは逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の開放手順について述べていることから「② 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合」とすべき。 ➤ 344 ページ、(1):「これに対して、規制委員会は、逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた【取り組み→取組】の具体的な内容について説明を求めた。」とすべき。〔公用文表記に準拠。〕 ➤ 345 ページ、第2段落:「……改良シリンダーについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等を確認していることを示した。なお、シリンダー部の改良については、耐環境性の設計目標として格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。」とあるが、「改良シリンダーについては、	➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 「高温蒸気環境下における健全性確認試験」では、シリンダーの動作や漏えいの有無の確認を行っています。それに対して、今後実施を予定する「信頼性確認試験」は、逃がし安全弁全体に対して、機械劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気暴露環境試験、作動試験等の項目について、総合的な試験を実施するものです。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、」という記述と「シリンダー部の改良については、……今後信頼性確認試験を実施し、」は矛盾しないか。 ➤ 353 ページ、表 I V-4. 4-1、「設備名」欄：「ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等」とあるが、368 ページの表 I V-4. 6-1 では「ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク」となっており、「等」がない。統一すべきではないか。 ➤ 372 ページ、d)：「格納容器圧力逃がし装置は、他の系統との隔離弁と直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと」とあるが、意味不明。「格納容器圧力逃がし装置に接続される他の系統の隔離弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと」では？ ➤ 373 ページの「開放し」は、372 ページの記載にあわせて、「破裂し」とするほうが適当。 ➤ 373 ページの脚注の「格納容器雰囲気放射線レベル」：485 ページの定義では「格納容器雰囲気放射線レベル計」、どちらが正しいのか。 ➤ 374 ページ、c.：「炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。」の記述は、b. の	➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等」に統一します。 ➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ 御意見の趣旨及び申請者の記載を踏まえ、「格納容器内雰囲気放射線レベル計」に修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
「全交流動力電源喪失時」の記述と同じであるが、すぐ下の段落で「規制委員会は、申請者の計画において、a) 交流動力電源が機能維持している場合の手順の優先順位を a.、c. の順に、全交流動力電源喪失時の手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、……」とあるので、c. は交流電源が機能維持している場合では？ よって、「【交流電源が機能維持している状態では、】炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。」とすべきでは？〔【】部追加。〕 ➤ 376 ページの表Ⅳ-4.7-1 代替格納容器スプレイ系及び格納容器下部注水系は自主対策設備ではないことから「格納容器 pH 制御設備」とすべき。 ➤ 381 ページ、b. : 「……溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当の注水を行うため、……」の「崩壊熱相当の注水」は「崩壊熱による蒸発分相当の注水」とすべき。 ➤ 382 ページ、d. : 「……溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当の注水を行うため、……」の「崩壊熱相当の注水」は「崩壊熱による蒸発分相当の注水」とすべき。 ➤ 393 ページの16行目「静的触媒式水素再結合器」: 485 ページの定義では「静的触媒式水素再結合装置」、どちらが正しいのか。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんで、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんで、原案のとおりとします。 ➤ 申請書の記載に従い、「静的触媒式水素再結合器」に統一します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 397ページの表中の「効果に不確かさがある」：406ページの表中の「効果に不確実性はある」との違いは何か。 ➤ 398ページ、(1)、1行目：「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能の喪失……」とすべき。 ➤ 401ページ、d.：「……使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、……」は「……使用済燃料プールの冷却設備又は【同プールへの】注水設備が機能喪失し、……」とすべき。 ➤ 402ページ、丸数字3-1)、a.：「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し……」「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し……」とすべき。 ➤ 404ページの(2)①に申請内容によればここでの「有効性評価（第37条）」という表現に、有効性評価における評価事故シーケンスとしての想定事故1,2は含まれていないと考えられるため、その旨を明確にすべきではないか。 ➤ 404ページ、丸数字2、a.：「熱交換機ユニットは、使用済燃料プールを除熱できる容量を確保する。」の「熱交換機」は「熱交換器」とすべき。 ➤ 406ページ、丸数字1、3行目：「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し……」「……使用済燃料プールの冷却	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 当該箇所では、有効性評価の想定事故1及び想定事故2ではないというのは御理解のとおりです。文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し……」とすべき。	
➤ 410ページの8行目「取水口」は、海洋への流出箇所では無いのか。	➤ 御理解のとおりです。
➤ 414ページの⑦に「⑦淡水貯水池から防火水槽へ水を補給するための設備及び手順等」とあるが、申請書によればこれは自主対策設備であることから削除すべき。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 414ページ、丸数字10:「サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽への水源【切替→切替え】のための設備及び手順等。」〔公用文表記に準拠。〕	➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。
➤ 414ページ、丸数字11:「淡水から海水への水源【切替→切替え】のための設備及び手順等。」〔公用文表記に準拠。〕	➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。
➤ 415ページの最下行から上に2行目「位置づける」、433ページのd.の最終行「位置づける」は、「位置付ける」の誤記ではないか。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 416ページのg.に「g. 防火水槽への淡水の補給。そのために、ホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。」とあるが、申請書によればこれは自主対策設備であることから削除すべき。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 416ページ、j.:「サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽への水源【切替→切替え】。」〔公用文表記に準拠。〕	➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 416 ページ、k. : 「淡水から海水への水源【切替→切替え】。」〔公用文表記に準拠。〕 ➤ 419 ページの g. の3行目に「ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の起動等を計2名により」とあるが、申請書によれば本手順において可搬型代替注水ポンプは使用しないことから「ホースの敷設を計2名により」とすべき。 ➤ 419 ページ、j. : 「……サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽への水源【切替→切替え】の手順……」〔公用文表記に準拠。〕 ➤ 419 ページ、k. : 「……水源を淡水から海水へ【切替える→切り替える】手順に着手する。防火水槽への補給を淡水から海水に【切替える→切り替える】手順は、i. の手順と同様である。原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールへの注水を淡水貯水池から海水に【切替える→切り替える】手順では、……」〔公用文表記に準拠。〕 ➤ 420 ページの下から4行目に「よって、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関して必要となる・・・（省略）」とあるが、本項は水源について記載したものであるから修正すべき。 ➤ 420 ページ、第2段落：「以上の確認などから、規制委員会は、申請者が丸数字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（手順等に関する共通的な要求事項）等	➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 自主対策設備の手順ですので、削除します。 ➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 1. 0項及び43条以外に、重大事故等対処設備に対する共通の要求事項や本該当条文があるため、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
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。」の「重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等」は「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）」とすべき。[「1. 0 項追加。最後の「等」不要。] ➤ 420 ページ、(2):「申請者は、有効性評価（第37条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び使用済燃料プールの冷却をするために、……」の「冷却をするために、」は「冷却をするため、」とすべき。[「破損を防止するため」との整合。] ➤ 422 ページ、表 IV-4. 13-1、「設備名」欄:「代替原子炉補機冷却海水ポンプ」などには「等」が付いており、「可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)」には「等」がない。統一すべきではないか。 ➤ 425 ページの①b. に申請書の内容と異なることから「b. 他号炉からの給電。そのために、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を重大事故等対処設備として新たに整備する。」とすべき。 ➤ 426 ページの②d. に申請書によれば AM 用切替盤は設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備で兼用する設備である。 ➤ 427 ページの f. の 4 行目に約 60 分は不要な負荷の切離し操作	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 等」とします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
の時間であり、切替操作後に引き続き負荷カットする場合は計 80 分となることから「この手順では、直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替えを計 4 名により、20 分以内、不要な負荷の切離しを計 2 名により、約 60 分で実施する。」とすべき。 ➤ 4 2 7 ページの g. の 3 行目に当該手順は自主対策設備である荒浜側緊急用 M/C 経由の時間を記載しているため、重大事故等対処設備を用いた時間を記載すべきではないか。 ➤ 4 3 4 ページ、表 I V-4. 1 5-1、重要計器欄「復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の低圧代替注水系による原子炉圧力容器注水時における復水移送ポンプの最大注水量（300m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕 ➤ 4 3 4 ページ、表 I V-4. 1 5-1、重要計器欄「残留熱除去系系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕 ➤ 4 3 4 ページ、（※132）：「原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定。」の「崩壊熱除去による蒸発量」は「崩壊熱による蒸発量」とすべき。〔（※137）との整合。〕	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 434 ページ、表 I V-4. 15-1、重要計器欄「高圧炉心注水系系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 434 ページ、表 I V-4. 15-1、重要計器欄「高圧代替注水系系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 434 ページ、表 I V-4. 15-1、重要計器欄「原子炉隔離時冷却系系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 435 ページ、表 I V-4. 15-1、重要計器欄「復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）」、重要計器に故障の疑いがある場合」欄「（代替格納容器スプレイ冷却時）」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の復水移送ポンプの最大注水量（300m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 435 ページ、表 I V-4. 15-1、重要計器欄「復水補給水	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
系流量（RHR B 系代替注水流量）」、重要計器に故障の疑いがある場合」欄「（代替循環冷却時）」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の復水移送ポンプの最大注水量（300m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕 ➤ 435 ページ、（※139）：「得られた復水移送ポンプの流量から原子炉圧力容器への注水量（復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量））を差し引いて、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量又は格納容器下部注水流量）を算出。」の「原子炉圧力容器への注水量」は「原子炉圧力容器への注水流量」とすべき。〔「復水移送ポンプの流量」から差し引くとなっているので、「注水量」でなく「注水流量」であるべき。〕 ➤ 436 ページの脚注の 1 行目「東京湾平均海面」は、本略号が初出する 47 ページで記載すべき。 ➤ 437 ページ、表 I V－4. 15－1、重要計器欄「復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の復水移送ポンプの最大注水量（300m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕 ➤ 438 ページ、表 I V－4. 15－1、重要計器欄「残留熱除去系系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。」	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 巻末の略語等に説明があるため、当該箇所は削除します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕 ➤ 443 ページの 3. (2) の 5 行目に申請書では、可搬型直流電源設備は自主対策設備ではなく重大事故等対処設備と記載されている。 ➤ 443 ページ、3. の上：「……丸数字 1 に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等【が→を】第 43 条等に従って適切に整備する方針であることから、第 58 条等に適合するものと判断した。」「手順等が……整備する」はおかしい。「手順等を……整備する」とすべき。〕 ➤ 443 ページ、下 2 行：「規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処【が→を】確実に【実施される方針→実施するもの】であることを確認した。」「申請者の計画が、……重大事故等への対処が確実に実施される方針である」は日本語としておかしい。「申請者の計画が、……重大事故等への対処を確実に実施するものである」とすべき。〕 ➤ 444 ページの表Ⅳ－4. 15－2 に申請書では、可搬型直流電源設備は自主対策設備ではなく重大事故等対処設備と記載されている。 ➤ 申請書では可搬型直流電源設備は自主対策設備ではなく重大事故等対処設備と記載されている。また、申請書にあわせて「第二	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
代替交流電源設備又は直流給電車」について記載する場合は、444 ページの表Ⅳ-4. 15-2 に「直流電源による給電ができない場合において、給電開始までに時間を要するものの、計器電源回復の有効な手段となり得る。」について修正が必要となる。 ➤ 444 ページ、表Ⅳ-4. 15-2 : 「重大事故等対処設備に要求される耐震性【又は、→又は】耐環境性がない計器か……」は「重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がない計器か……」とすべき。〔「又は、」の句点（、）不要。〕 ➤ 450 ページの i. の 1 行目「第 10 条特定事象」と 457 ページの g. の 1 行目「第 10 条事象」の違いは何を意味しているのか。 ➤ 450 ページ、i. : 「原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条特定事象が発生した場合には、……」の「第 10 条特定事象」は 457 ページでは「第 10 条事象（※168）」となっており、かつ注釈が付いている。「第 10 条特定事象」と「第 10 条事象」の違いは何か？ もし同じものであるなら、名称を統一し、（※168）は 450 ページに持ってくるべきではないか？ ➤ 450 ページ、i. の下、第 2 段落 : 「以上の確認などから、……手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（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。」の「重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等」は「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）」とすべき。〔「1.	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「第 10 条特定事象」に統一します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「第 10 条特定事象」に統一し、記載を修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、1. 0 項を追加修正します。なお、御意見の「等」については、要求事項への適合性確認にあたり、要求事項ばかりでなく、要求事項の解釈や要求事項に照らして十分な保安水準が達成出来る科学的根拠の有無をも含めて、その適合性を判断しています。 したがいまして、御意見の「等」については、これら、要求事項

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
〇項追加。最後の「等」不要。] ➤ 452 ページ、1. の上 : 「……申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。・ 第60条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 17 項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを確認した。」の「・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを確認した。」は「・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。」とすべき。[「以下の事項を確認した。」の事項の列挙であるので、「……あるかを確認した。」の「を確認した」は不要。] ➤ 453 ページの 19 行目「敷敷地」は、誤記。 ➤ 457 ページの g. の 1 行目の半角の「第 10 条」は、他の記載箇所と同様に全角で「第 10 条」と記載したほうが適當。 ➤ 457 ページ、g. : 「原子力災害対策特別措置法第 10 条事象（※168）が発生したと判断した場合には、……」の「第 10 条事象」は 450 ページでは「第 10 条特定事象」となっている。「第 10 条特定事象」と「第 10 条事象」の違いは何か？ もし同じものであるなら、名称を統一し、（※168）は 450 ページに移すべきではないか？	の適合性確認にあたり活用する要求事項の解釈等を指していることから、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 458ページの2行目に「なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を決定した場合には、」とあるが、緊急時対策所は必ず5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用することから記載不要ではないか。 ➤ 460ページの9～10行目に無停電電源から切り替えるのではなく、常用電源から切り替えるのではないか。 ➤ 460ページの表Ⅳ-4.17-1（放射能観測車搭載機器）に「通常時より使用する設備であり、」は申請書と異なる記載である。 ➤ 460ページの丸数字1の2行目「緊急時対策所」は、「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所」のほうが適当。 ➤ 462ページの脚注の2行目「東京電力株式会社」は、他の記載箇所と整合をとるために、「東京電力」と記載すべき。 ➤ 464ページの2行目「6号炉及び7号炉中央制御室以外の場所」：中央制御室以外の場所であっても、たとえば中央制御室に隣接している場所では、位置的分散が確保されないと思われる。（5行目「原子炉制御室以外の場所に設置する方針」についても同様。） ➤ 464ページの最下行から上に3行目「外部からの」は、他の記載箇所と整合をとるために、「少なくとも外部からの」と記載したほうが適当。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 許可基準の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 464 ページ、第 1 段落：「原子炉施設に異常が発生した場合に、発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を 6 号炉及び 7 号炉中央制御室以外の場所に設置する設計とする。」の「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を 6 号炉及び 7 号炉中央制御室以外の場所に設置する設計とする。」は表現不適切。「緊急時対策所は、6 号炉及び 7 号炉中央制御室以外の場所として、5 号炉原子炉建屋内に設置する設計とする。」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 465 ページ、e.：「また、5 号【炉】原子炉建屋地上 1 階屋外、対策本部、待機場所及び 5 号【炉】中央制御室との通信連絡のために 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（5 号【炉】原子炉建屋屋外と対策本部及び 5 号【炉】中央制御室との間）及び携帯型音声呼出電話設備（対策本部と待機場所との間）を重大事故等対処設備として新たに整備する。」〔「5 号」→「5 号炉」〕	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 466 ページの 17 行目「事故後」は、他の記載箇所と整合をとるため削除すべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 466 ページの 21 行目「5 号原子炉建屋」は、23 行目の記載と整合をとるために「5 号炉原子炉建屋」と記載すべき。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 466 ページの 23 行目「5 号中央制御室」は、「5 号炉中央制御室」の誤記。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 466 ページの最下行から上に 7 行目「安定ヨウ素剤」は、「安定	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
よう素剤」のほうが適当。 ➤ 466 ページの最下行から上に6行目「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は」は、「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては」のほうが適当。 ➤ 466 ページ、第3段落:「また、対策本部及び待機場所に、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計等がそれぞれ整備され、5号【炉】原子炉建屋地上1階屋外、対策本部、待機場所及び5号【炉】中央制御室との通信連絡のために5号炉屋外緊急連絡用インターフォン(5号炉原子炉建屋地上1階屋外と対策本部及び5号【炉】中央制御室との間)及び携帯型音声呼出電話設備(対策本部と待機場所との間)が整備されることを確認した。」「5号」→「5号炉」] ➤ 466 ページ、第4段落:「なお、緊急時対策要員等の被ばくによる実効線量の評価については、……5号炉原子炉建屋内緊急時対策所【にとどまる緊急時対策要員等の被ばく線量】は7日間で58mSvであることを確認した。」「【】部追加すべき。 ➤ 467 ページの14行目「緊急時対策所」は、9行目と同様に「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所」と記載すべき。 ➤ 467 ページの最下行から上に2行目「モニタリングポスト」と、453 ページの4行目等の「モニタリング・ポスト」との違い(「・」の有無)は、何を意味しているのか。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、「モニタリング・ポスト」に統一します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 468 ページの下から 4 行目に申請書は、チェンジングエリアは汚染の持ち込みを防止するための設備と記載されている。 ➤ 468 ページ、e. :「……原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため【に→の】緊急時対策要員等 77 名のうち 19 名及び現場要員等 48 名の合計 119 名と想定している。」「抑制するために緊急時対策要員等」→「抑制するための緊急時対策要員等」] ➤ 471 ページ、第 2 段落:「……申請者は免震重要棟内緊急時対策所の使用を【取下げ、→取り下げ、】……」〔公用文表記に準拠。〕 ➤ 473 ページの上から 19 行目に申請者は発電所外の通信連絡設備に無線系回線は使用しておらず、申請書の記載と異なる。 ➤ 473 ページの 14 行目「発電所外」は、「本発電所外」のほうが適当。 ➤ 474 ページの(2)①a. の 2 行目に申請者は 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン、データ伝送設備及び電源車についても重大事故等対処設備として整備しており、申請書の記載と異なる。 ➤ 474 ページの(2)②a. に申請者は 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン及びデータ伝送設備についても重大事故等対処設備として整備しており、申請書の記載と異なる。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 474 ページの(2)②b. に申請者は 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン及びデータ伝送設備についても重大事故等対処設備として整備しており、申請書の記載と異なる。 ➤ 474 ページの下から 5 行目に申請者は 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン及びデータ伝送設備についても重大事故等対処設備として整備しており、申請書の記載と異なる。 ➤ 475 ページの上から 2 行目に申請者は 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン及びデータ伝送設備についても重大事故等対処設備として整備しており、申請書の記載と異なる。 ➤ 475 ページの③-1a. の 8 行目に携帯型音声呼出電話設備の手順では、乾電池残量の確認は実施しておらず、申請書の記載と異なる。 ➤ 476 ページの 3. (1) の 2 行目は申請書の記載と異なる。 ➤ 476 ページの表Ⅳ－4. 19－1 は申請書の記載と異なる。 ➤ 477 ページ、Ⅴの下、第 1 段落：「Ⅲ章及びⅣ章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。また、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等に関して適切に整備する方針であるか審査し、結果を示した。」は表現不適切。「Ⅲ章において設計基準対象施設に関して、また、Ⅳ章において重大事故等対処施設及び重大事	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、修正します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、修正します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえ、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
故等対処に係る技術的能力等に関して、変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。」とすべき。 ➤ 477 ページ、V の下、第 2 段落：「加えて、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。」となっているが、日本語になっていない。「本章においては、大規模損壊への対応を要求している重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。」とすべき。 ➤ 477 ページ、下から 2 行目：「重大事故等防止技術的能力基準 2. 1【項】に適合しているものと判断した。」「2. 1」→「2. 1 項」] ➤ 479 ページの最下行「発電所構内」は「本発電所構内」のほうが適当である。 ➤ 480 ページの f. の 4 行目「発電所」は「本発電所」のほうが適当。 ➤ 485 ページの略語等として「DG」、「JRC」、「OECD/NEA」、「UHSS」、「NUPEC」、「SNL」、「TQUV」の記載が洩れている。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見の趣旨を踏まえて、修正します。

**審査書案等に対する直接の御意見ではないが
関連するものへの考え方**

平成 2 9 年 1 2 月 2 7 日

御意見の概要	考え方
【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関連】 ➤ 「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に関する審査の概要（案）」の 66 ページにおける「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」について、鋼板の強度のみを問題にしているが、コンクリート内部にも応力は生じており、鋼板でコンクリートへの負荷が抑えられるかは疑問である。 ➤ 「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に関する審査の概要（案）」の 66 ページにおける「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」について、解析の条件、例えば、溶融炉心の量などの記述がない。 ➤ 「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に関する審査の概要（案）」の 66 ページにおける「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」について、実際の爆発時には、時間的、空間的に複雑な応	【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関連】 ➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発については、実機においては、大規模な水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認していますが、BWR プラントでは、仮に水蒸気爆発が発生した場合においてペデスタルの有する原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる可能性があることから、審査の過程において、参考として、水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響について確認したものです。 ペデスタルの原子炉圧力容器の支持機能については、コンクリートの強度に期待することなく、鋼板のみで維持する設計としていることから、本解析においては、鋼板の応力を評価し、原子炉圧力容器の支持機能への影響はないことを確認しています。 ➤ 当該資料については、上記のとおり、参考として、水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響について、評価結果の概要を示したものであり、詳細な解析条件は記載していません。 なお、審査の過程においては、解析の条件についても確認を行っています。（申請の補足説明資料「有効性評価 付録 3 Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「参考資料 2 JASMINE」及び「参考資料 3 AUTODYN」を参照下さい。） ➤ 今回の解析対象である水蒸気爆発は、高い圧力がごくわずかな時間（ミリ秒単位）で作用する事象であって、水蒸気爆発エネルギーの解放直後の発生荷重が支配的であり、その後は伝播荷重が減

御意見の概要	考え方
力分布となり、降伏応力を上回ることも予想できる。例えば、外壁が固定されている部分では反射が繰り返され大きな応力となる。 ➤ 衝撃圧力波が反射波となるペDESTALの壁の内部には、圧縮応力が反転した形の引張応力が生じ、外側外壁や亀裂部分は、大きなダメージを受ける。 鉄筋コンクリート製のペDESTALは圧縮荷重に対しては大きな強度を示すが、引張荷重に対しては極めて弱い。内部でコンクリートに亀裂が入るなどすることで、原子炉圧力容器を支えることができなくなれば、圧力容器が倒壊または脱落する危険がある。さらに、格納容器の破損などに至り、原発の健全性を脅かすことになる。 ➤ 「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に関する審査の概要(案)」の 66 ページにおける「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」について、ペDESTAL内壁鋼板及び外壁鋼板の設計応力は、材料の許容応力に基づいて行うべきである。許容応力は降伏応力を安全率 S で割った値としなければならない。 ➤ 「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に関する審査の概要(案)」の 66 ページにおける「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」について、水深 2m と 7 m で、内側鋼板と外側鋼板に生じる	衰し、仮に反射波が重畳した場合でも解放直後の荷重を上回ることとはないと考えられます。 なお、評価結果では、内側及び外側鋼板に発生する最大応力は、降伏応力を下回り、かつ弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持機能への影響はないことを確認しています。 ➤ ペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能については、コンクリートの強度に期待することなく、鋼板のみで維持する設計としていることから、本解析においては、鋼板の応力を評価し、原子炉圧力容器の支持機能への影響はないことを確認しています。 ➤ 評価結果では、内側及び外側鋼板に発生する最大応力は、降伏応力を十分に下回り、かつ弾性範囲内にあることから、ペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能の維持という観点からは、十分に余裕のある結果であると考えられます。 また、内側鋼板に変形が生じ支持機能が失われた場合でも、外側鋼板のみで原子炉圧力容器の支持機能が維持できることを確認しています。 ➤ 御指摘については、当該資料の誤記であり、水位 7m の場合における内側鋼板の最大応力は、正しくは「278MPa」となります。(大小関係の逆転は生じていません。)

御意見の概要	考え方
応力の大小関係が逆転している。 【審査全般】 ➤ 沸騰水型の原発には構造的な欠陥があるため、再稼働すれば、事故が再現される可能性がある。 ➤ 沸騰水型原子炉等の軽水炉は炉心の大きさに対する発熱量が高く、運転停止直後に冷却できなくなると直ちに炉心溶融に至り、さらに炉心溶融するような高温での注水は水素ガスを発生させ、爆発等の事故が起きやすく、事故対応が被害を拡大させる危険性が指摘されています。また、沸騰水型では、原子炉を覆う格納容器が、加圧水型と比べ1／5以下と極めて小さく、炉心溶融するとたちまち格納容器内は高温高压となり、格納容器の破壊が懸念されます。さらに、沸騰水型では、福島第一原発事故での経験のとおり、事故時に水位計が信頼できなくなる問題も抱えている。このように、沸騰水型である柏崎刈羽6号及び7号原子炉は明らかな欠陥商品としか考えられない。 ➤ 万一を想定したフェイルセーフ構造を持たない限り許可すべきでない。燃料棒を冷却する以外に燃料棒を安全に隔離する構造が必要である。 ➤ いかに安全性を保証する設備投資をしているとはいっても、この地震大国日本で予想しえない不確実性を常にカバーできるわけではない。	今後、適切に資料に反映いたします。 【審査全般】 ➤ 設置許可基準規則は、発電用原子炉施設の位置、構造及び設置が原子炉等による災害の防止上支障がないことを確認するものとして定めたものであり、この基準への適合性を審査しています。 ➤ 同上 ➤ フェイルセーフは重要な設計思想であることは御指摘のとおりであり、審査においてもこの思想を基本として基準に適合しているか確認しています。 ➤ 今般の審査は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて定めた新規制基準への適合性を確認したものであり、地震、津波といった自然現象の想定や、重大事故に対応するための設備及び手順等の実現可能性などを厳しく審査しました。しかし、安全に絶

御意見の概要	考え方
➤ 地震は自然だ。計算を超える力が原発にかかれば、こわれる危険性がある。新規制基準に合格しても安全とは思わない。 ➤ 今後東電が導入するような格納容器に冷却装置の設置を求めてゆく方針を確認した、とあるが、どこで担保されているのか。 ➤ 新安全基準に照らしては適合との判断ですが、技術的なことはある程度担保されたとしても、結局は”人間”が対応することである。東電は、運転管理要員の教育訓練要員を拡充するとのことであるが、福島第一原発事故が、避けようのない人災の側面が強かったという指摘は定着している。	対はありません。安全追求に終わりはなく、より一層の安全を追求すべく、事業者には努力を継続するように促しつつ、当委員会としても必要な審査・検査等を行うことはもちろんのこと、安全追求のために不断の努力をしています。 ➤ 同上 ➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定について審査し、設置変更許可申請書に記載された設備及び手順等の対策が実現できなければ、これらは許可されず発電所は運転できません。また、使用前検査において設備の性能が確認できなければ発電所は運転できません。 ➤ 原子炉等規制法において事業者に対して要求している発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な技術的能力その他発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力を審査しています。また、新規制基準においては重大事故等に対して、必要な設備のみならず、手順書の整備や人員の確保、訓練や教育の実施等、及び中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討出来る体制を整備することを要求しています。

御意見の概要	考え方
➤ 東電の技術力は、福島第一原発に見るように、重大事故に対応する技術的能力が欠如していることは周知の事実です。日本における原子力発電技術は、100%の安全を保障することができません。したがって柏崎刈羽の発電用原子炉は、稼働させずに廃炉にするべき。	➤ 同上
➤ 東電に対して、そのありようや、訓練等にも目を向け審査していただきたい。	➤ 同上
➤ 作られた基準に沿う評価結果だけで、審査全般で安全を技術的に担保しておらず、最重要な安全を保証しきれないで再稼働可の結論に導くものであり、反対せざるを得ない。	➤ 原子力発電所の規制に必要な基準は、現在の科学技術水準を踏まえた科学的、専門技術的知見に基づく合理的なものとして、規制委員会において作成したものであり、発電用原子炉施設の安全性に関する審査については、その基準に従い、科学的、専門技術的知見に基づく合理的な判断を行った結果について、審査書（案）に記載しています。
➤ 規制基準の適合性を見るが、「安全だということはない」という審査書案は信頼がけない。	➤ 同上
➤ 規制委は安全とは言っておらず、ただ基準に合格したと言っているだけである。安倍政権は規制委が安全としたものは再稼働すると言っているが論理的に矛盾している。	➤ 同上
➤ 前原子力規制委員会田中俊一委員長の述べるようにこの審査書が「安全を保証するものではない」のであれば、『原子炉等規制法に適合しているかどうかを審査したもので、安全を保証しているものではありません。』とそれを明記すべき。	➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 原子力規制委員会の責任は重い。「安全でない」「安全に自信がない」「責任を持てない」なら「合格」を出してはいけない。田中前規制委員長は言う「絶対安全はない」。でも「原発」は絶対安全でなければ動かしてはならない。	➤ 同上
➤ 絶対安全でなければ原発を動かしてはならない。規制委は合格を出さないことが責任の取り方であり、裁判で責任を追求されることを覚悟すべき。	➤ 同上
➤ 新規制基準に適合すれば原子力発電所は安全になるのか？田中俊一前委員長は新基準に合格したからといって必ずしも安全を保障するものではないと述べてきたが、新潟以外では原子力規制委員会の審査に合格すれば安全だとして原発の再稼働を進めて来たのが現状である。	➤ 同上
➤ 今でも原子力規制委員会は、「審査に合格しても安全を保証するものではない」との立場なのだろうか。	➤ 同上
➤ 規制委員会が規制を厳しくしたと言っているが、その規制は、日本に今ある原発が全部、合格できるくらいの緩やかな規制で内容を国民に説明していない。	➤ 規制委員会は、これまでに明らかになった東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、IAEA や諸外国の規制基準も確認しながら、外部専門家の協力も得て、世界で最も厳しい水準の規制基準を策定したと考えており、最新の科学的・技術的知見を踏まえた規制基準は合理的なものであると考えています。
➤ 新規制基準にパスしたとしても、この新基準自体が安全基準ではないと言う事が当の原子力規制委員会によって明言されており、コアキャッチャーもなく、万一の過酷事故が起きた際に対応でき	➤ 同上

御意見の概要	考え方
ないものである。やはり新基準自体が再稼働の基準と見做される事にも技術的に見て十分なものであるとはみなされないものである。 ➤ 重大事故等対処等について、多くの項目で「申請者が…する方針としていることを確認した」とあるだけで具体的な中身やその審査について書かれていない。 ➤ 審査書案の中で「原発外への放射性物質の拡散を抑えるために、大容量送水車などで原子炉建屋に放水する設備を整備する方針を確認した」とあるが、方針確認では担保されないため、信頼できない。 ➤ 本審査書のいたる所に「・・を整備する方針であることを確認した。」という文章があるが、「方針」を確認しただけでは「適合」を判定できない。 ➤ 原発は、見込み又は予測の数値を使って安全の確認とすることはできない、できるのは安全の見込みの確認であり、安全の見込みの確認で原発の安全の確認をしたとは言えない。 ➤ 約束だけで審査をすすめるという規制委員会の姿勢もいかな	➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定変更について審査し、設置変更許可申請書に記載された設備及び手順等の対策が実現できなければ、これらは許可されず発電所は運転できません。また、使用前検査において設備の性能が確認できなければ発電所は運転できません。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
ものか。 ➤ 柏崎・刈羽原発の6・7号機の圧力容器と、インターナルポンプの接合部分は、目視のみの確認で、後はコンピューターのシュミレーションで安全を確認したとのことだが、その接合部分は経年変化や熱・圧力・中性子線の影響により、もろくなったり、肉厚が減ったり、ひび割れ等で強度が落ちてくると思う。色々な要素をコンピューターという、人間の頭だけで処理してそれで良いというのは、大いに無理がある。他の構造物のように、通常の検査で安全を確認できないような設計そのものに無理がある。 ➤ 「品質データ偽造」がもの作りを蝕んでいる今日、原子炉格納容器、圧力容器、配管などはもとより、核燃料被覆管、制御棒駆動案内管に至るまで原発に使用する素材も、製造現場ごとの部品の品質規格も、総ての機器について徹底した検査が必要である。柏崎刈羽原発六、七号機について徹底した検査が行われたのか、その検査記録を現場で照合して確認したのか。 ➤ 一つ一つの項目の基準を満たすことで良とするのではなく、実際に過酷事故の際に、この新規制基準が挙げている手順を踏み安全を守ることができるのかどうかを審査していただきたい。	➤ インターナルポンプのモーターケーシングと原子炉圧力容器の溶接接合部分は、供用期間中において、外側より超音波探傷検査を実施できるよう設計されており、事業者の保守管理として同検査及び目視検査を行っています。 ➤ 御指摘の点については、事業者において保安規定に基づく調達管理が適切になされるべきものです。このプロセスの妥当性については、保安検査等を通じて定期的に確認します。 ➤ 審査では、事故の原因となる事象の抽出、起因事象と安全機能の喪失の組み合わせを網羅的かつ体系的に行い、重大事故等への対策の有効性を確認しています。また、重大事故等に対処するために必要な設備や手順等を適切に整備する方針であることを確認しています。 引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定変更について審査していきます。

御意見の概要	考え方
➤ 一方的な風向きと降雪が山野にもたらず放射能汚染の影響が福島のを大きく上回ることは必至だ。 ➤ 日本全体の原発について北朝鮮問題が非常に危険な状態である。日本で稼働している原発をも持つ事業者はミサイル対策をどう考えているのか、国がきちんと説明するべき。 ➤ 柏崎刈羽原発の6, 7号機のオペレーションフロアに飛行機、弾道ミサイルが突入し爆発、炎上した場合のことを「審査書」で検討した形跡がない。また別な書類には対策は5年の猶予を与えるとの記載があるが、いま危険なのに、その危機意識の欠如には驚かされる。 ➤ 各原発のミサイル防衛対策は大丈夫ですか？某国の核弾頭無しミサイルが原発の使用済み燃料プールに着弾したら F1 と同じ被害が発生する。 ➤ 重大事故時や武力攻撃、意図的な航空機の墜落などの時には、多数の作業員が放射線量の高い環境の中で、過酷な作業に従事しなければならない。そのような作業は、警察・消防・自衛隊など生命の危険を伴う作業と同等である。そういう職業に従事する人々に対しては特別の労働契約が必要である。そのような労働契約を行わない状態では、審査内容に実効性はない。	➤ 重大事故が発生した場合でも、放射性物質の放出量が東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて設定した Cs-137 の放出量が 100TBq を超えないよう対策が講じられることを確認しています。 ➤ テロや戦争により原発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政府が対策本部を設置し、必要な対策が講じられていることになります。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 審査においては、外部からの支援がなくても、重大事故等に対処できるよう必要な体制を整備する方針であることを確認しています。具体的には、重大事故等の対応に必要な技能や資格を有する要員を確保する方針であること、高線量下での対応が必要な場合でも、社員で交替要員を確保し対応できるよう要員を確保する方針であること等を確認しています。その上で、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた外部からの支援計画を定める方針であることを確認しています。 なお、労働条件等については他の法律で規制されています。

御意見の概要	考え方
➤ 適格性の確認をはじめとした審査内容について、非常に専門的で難解であることから、UPZを有する当市の市民が理解できるよう、平易で分かりやすく丁寧な説明をしてほしい。 ➤ 放射能のゴミの処理（福島事故からでるもののみならず原発の再稼働でたまる核燃ゴミ）はどうするのか。 ➤ 柏崎原発が事故になった場合の対処はできるのか。 ➤ もし柏崎刈羽で事故が起きれば、資金面での負担は相当のものになる。原発事故に伴う賠償額が兆円規模になるのは福島事故で証明済み。現行の保険上限 1200 億円ではとても足りない。表向きは黒字経営の東電だが、実態は巨額の事故処理費用の不足分を政府からの借金で賄っている。新たな賠償負担に耐えられる力はない。 ➤ 原子力事業者は、法令によって原子力損害賠償保険に加入しなければならないが、その最大保険金の 1200 億円では、22 兆円の損失には焼け石に水である。保険金額を少なくとも 22 兆円にするべき。	➤ 審査結果については、立地自治体からの要請に基づく住民への説明の機会等を通じて、分かりやすい説明を行っていきたいと考えます。 ➤ 御指摘の点については、事業者において保安規定に基づく放射性廃棄物管理が適切になされるべきものです。このプロセスの妥当性については、保安検査等を通じて定期的に確認します。 ➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故等の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故が発生した場合にも外部への影響を最小限に抑えるための十分な対策を要求しています。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に係る申請について、新規制基準に基づいて、厳格な審査を行いました。また、安全確保の一義的責任は事業者が負い、規制当局は、事業者が法令の要求を満たすことを確認します。 ➤ 原子力事故による被害者の救済等を目的として、「原子力損害の賠償に関する法律」（原賠法）に基づく原子力損害賠償制度が設けられています。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 東電の事故に備えるべき資金が足りなかったとして、経産省は足りない分を消費者から「過去分」として負担させようとしている。これは本来、損害賠償保険で東電がリスクヘッジするべきものである。 【審査基準・審査ガイド】 ➤ 福島原発事故ならびに近年の地質科学・地震地質学的調査・研究の進展を反映し、新しいガイドを策定するとともに、それに沿って審査をやり直すこと。 ➤ 福島第一原発事故の検証がなされずに作られた規制基準に実効性はない。	➤ 同上 【審査基準・審査ガイド】 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、国会、政府等において事故調査報告書がまとめられ、基本的な事象進展等について整理されるとともに、日本国政府から IAEA に対し事故報告を提出するなど、新規制基準策定時点において、福島第一原子力発電所事故と同様の事故を防止するための基準を策定するために十分な知見は得られていたと考えています。 新規制基準は、これらに加え、IAEA や諸外国の規制基準も確認し、外部専門家の協力も得て策定したところであり、最新の科学技術的知見を踏まえた合理的なものとして策定しています。 その後、規制委員会として、国会事故調報告書において未解明問題として規制機関に対し実証的な調査が求められていた事項を対象に検討を行い、これについて中間報告をとりまとめました。同報告を考慮しても、新規制基準は合理的なものであると考えています。 なお、安全の追求には終わりはなく継続的な安全向上が重要であり、例えば降下火砕物に関する基準等を改正するなど、新知見の反映など不断に見直しているところです。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 福島第一原発事故は解明されていないので、新規規制基準は不十分。 ➤ 福島第一原発事故の原因究明が途上であり、津波以前に崩壊していた可能性が否定できないが、その解明を待たずに「適合判断」を下すのは性急である。 ➤ 事故の終息までを考慮しなければ対策とは言えない。1F 事故の終息への作業は明確でなく、事故発生の原因も明確でない。 ➤ 1F 事故の原因特定がまだにもかかわらず再稼働は認められない。 ➤ 1F 事故の調査はされているとはいえ、どのように生かされたかが不透明。 ➤ 福島事故の原因及び対策が取られていない。同様な事故が起こった場合、事故は防げるのか。 ➤ 事故の原因究明を棚上げして再稼働を認めるな。 ➤ 1F 事故の教訓から学んでいないのに再稼働反対。 ➤ 原子力規制委員会は、再稼働のための適合性審査よりも、福島第一原発事故の実態や原因の究明を最優先で取り組むべきである。 ➤ 福島原発は事故前に「安全性が「認されていないかった」のか。1F の原因究明を優先すべき	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 1F 事故は6年経った現在も汚染水が大量に発生し、空気中に放射能を発散しているため収束していない。事故の原因も分からない、対策も分からない状態で作られた新規制基準は不完全である。 ➤ 1F 事故の原因究明がまずもって優先されるべき。 ➤ 1F 事故の原因究明と再発防止が最優先で、これがなされていない現状は、再稼働は認められない。 ➤ 福島第一原発の収束見通しもいっこうに立っていない状況で、事故の検証も進んでいないのに、どうして安全性が担保されたと思ひ込む事が出来るのか到底理解の範疇を超えている。 ➤ 東電はまだ福島第一原発事故の終息ができていない。事故の原因も十分には解明されていない。 ➤ 福島第一原発事故の解明されていないのに何故、規制委員会が合格を出せるのか。 ➤ 事故の原因解明もされないまま再稼働することは無責任極まりない行為 ➤ 福島の原因が究明されて初めての「本当の安全性」であり、まだ再稼働を議論できるスタート地点にさえ立てていないのではないか。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 福島原発事故の検証が不十分であり、原因は不明である。特に、津波の前に地震により機器が破損した可能性について指摘する専門家も多数おり、更なる検証が必要である。よって、福島第一原子力発電所の事故原因が究明された後で規制基準を作成し、その基準で審査するべきである。 ➤ 科学的・技術的に福島原発事故は解明されたのか。 ➤ 福島原発事故の収束はしていない。できない。検証もしていない。それでも再稼働を許す。こんなことがあっていいはずがない。 ➤ 米山知事が言うように、福島の事故の検証の明らかになっていない。3つの裁判で津波は予見できたのに対策を取っていなかったとされ、対策をとっていても事故は防げなかったともあり、どんな対策をとっても安全ではないという事であるため、責任もとれないという事なら再稼働する資格はないということである。 ➤ 福島第一原発事故の時に、「耐震性の低い配管の破断」、「タービン建屋内の循環水系配管の破断」等がなかったのかどうか、しっかり検証してほしい。 ➤ 福島第1原発事故の原因もまだわからないのに、その事故を起こした東京電力が再稼働なんてありえない。 ➤ 福島第一原発事故の原因がはっきりせず、收拾の目途も立たないうちに、原発を再稼働させてはいけない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 1F 事故の原因特定がまだにもかかわらず、東京電力が原子力発電所を再稼働するのは技術的に無理だと思う。 ➤ 福島第 1 原発の事故原因がいまだ解明されていない。 ➤ 東日本大震災による福島原発事故が未だ解決していないのに新たな原発を再稼働することは極めてハイリスクだと考える。日本は自然災害大国であり再び大災害が起こる可能性は極めて高いため、万が一そうなった時に原発が稼働していると原発事故に悩まされる。 ➤ 新潟県が行う事故検証は、本来規制委もしくは国の機関が行うべき検証である。 ➤ 「世界一厳しい基準」ではなく、何番目に厳しかったのか ➤ 原子力規制基準は国民の安全を守るためさらに厳格しなければならない。規制基準を作り直すべきである。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 規制委員会は、これまでに明らかになった東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、IAEA や諸外国の規制基準も確認しながら、外部専門家の協力も得て、世界で最も厳しい水準の規制基準を策定したと考えており、最新の科学技術的知見を踏まえた規制基準は、合理的なものであると考えています。しかし、安全に絶対はありません。安全追求に終わりではなく、より一層の安全を追求すべく、事業者には努力を継続するよう促しつつ、当委員会としても必要な審査・検査等を行うことはもちろんのこと、安全追求のために不断の努力をしていきます。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 規制委は、事故の再発防止を旨に、科学的態度で国際的にも通用する規制をすべき。 ➤ 新規制基準はどれだけの自然・社会条件を想定、予見しているのか。 ➤ 如何に厳しい基準を設けようと、大地震や津波などの影響を完全に防げるはずがない。 ➤ 地震について福島のように想定外とならない対策をとっているのか。 ➤ 48 ページ 3-3. 1 基準津波 4 項 『・・・なお、申請者は、基準津波定義位置における基準津波の年超過確率は水位上昇側では 10^{-4}～10^{-5} 程度、水位下降側では 10^{-6}～10^{-7} 程度としている。』とあるが、基準津波の策定において確率で策定するのは事	➤ 同上 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所において、津波の想定高さが不十分だったという反省も踏まえ、新規制基準では、発電所の安全機能に影響を及ぼすような自然条件や社会条件についてより厳しく想定することを要求しています。具体的には、地震、津波、火山、竜巻といった自然現象や、近隣の工場の火災・爆発、危険物を搭載した車両や航空機墜落事故といった人為事象について検討することを求めています。 さらに、設計上の想定を超えるような事態を想定外とせずに、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る大規模損壊を想定し、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策をとるため、体制及び手順書の整備等を要求しています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
故を許容しており、超えることを仮定して、その1.5倍以上に備えるのが適切なリスク対策である。 ➤ 津波発生機構は違いがあるにしても、現実には福島原発では15mを超える津波で、非常用電源が水没して内部電源喪失となった。敷地高さ12メートルを超える津波の想定や、防潮堤などの基礎部分からの崩壊などについて対策を強化しなければならない。 ➤ 規制委員会の7月19日会合で火山灰の影響評価に用いる火山灰濃度をそれ以前の100倍規模に引き上げる方針が決定され、この決定にもとづく火山灰濃度の影響評価の審査がなされて当然であるにもかかわらず、それがなされないまま審査書案が出されたことは不作為である。 ➤ 規制委は現在、火山灰（降下火砕物）の影響評価に用いる火山灰濃度について、従来の100倍規模に引き上げ、非常用ディーゼル発電機については、2系統の機能維持を要求する規則改定案が審査には反映されていない。 ➤ 気中降下火砕物濃度を推定する数値シミュレーションのパラメータの中で気象データが月平均となっているが、不確かさを考慮して安全側の判断をするために時々刻々変化する風向きの考慮がないのは欠陥であり、検討項目への追加が必要です。	➤ 同上 ➤ 平成29年11月29日第52回原子力規制委員会において、気中降下火砕物への対策については、今後、改正後の規則等に基づき、保安規定変更認可に係る個別の審査において確認することとしています。 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉についても、気中降下火砕物への対策について、運転開始までに対策が適切に実施されることを求めています。 ➤ 同上 ➤ 気中降下火砕物濃度の評価に当たっては、審査において、シミュレーションの入力値の妥当性を確認することとしています。 評価に際しては、発電所ごとに、適切な気象条件（風向・風速を含む。）が設定されていることを確認することとなります。 なお、いずれの手法を用いた推定値も、実際の降灰現象と比較して保守性を有する値となるものと考えています。

御意見の概要	考え方
➤ 124 ページ：使用済燃料プールに保管されている燃料が多くなるほど崩壊熱は大きく、地震等で使用済燃料が接触する。また、沸騰水型の原子炉では使用済燃料プールが高い位置にあるため地震などで漏水があった場合に、プール水が飛散するおそれもある。柏崎刈羽原子力発電所では、破損燃料や MOX 燃料も保管されているとのことであり、審査基準が現在のままでいいのか検討してほしい。 ➤ 設計の段階で高濃度汚染水の発生と漏えいが全く想定されていなかったことに根本的な問題があるが、柏崎刈羽原発を含めて、いまだに審査から除外されたままである。 ➤ 「第55条等 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策」における審査での確認は、原子炉建屋放水で発生する放射性汚染水の海洋拡散防止システムのみであり、建屋等に滞留する高濃度汚染水への対処は検討されていない。 ➤ 柏崎刈羽原発も、設計段階で高濃度汚染水の発生と漏えいが全く想定されておらず、新規制基準の審査対象からも外されている。	➤ 使用済燃料プールについては、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融しないものであることや臨界に達するおそれがないものであること等を要求しています。また、使用済燃料プールのスロッシングにより溢水が発生した場合においても、安全施設の安全機能が損なわれないことを要求しています。これらの要求については、破損燃料や MOX 燃料が貯蔵されている場合も同様です。したがって、現時点で審査基準の改正が必要とは考えていません。なお、破損燃料については、保安規定に定められたシッピング検査等を実施しながら適切に管理していることを確認しています。 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所におけるような汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しています。 また、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
収束の見込みが立っていない過酷事故からの教訓を対策とすることなく、新たに再稼働を押し進めようとするなど認識が甘い。 ➤ 柏崎刈羽原発は、設計の段階で、高濃度汚染水の発生と漏洩が全く予想されておらず、新規規制基準の審査対象からも外されている。このような不完全な原子炉の再稼働は認める事は出来ない筈である。 ➤ 高濃度汚染水の発生と漏えいは、設計段階で全く想定されておらず、審査対象からも外されており、欠陥のある規制基準である。 ➤ 福島第一原子力発電所事故で現在も深刻な問題となっている汚染水問題について対策がなく、適合性の審査もなされていない。 ➤ 柏崎刈羽の審査による知見の反映による設置許可基準規則等の改正に関して、代替循環冷却系について意見を述べる。今後申請する BWR ユニットでは、格納容器破損防止対策の有効性評価は、環境への Cs 放出量をみても、代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置はほぼ同等であり、代替循環冷却系を義務化する積極的な理由は見当たらない。義務化する場合、現行の対策に置き替えるのか、少なくとも代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置の両方の義務化は回避すべきである。 ➤ 既申請の BWR については、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置の重複設置は避けるべきであり、その必要性もないと考える。①上記諸対策等により、シビアアクシデントの発生確率がほ	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 本審査において東京電力から提示された代替循環冷却系は、炉心損傷後に放射性物質の意図的な放出を伴うことなく炉心及び格納容器を安定状態に導くことができる対策であることを確認しており、規制基準で要求している格納容器圧力逃がし装置と同等以上のものであると考えています。 また、格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展の早い BWR プラントに対する原子炉格納容器の過圧破損防止対策としては、引き続き格納容器圧力逃がし装置の設置は必要と判断しています。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
ばゼロまで低下している。②当該「審査書（案）」からも分かるように、格納容器破損防止対策として代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置の有効性はほぼ同じである。③既申請の BWR ユニッ トは、現行の新規制基準に基づいて申請しており、審査途中で代替循環冷却系を義務付けることは、「後出しジャンケン」的でフェアではない。④上記安全対策に要する費用は、極めて高額に上っており、電力自由化の状況下では原子力の安全第一を優先する事業者にとっても過重な負担となり、やむなく廃炉にせざるを得なくなる事態も予想される。⑤わが国の 2030 年長期エネルギー需給見通しによれば、2030 年度の電源構成は原子力が 20～22% となっており、これを達成するのが困難となるばかりでなく、温室効果ガス削減の切り札的存在である原子力の比率が低下すれば、「パリ協定」という国際公約の遵守が難しくなる。⑥更に、原子力の安全性向上への寄与が小さい安全施設の設置義務が、いたずらに課せられることによるコストアップは、原子力の新設にも多大の影響を及ぼし、やがてわが国の原子力のフェードアウトを招き、国益にも反する結果を招くことが懸念される。 ➤ 審査書案 P 2 1 3 格納容器過圧・過温破損、P 2 2 5 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 規制委は代替循環冷却系を評価し、新規制基準を改定して義務化するというが、追加するなら、第二格納容器を新設して格納容器ベントを回避すべき。事故シーケンスは福島第一事故の原因を踏まえた想定ではなく空想の産物。車両は横転する可能性があり、道路破壊の影響を受ける。	➤ 本審査において東京電力から提示された代替循環冷却系は、原子炉格納容器の過圧破損を防止できる対策であることを確認しています。 また、可搬型設備は複数分散配置され、転倒防止対策が講じられる方針であることを確認しています。 屋内及び屋外において、アクセスルートは、自然現象等を想定し、迂回路も考慮して複数確保する方針であることを確認しています。また、屋外アクセスルートに対する地震による影響、降下火砕物（火山灰）を含むその他自然現象による影響を想定し、複数

御意見の概要	考え方
➤ 原発の安全管理が主務の規制委員会は内閣と関係省庁間での折衝を行い、その結果に基づき法律・規定を作成の上、核及び非核ミサイルに対する原発の安全審査を行うまでは、この審査書案は不合格または継続審査されるべきである。 ➤ 「原子炉格納容器の多重化、コアキャッチャーの設置。」を義務づけるべき。 ➤ 世界では万が一の事故対応にコアキャッチャーを義務づけているのに日本にはない。 ➤ コアキャッチャーがなく、世界最高水準とはいえない。	のアクセスルートの中から早期復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを保管、使用する方針であることを確認しています。なお、重大事故等対策の有効性評価において、想定時間が一番厳しい作業に復旧時間を見込んだ上でも作業が成立することを確認しています。 ➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき政府が対策本部を設置し、必要な対策を講じることとしています。 ➤ 新規規制基準においては、個別の機器の設置を求めるのではなく、炉心溶融防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備に限らず、他の方法でも問題ありません。 なお、御指摘の欧州の基準は、新設の原子炉に係るものであり、欧州でも全ての既設の原子炉に対して、御指摘のあった技術の導入を義務付けるような基準にはなっていないと承知しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 世界一厳しい安全審査というのであればコアキャッチャーかさもなくばこれを上回る安全装置の開発とか設置を求めるのが筋である。 ➤ コアキャッチャーの設置すら義務付けられていない。 ➤ 適合性審査の過程において得られた技術的知見のうち、「重大事故等発生時に使用済燃料貯蔵槽で発生した水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合には、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること」および「原子炉制御室の居住性を確保するためにブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、現場において、人力により容易かつ確実に閉止操作ができること」に関する審査結果の記載が洩れている。 ➤ 原発事業は、経済性より安全性を優先すべきであり、加えて企業倫理が問われるべきである。その意味でも新規制基準は基準の欠	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 御指摘されている「重大事故等発生時に使用済燃料貯蔵槽で発生した水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合には、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること」は、審査の過程において、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールからの除熱の手順が示されており、審査書（案）Ⅳ-4. 11 に記載していました。 また、「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。」についても、審査の過程において、非常用ガス処理系による原子炉制御室の居住性の確保のためのブローアウトパネルの閉止操作の手順が示されていることを確認していました。 しかしながら、平成 29 年 12 月 14 日に本件を含めた柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見を反映した設置許可基準規則等の改正が行われたことから、改めて基準への適合性について審査書（案）Ⅳ-4. 11 及びⅣ-4. 16 に記載しています。 ➤ 今般の審査は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて定めた新規制基準への適合性を確認したものであり、地震、津波と

御意見の概要	考え方
落がある。そのような基準で柏崎刈羽原発の運転を審査すること自体が間違っている。 ➤ 4-1.2.2 格納容器破損防止対策 (212 頁)「格納容器破損防止対策の評価項目」として、「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して 100mSv とする。」を追加すべきである。Cs-137 の放出量制限に付け加えて、放出されるすべての放射性物質による公衆被ばく線量の制限をすべきである。 ➤ 格納容器破損防止対策 (212 頁)「格納容器破損防止対策の評価項目」の中に「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して 100mSv とする。」を追加すべきである。 ➤ 「敷地境界一〇〇ミリシーベルト」以下に抑えるという原子炉立地指針の基準値を消し去り、福島第一原発と同様の事故が発生した時は、ベントによりセシウムその他の放射性汚染物質を大気中に放出することを当然のこととしている。元の立地審査指針の基準に戻して、放射性物質の屋外排出を抑制するべきである。	いった自然現象の想定や、重大事故に対応するための設備及び手順等の実現可能性などを厳しく審査しました。 ➤ 新規制基準における放射性物質の放出量の制限値は、シビアアクシデントが発生した場合の格納容器内への放射性物質の放出を具体的に想定した上で、格納容器の破損による放射性物質の大量放出を防止するための対策の有効性を評価するためのものです。東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故により避難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生させない観点から、諸外国の安全目標も参考にしつつ、放出量が多く半減期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq という制限値を設定したものです。希ガスについては、地表面に沈着することなく拡散するものであることから、評価対象とはなりません。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 格納容器圧力逃し弁の使用は Xe-133 等の希ガスは相当量が環境中に放出される。フィルターを通して希ガス類は全量放出されるが、その評価もない。 ➤ 地震・台風などの自然災害のみならず、テロによる破壊工作に対応できない脆弱な現行基準が最大問題である。 ➤ 地震によって使用済み燃料プールの冷却機能が喪失しないよう、使用済み燃料プールの冷却系の耐震クラスはSクラスにするべきである。同時に、使用済み燃料プールの冷却系を多重性を有する安全系として扱うよう安全重要度分類及び設計を見直すべきである。 ➤ セシウム 100 テラに根拠がない	➤ 同上 ➤ 原子力発電所のテロ対策については、原子炉等規制法に基づき、テロリストの侵入を阻止するための種々の防護措置を求めています。 こうした防護措置については、規制委員会として、毎年一回以上の検査において、事業者が適切に講じていることを確認しています。 また、新規制基準では、意図的な航空機衝突等のテロリズムなどにより、重大事故が発生した場合の影響緩和策を新たに求めています。 ➤ 使用済み燃料貯蔵槽で貯蔵する使用済み燃料は、炉内の燃料と比較すると発熱量が小さいため、使用済み燃料貯蔵施設の冷却系の機能を喪失した場合においても使用済み燃料の損傷が生じるような事態に至るには長時間を要します。また、そのような場合においても、使用済み燃料貯蔵槽に、S クラスに分類される補給水設備により水が補給できれば崩壊熱の除去及び放射線の遮蔽等が可能であることから、使用済み燃料貯蔵施設の冷却系の機能は、補給水設備により機能を代替でき、その影響がSクラス施設と比べ小さい施設にあたるためBクラスに分類しています。 ➤ 東京電力福島第一原発事故を踏まえ、重大事故により避難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生させない観点から、諸外国の安全目標も参考にしつつ、放出量が多く半減

御意見の概要	考え方
➤ 水素爆轟の 13vol%でなく爆発下限界の 4vol%とすべき。少なくとも爆轟以前の爆発では問題が起きないことの証明が必要である。 ➤ 柏崎刈羽原発はすでに中越沖地震（2007 年）の潜在的なダメージを受けている可能性があり、次に襲われる地震の強さが基準以下であっても、またさらに連続した場合には一層、深刻な損壊を受	期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq という制限値を設定しています。 ➤ 新規規制基準においては、水素爆発の脅威として、衝撃波を伴う「水素爆轟」による格納容器への重大な影響を防止することを求めています。 これまでの PWR プラントにおける格納容器破損防止対策は、格納容器内で「水素爆轟」を起こさないため、水素濃度を 13%（※1）以下に維持することを要求しており、審査において適切な対策が講じられていることを確認しています。また、水素濃度が 13%以下における「水素爆燃」による格納容器への影響については、断熱等積完全燃焼（AICC）を想定して評価し、格納容器及び格納容器内の設備に影響がないことを確認しています。 一方、BWR プラントである柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に対しては、格納容器破損防止対策として、格納容器内を窒素ガスにより不活性化することで、水素爆轟対策が適切に講じられていることを審査において確認しています。なお、格納容器内を不活性化することで、水素爆燃についても防止されます。 （※1）水素濃度と水素爆発現象の関係については、一般的に、水素濃度が 4%の雰囲気に着火した場合に想定される爆発現象は「燃焼」、8%においては「爆燃」、13%を超える場合には「爆轟」という 3 つの爆発の形態があるとされています。 ➤ 発電用原子炉施設の設置者は、原子炉施設を「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）に適合するよう維持することが求められており、過去に発生した地震等が施設の健全性に及ぼす影響についても、技

御意見の概要	考え方
ける可能性がある。この新たなリスクは新規制基準に反映されておらず、明確な見解と対策が示されるべきだ。 ➤ 〈４０項〉施設の設計に当たっては、最大傾斜が1/2,000を上回ることを考慮し、安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針としている」について「基本設計段階の目安値」とあるが、耐震重要施設の基本設計段階で規制値が目安値でしかないのは規制基準に重大な欠陥があることの証左である。目安値を超えても規制基準審査に合格し、次の段階に進むなど、とうてい理解しがたい。独自の規制値が欠損した状態での審査は成立せず、まずは即刻規制値を設定し、その規制値に基づいた厳正な審査をすべき。 ➤ 福島原発事故を鑑み、その他の原発についても、「原子炉設置位置から半径１０キロ以内に活断層が存在しないこと」、「原子炉設置位置から半径３キロ以内に居住者が存在しないこと」、「原子炉設置位置から半径５０キロ以内に都道府県庁が存在せず、なおかつ半径１０キロ以内に市町村役場が存在しないこと」及び「原子炉設置位置から半径３０キロ以内に他の原子炉が存在しないこと」を基準に設け、審査をやり直すべき。	術基準規則への適合が維持されているかどうかという視点で確認されることとなります。 新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉の申請対象設備への影響については、旧原子力安全・保安院により施設・設備の健全性並びに点検、補修等の処置が適切に行われていることが確認され、継続的かつ安定的に運転する上でのプラント全体の設備健全性に問題はないと判断されています。また、これらについては旧原子力安全委員会でも確認されています。これらの結果は、旧原子力安全・保安院又は旧原子力安全委員会において公開されています。 ➤ 「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」において、施設の傾斜に対する評価の目安としている趣旨は、設置許可基準規則に基づく評価は、基本設計段階（設置（変更）許可の段階）における評価であり、機器等の安全機能が重大な影響を受けないことについては、機器、設備等の仕様を踏まえて詳細設計段階（工事計画認可の段階）において詳細な評価を行うためです。 ➤ 「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」において、耐震重要施設は、敷地周辺の将来活動する可能性のある断層の調査を行ったうえで、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、十分な余裕を考慮して策定された基準地震動に対して、その安全機能が損なわれないことを要求しています。

御意見の概要	考え方
➤ 「外からの支援が無くても10日間程度は冷却が継続できる装置の設置。」を義務づけること。 ➤ 「停電や事故時にも、原子炉内の圧力、冷却水の水位や水温が適切に直接測定できる設備（摂氏千度の環境でも、正確に作動すること）の設置」を義務づけること。	東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故により避難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生させない観点から、重大事故等対策の有効性を確認することとしています。 新規制基準では、1サイトに複数号機がある場合でも全号機で同時に重大事故が発生した場合にも対応できることを要求しています。 ➤ 新規制基準においては、東京電力福島第一原子力発電所事故の事例（免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給に3日程度を要しています。）を踏まえ、事象発生後7日間は外部支援なしで事故収束対応が維持できること及び事象発生後6日間までに外部支援が受けられることを要求しています。 ➤ 設置許可基準規則第23条は、原子炉の水位や水温等を監視することを求めています。新規制基準に係る変更申請の対象ではありません。ただし、設計基準に係る審査においては、全交流動力電源喪失時を想定し、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池を備える方針としていることを確認しています。 なお、重大事故等が発生し、主要パラメータの計器故障時には、他チャンネルの計器により計測する手順を定めていることを確認しています。更に主要パラメータの監視機能が喪失した場合等は、代替パラメータによる推定を行うとしており、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類及び使用環境条件な

御意見の概要	考え方
➤ 「使用済核燃料は、現在、最終処分場や安全確実な保管方法等も確保できていない。現実的な対応として、毒性が減衰すると考えられる１００万年の間、当該発電所において、使用済燃料を安全に保管ができる設備を設けること。」を義務づけること。 【審査及び意見募集の進め方】 ➤ 基準に適合するかどうかの一点に絞って検討されていることに疑義を持つので、合格案には反対する。パブコメで妥当性評価を求めることにも疑念がある。 ➤ パブリックコメントが技術的な内容に対しての評価と意見を求めていることに疑念がある。	どを踏まえた確からしさを考慮して推定を行う手順を定めるとしていることを確認しています。 ➤ 使用済燃料については、国内再処理を原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するとの方針を確認しています。なお、使用済燃料の貯蔵設備は、全炉心及び１回の燃料取り替えに必要な燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有するように設計することとされています。 【審査及び意見募集の進め方】 ➤ 規制委員会は、独立した立場で科学的・技術的見地から審査し、自ら責任を持って判断することが役割です。審査は、委員及び原子力規制庁職員に加え、平成２６年に規制委員会に統合した JNES が蓄積した専門的知見等を活用しつつ進めてきており、また、必要に応じ、外部専門家の意見を聴取してきています。規制委員会は、事業者から提出があった設置変更許可申請について、審査会合等において審査を進めてきたところ、新規制基準に適合しているものと認められることから、審査書の案を取りまとめたものです。この意見募集は、広く科学的・技術的な御意見をいただくものであり、意見募集の実施に当たっては、政府が実施する他の意見募集にならない、電子政府の総合窓口（e-Gov）を利用しています。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ パブリックコメントが、「科学的・技術的意見」として求められていることを懸念している。 ➤ 高度な技術を要するはずのコメントを一般にもとめるテーマ自体に問題がある。 ➤ 意見募集の内容が、「科学的・技術的意見」とされているが、具体的に何を指すのか明らかでない。このような意見募集は、意見提出を逡巡させるものであり、極めて不当である。 ➤ パブコメは何のためか。原子力規制委員会は国民のためにあるもの。今回のこのパブリックコメントはどう取り扱うのか。 ➤ 免震性や津波対策、活断層等には不安があるにもかかわらず。稼働を急ぐがあまりのパブコメ募集となっている。 ➤ 原子力規制委員会は、東京電力柏崎刈羽原発6・7号機の再稼働を認める審査書案のとりまとめと意見募集をしている ➤ パブコメを実施することによって、国民の意見を聞いたとする昨今の行政のあり方に、生身としての人間を尊重する姿勢が全く感じられない。わかってもらおうとする配慮が一切感じられない審査書案である。 ➤ 「科学的・技術的意見」と枠をはめることは、専門知識がない者を排除し差別につながる。また、審査会合議事録には、一般国民の常識とかけ離れた議論が散見される。事業者や規制委員会・規	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
制庁と一般国民の間に大きな乖離があるのではないか。どこがどのように乖離しているかを把握せずに、乖離を埋めることは困難である。原子力規制庁への国民の理解を求めるならば「科学的・技術的意見がありましたら」などという文言は削除し、枠を設けずに広く意見を求めるべきである。 ➤ 原発に関するパブリックコメントにしても、多数の反対意見があるにもかかわらず検討された痕跡もない、手続き上の通過点として形骸化している。 ➤ 法令に基づく「経理的基礎」の適合審査結果及び「適合審査結果」案をまとめた「別紙１」の意見募集は、いつ行うのか。行わないとすれば、その理由と根拠を説明すること。法令に基づく「経理的基礎」の適合審査結果及び「適合審査結果」案をまとめた「別紙１」の意見募集を行わず、法令に基づかない「適格性審査」結果（案）を意見募集した理由を説明すること。 ➤ 経理的基礎にかかる部分の評価結果については、なぜ意見を求めないのか。これらは法律でも審査対象になっている項目である。その一方で添付１にあるような法律にはない「原子炉設置者の安全文化その他の適格性を有するかも特別に審査することにし」、それに対して意見を求めるというのは理解できない。確認結果	➤ いただいた御意見については、集約した上で、規制委員会の考え方を示すとともに、必要な場合には審査書（案）に反映することとしています。また、いただいた全ての御意見を、ホームページで公開します。さらに、電子政府の総合窓口（e-Gov）にも、結果をすみやかに公示します。新たな知見が得られた場合には、必要に応じ、規制に取り込みさらなる安全の向上に取り組んでいきます。 ➤ 本意見募集は、今回の審査がこれまでの基準を抜本的に改正した新規制基準に基づく審査であることから、基本的な判断となる設置変更許可に係る審査結果を取りまとめた審査書（案）に対し、科学的・技術的意見を広く募集することとしたものです。平和的利用や経理的基礎については、基準の変更等はなかったため、パブリックコメントにかかる必要はないと考えています。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
(案) 及び審査書(案) だけでなく審査結果全体に意見募集をすべきである。 ➤ 現在の適合性審査の内容についてご説明をお願いします。また、審査内容に関する新潟県の検証にご協力をお願いします。 ➤ パブコメについても根源的な疑問がある。パブコメをひっそり集める、といったことだけでなく、地元や東電管内で、住民に説明し、一方通行でなく住民の意見を聞く機会を持つなど、もっと国民の意見を丁寧に聞いて判断する仕組みがあるべきである。 ➤ 事故の検証なくして何故柏崎刈羽の再稼働なのか、万人にしっかり説明しなければ、「パブコメ」提出要望など、あり得ない。 ➤ 柏崎刈羽原子力発電所再稼働申請についても、もっと地域住民の声を聞けと言いたい。米山知事も福島事故の原因がはっきりしない現状での再稼働は困難と言っていることをもっと真剣に受け止めるべきである。 ➤ 新潟県では新知事のもとで 1F 事故の検証を進めています。新潟県の検証結果も参考に審査が行われるのが本来の順番です。ぜひ新潟の地元でヒアリングを行なって下さい。	➤ 今回の意見募集については、規制委員会がまとめた審査書(案) に対し、科学的・技術的意見の募集を行ったものであり、平成 29 年 10 月 4 日の第 41 回原子力規制委員会での審議を踏まえ、資料を電子政府の総合窓口(e-Gov) の「パブリックコメント」欄及び規制委員会ホームページに掲載しました。 審査に関する説明を行う公聴会については、具体的な要望が立地自治体からあった場合には、対応を検討してまいります。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 適合性審査の内容について、新潟県民と新潟県に説明をお願いします。 ➤ 4千字のパブコメ枠を用意してほしい。 ➤ 柏崎・刈羽の原発再稼働反対する意見を書くと、なぜ半角カタカナが入っていると受け付けないのか不思議 ➤ 任意のメールアドレス記入なのに、確認用のもう一度入力させるのはなぜか 【規制委員会の方針】 ➤ 科学的・技術的ということよりも、それ以前に規制委員会に対しての疑義があります。2011年3月の福島原発爆発による災害からの復興が遅々としてはかどらない現状である。 ➤ 規制委員会の各審査委員の意図に関わらず、委員会の決定が、原発再稼働へのゴーサインとなることは間違いない。再び大きな事故が起きた時、意図しなかったという弁明は通用しない。各委員は、再考すべき。 ➤ 最近の原子力規制委員会は原子力推進委員会のように見えて失望している。	➤ 同上 ➤ 意見募集の実施に当たっては、政府が実施する他の意見募集にない、電子政府の総合窓口（e-Gov）を利用しています。 ➤ 同上 ➤ 同上 【規制委員会の方針】 ➤ 規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から審査し、自ら責任を持って判断することが役割です。審査は、委員及び規制庁職員に加え、平成26年に規制委員会に統合したJNESが蓄積した専門的知見等を活用しつつすすめてきており、また、必要に応じ、外部専門家の意見を聴取していきます。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 原子力規制庁、規制委員会は私が納めた税金で運営されている組織である。納税者に対して高飛車な態度は取らず、税金で運営されているという事を考慮に入れて納税者に対応すること。	➤ 同上
➤ 東電の適格性云々の前に規制委の適格性についてはどうなのでしょう。先の田中委員長は原発ムラ出身で日本の審査基準は世界一のレベルと嘘を発信して安倍首相まで引用することになり国民も広く信じ原発の審査合格を通れば疑問もなく受け入れる雰囲気作りに成功した。他国にはある重大事故に対応したコアキャッチャー要求もないし住民避難審査もなし。テロ、ミサイル、サイバー攻撃、飛行機突入審査についても消極的で誰かがやるだろうとその責任を放棄しているためこれらの審査は一切手つかずのまま審査合格が通り次々と原発再稼働を可能とした。大地震や巨大カルデラの噴火可能性については専門家の警告にも拘わらず都合の良い理由をつけて合格させてしまった原発もある。一旦起これば過酷事故に繋がる原発は最悪な条件を考慮して安全サイドにもって行かなくてはならないことを規制委は分かっていると思うが、原発ムラ出身の田中前委員長はどうしてそのような原則に沿えなかったのだろうか。このような規制委が東電の適格性を的確に査定し得るのかその適格性に疑問をもっている。	➤ 同上
➤ 原子力規制委員会と名付けられた貴組織が十分な避難計画ができていないかのチェックや、放射性廃棄物処理に関わる問題、放射能汚染による損害賠償の問題に一切触れないのは、原発の安全に対して著しく不十分なのではないか。	➤ 同上
➤ 公正な審査をお願いいたします。	➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 重大事故を起こした当事者である東京電力や原子力規制委員会が、このような重要な問題を書類のやりとりだけで審査することにたいへん疑念である。事故当事者である企業との意見交換だけで安全性が認められるとすることは、原子力事故をすでに経験した国として、適切といえるのか。電力会社と規制当局の馴れ合いが続いていると思われても仕方がない。東京電力の原子力発電所全ての運転許可については、国会あるいは国民参加型の議論で決めるべき。 ➤ 規制庁が原子力を規制するつもりがあるとは思えず、放射性物質漏出リスクの高い沸騰水型でずさんな安全規制は容認できない。 ➤ 長期的にあらゆる危険性を排除せず、事故の検証も加え、言葉だけの約束ではなく、実行性を正しく判断することと、政府の方だけを向いた規制委の体質の改善、私情のない委員の選定を望む。 ➤ 敷地及び周辺の地盤の安定性や地震波の伝播特性などについては、東電独自の論だけでなく学術的な審査に耐えられる判断をしていただきたい。そのためにも地元の地層をよく知っている活断層研究会などとしっかり議論すべき。外部グループとともに再考していただきたい。 ➤ 何の科学的根拠のないまま「認可、許可、いいですよ」では規制委員会の存在価値はない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 規制委員会は、原子炉等規制法に基づき、原子力発電所の規制に必要な基準を設定し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認することが役割です。

御意見の概要	考え方
➤ 起こしてしまった原発事故の収束も出来ない一企業に、科学的、技術的審査を受けさせること自体が異常。 ➤ 柏崎刈羽の設置変更許可を申請する資格などなく、規制委員会がそれを受理したこと自体が誤りである。 ➤ 人の命、病気はだれも責任取れない。そんな危険を規制委はどう思っているのか。 【MOX 燃料のリスク評価】 ➤ 審査書には MOX 燃料もプルサーマル発電の言及がない。 【経理的基礎】 ➤ 法第 43 条の 3 の 6 第 1 項第 2 号（経理的基礎）について、東電は、当初 10 兆円と推定していた廃炉等の費用を昨年に 21.5 兆円に訂正し、その費用を国民に押し付けているばかりかシンクタンクの調査では 70 兆円になるとの推測もある。本来なら破綻している企業である東電に「必要な経理的基礎がある」とは認められない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 規制委員会では、設立当初からその使命を、「原子力に対する確かな規制を通じて、人と環境を守る」こととし、組織理念に明定しています。さらに、原子力規制庁職員の行動指針として「原子力安全文化に関する宣言」を作成し、安全文化の組織内への浸透を図っています。規制委員会としては、こういった活動を通じ、引き続き組織の安全文化醸成に努めていきます。 【MOX 燃料のリスク評価】 ➤ 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に対して MOX 燃料の利用のための設置許可をしていません。また、今回の設置許可申請にも含まれていません。 【経理的基礎】 ➤ 本件申請に関しては、法第 43 条の 3 の 6 第 1 項第 2 号（経理的基礎に係る部分に限る）に規定する許可の基準へ適合性を確認しています。経理的基礎に係る審査結果については、平成 29 年 10 月 4 日の第 41 回原子力規制委員会の資料 1－1「東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書案に対する意見募集等について（案）」の別紙 1 に記載しています。

御意見の概要	考え方
➤ 実質的に半ば国有化され、膨大な資金援助を受けている東京電力は、自立した民間企業ではない。自前の経営基盤も補助に頼らない自己資金も存在しない。事故収束資金も補償金も自前で調達できない企業に経理的基盤などない。 ➤ 現在、22兆円の負債を抱え、その負債のうち、4兆円を他電力会社が負担し、6兆円を国が負担することになっている。それにもかかわらず、東電は「経理的基盤」があると言うのは誤りである。 ➤ 東京電力は、事故の賠償や廃炉に係る費用を賄うことはできず、破綻させないために公的資金が注入されている状況である。柏崎刈羽を動かす「経理的基盤」は無いと見なさざるを得ない。もし「経理的基盤」があるのならば、公的資金の注入は取りやめるべき。	なお、設置変更許可において経理的基礎を確認する趣旨は、変更に必要な資金の見積もりが適切なものであるかどうか、その資金が調達できるかといった観点で事業者を経理的基礎があることを確認することです。事業者は本件申請に係る重大事故等対処設備他設置工事に要する資金を自己資金等により調達する計画としており、今般の審査においては、事業者の調達実績、その調達にかかる自己資金および外部資金の状況、調達計画を確認し、これまでの増資、内部留保等による資金の確保がなされていること等から、工事に要する資金の調達は可能と判断しました。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 福島第一原子力発電所事故後、国の「資金援助」を求めた時点で東電は損害賠償責任を認めており、支援機構からの資本金 1 兆円注入と交付金 2 兆円を受取った時点から実質債務超過となっている。現在、22 兆円の負債を抱える東電に「経理的基礎」があるとは言えない。 ➤ 新々総合特別事業計画では、毎年交付金返済（損害賠償分）として 2000 億円、事故炉費用として 3000 億円の 5000 億円を 20 数年間、支援機構に納付しなければならない。そんな東電に「経理的基礎」があるとは言えない。 ➤ 東電は、福島第一原発事故を起こしたことで事故の収束や賠償を賄い切れず破綻するべきところを賠償する主体の消失を防ぐために損賠機構からの交付金を得るという形で、税金投入されて存続している実質的には破綻した会社である。経理的な基礎がなければ、原子力のような安全確保に多大な費用がかかる事業をやっていけるはずがないのは自明の理である。 ➤ 審査には経理的基礎も含まれるが、経理的基礎はないとすべきだ。 ➤ 事故の費用負担について東電は、「このままでは債務超過に陥る」と居直り、公的資金の注入を要求した。東電に「経理的基礎」もない。 ➤ 廃炉の実績もこれからで費用面でも他の事業者や国費や消費者丸抱えの東電のどこに 1F 事故の後始末ができるのか。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 東電は経費を自社で賄えていない。利益は電力会社に、負担は国民はやめてほしい。 ➤ 東電は6、7号機のためにすでに6800億円のも修理費を支出しているが、新潟県民が再稼働を認めていない以上柏崎刈羽原発の再稼働を前提とした東電の経営計画は破綻している。 ➤ 未だ決して十分ではない福島第一原発事故の収束・廃炉費用、そして被害者への賠償費用に充当すべきであって、柏崎刈羽原発を動かすための経理的基礎があるとは決して認められない。 ➤ 柏崎刈羽を動かす「経理的基礎」はなく、福島第一原発事故の賠償や廃炉に集中すべき。 ➤ 審査書で経理的基礎について申請者における総工資金の調達実績、その調達に係わる自己資金及び外部資金の状況、調達計画を確認し、これまでの増資、内部留保等による資金の確保がなされていること等から工事に要する資金の調達は可能と判断した」と経理的基礎があると判断している。東電は廃炉費用も電気料金に上乗せし、賠償金は税金が使われている。破産企業であるのに、経理的な基礎があるわけない。「内部留保」があるなら、被災者への賠償にあてるのが筋だろう。 ➤ 「福島並みの事故が起こった場合の被害想定し、どの程度の損害が発生するか明らかにさせること。また、その損害を賠償できる能力があるか審査し、賠償能力が無ければ、不許可とすること。」を義務づけること。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 審査には経理的基礎の確認も含まれるが、経理的基礎はないとすべき。 【平和的利用・使用済燃料】 ➤ 使用済核燃料の問題も未だ解決していない。原発で保管している使用済核燃料は、既に貯蔵プールの容量に届きそうになっており、再稼働により使用済核燃料は増え続けどこにも行き場がなくなってしまうことは明らかである。核燃料サイクルについても、再利用の目処は全くたっていないと言え、現実的な使用済核燃料の処理方法が提案されるまでは再稼働の議論すら行えない状況ではないか。 ➤ 全国的に見ても使用済み燃料の処分方法も決まらず、溜まる一方で既に全国の貯蔵施設が満杯に近い状態です。国として先ずは処分方法について考えた上で再稼働政策について考えるべきである。 【立地評価】 ➤ 本審査では、重大事故時に周辺の公衆に放射線障害を与えないことを規定した「立地審査指針」が適用されておらず、このことは原発安全審査における重大な欠陥であり、審査結果を認めることはできない。 ➤ 「原子炉立地審査指針」がいっさい無視されている。設置許可審査の最上位に位置するはずの立地審査指針は、現在でも生きており、その要求を考慮しないのは不当である。	➤ 同上 【平和的利用・使用済燃料】 ➤ 使用済燃料については、国内再処理を原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するとの方針を確認しています。なお、使用済燃料の貯蔵設備は、全炉心及び1回の燃料取り替えに必要なとする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有するように設計することとされています。 ➤ 同上 【立地評価】 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故において、従来の立地審査指針で想定していた事故の規模を上回る事故が発生したことを踏まえ、放射性物質の異常な水準の放出を防止する観点から、重大事故等対策の有効性を確認することとしています。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 審査結果（p. 482）この適合性審査では、原子力委員会が1964年に決定し、原子力安全委員会が1989年に改訂した「原子炉立地審査指針」がいったい無視されている。設置許可審査の最上位に位置するはずの立地審査指針は、現在でも生きており、その要求を考慮しないのは不当である。立地審査指針が求める「周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」という基本的目標（1.2項）を達成するため、「原子炉の周囲は、ある距離の範囲内は非居住区域であること。ある距離の範囲を判断するめやすは、重大事故の場合の被ばく線量が、甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25Svとする。」（2.1項）（現在の知見に照らせば、0.25Svは0.1Svに読み替える）という条件を加えるべきである。福島原発事故を経験した現在、柏崎刈羽原発がこの立地指針の要求を満足するのかどうか、原子炉規制委員会は真摯に考慮すべきである。 【原子力防災】 ➤ 避難計画がともに作成されていません。 ➤ 過酷事故時での屋内待避は不可能であることが熊本地震でも明らかになった。一方、国の避難指針では「屋内退避」が依然として基本となっており、住民の安全は守れない。 ➤ 過酷事故時の広域住民避難に関して充分考慮されていない。自治体に丸投げである。原発の“避難計画”には、規制委は基本関知しないというのは無責任である。再稼働の基準を設けるのであれば、万一基準を飛び出した事故発生を避けた結論はありえず、無責任である。“避難計画”は自治体の要件というのではなく、少な	➤ 放射性リスクの社会的影響に対する評価として、立地審査指針では、大人口が極めて低線量の被ばくを受けることを含んだ集団線量の見地に基づいて評価していましたが、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、半減期の長い放射性物質の総放出量という観点から規制を行うことが合理的と考えられ、環境保全の観点からも適切と言えます。そのため、新規制基準においては、原子力発電所の近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、想定される放出量が多く、半減期が約30年と長いCs-137の放出量を元に評価することとしており、放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から重大事故等対策の有効性を確認することとしています。 【原子力防災】 ➤ 原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
くとも“避難計画”に対する基準までに言及した判断でなければならない。 ➤ 事故発生時避難経路と避難の態勢について論議もされず、地方自治体の施策についての検討も行われていない。現在公表されている避難計画は文書だけで実効性のないものである。規制委員会は避難計画について真摯に審議すべきである。 ➤ 世界最高水準の規制をいうのであれば、適合性審査において避難計画を検証の対象とすべきである。 ➤ 避難計画が審査されていない。避難計画に実効性がなければ過酷事故の際に住民の命・財産は守ることができないが、それについては原子力規制委員会で審査されていない。また、避難計画を了承するのは内閣府ですが「審査」は行なっていない。避難計画についても、原子力規制委員会は公開で審査をするべき。深刻事態発生時の避難計画と実施は、自治体任せで無責任である。 ➤ 避難計画が審査会合から除外されている。避難計画の作成は自治体任せで、検証できる枠組みがない。 ➤ 避難計画を適合性審査の検証の対象にすべき。 ➤ 避難計画の策定、責任の所在、避難計画の技術的・社会的内容と妥当性も規制委員会によって評価されるべきである。 ➤ 防災・避難計画は未だできているとはいえない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ インフラの実情に照らし合わせれば、物理的に有効な避難ができるかが疑わしいと考える。また、他の原発審査でも、対策が示されていない。	➤ 同上
➤ 原子力規制委員会は、防災・避難計画にも責を負う体制にしなければならない。	➤ 同上
➤ 近隣住民の避難計画が判断に含まれていない。	➤ 同上
➤ 避難計画のチェックもしていない。策定と、どこがその責任を持って進めるかということ、そしてその避難計画の技術的・社会的内容の妥当性についても同じく規制委員会によって評価されるべき。	➤ 同上
➤ 重大事故発生時の避難に関しては自治体の基準と判断に任せるという従来の考え方が踏襲されたままであり、現実の（福島）での教訓に学んでいない。	➤ 同上
➤ 冬場は雪に閉ざされる地域で避難は実際上不可能に近い。	➤ 同上
➤ 柏崎刈羽原発には、他の再稼働している原発と同様に避難計画がない。原子力防災計画が適切で実効性があるかどうかを確認する法的な手続きがなく、避難経路など実効性のある避難計画もない。	➤ 同上
➤ 柏崎刈羽原発 30km 圏内の避難計画もないままの再稼働は住民の生命、安全の軽視である。	➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 想定するような過酷事故が発生する場合、周辺住民の避難はかせず、再稼働を了とするかどうかの判断基準の一つとすべきである。	➤ 同上
➤ 原子力防災計画が適切で実効性を確認する法的な手続きがない。避難計画は新潟県が独自で検証を行っており、その結果を待つべきである。	➤ 同上
➤ 柏崎刈羽原発の再稼働については、他の再稼働している原発と同様に避難計画がない。原子力防災計画が適切で、実効性があるかどうかを確認する法的な手続きがなく、避難経路など実効性のある避難計画がない。柏崎刈羽原発周辺は、冬季の間は積雪により避難は困難である。このようなリスク管理のもとで再稼働はとうてい容認できない。	➤ 同上
➤ 重大事故を想定した避難計画を含む原子力防災計画が適切で実効性のあるものかどうかを確認する法的な手続きがなく、審査でも検討の対象となっていないのは重大な欠陥である。避難計画については、新潟県が独自で検証を行うとしており、その結果を待つべきである。	➤ 同上
➤ 中越沖地震の経験で明らかなように、ひとたび柏崎刈羽原発に大事故が起こった場合には周辺住民が被ばくせずに避難できる保証は全くなく、避難計画に実行性が無い。	➤ 同上
➤ 実効性のある避難計画が立てられておらず、特に冬場は雪により避難は不可能である。現状の避難計画は住民の被爆を前提として	➤ 同上

御意見の概要	考え方
おり、避難計画については、新潟県が独自で検証を行うとしており、その結果を待つべきである。 ➤ 避難計画を含む原子力防災計画について審査の対象となっていないのは重大な誤りである。避難計画を新潟県が検証を行うとしていますが、規制委員会としてもその結果を踏まえつつ、独自に検討すべきではないか。 ➤ 「避難計画の実効性及び妥当性を審査すること。」を義務づけること。 ➤ 世界基準に恥じないのであれば、実効性のある避難計画がないまま、許可処分がなされるのは間違っている。 ➤ 規制委は、重大事故を想定した避難計画を含む原子力防災計画が適切で実効性のあるものかどうかを確認する法的な手続きがなく、審査でも検討の対象となっていないのは重大な欠陥である。自治体丸投げの避難計画は、突発的な事象に対してどれだけの実現性があるか非常に疑問である。原発事故への「全体的視点」から見れば絶対見逃せない項目であり、確かな審査をする過程がないまま、国も「規制委の結論を持って再稼働を認可する」と言っているのは大問題である。 ➤ 避難計画を審査対象とするべきである。 ➤ 周辺自治体で実行性のある避難計画の策定が課題となっている状況下で原発再稼働は反対である。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 避難計画は、新潟県が独自に検証を行っているので、その結果を待ち、併せて検討すべきである。 ➤ 『原子力防災計画』自体が、再稼働審査の対象になっていない。 ➤ 実行性のある避難計画がない。 ➤ 新潟県は避難の観点も含め検証するといっているが、これは本来、国の役目ではないか。 ➤ 重大事故の影響は首都圏にも及び、首都圏の人たち、全国的に考えなければならない問題だ。 ➤ 「審査書案」に記載されているのは作業者の「避難」経路の事だけであり、住民避難の計画について明記されていない。 ➤ 避難計画を含む原子力防災計画が審査で検討の対象となっていないのは重大な欠陥である。 ➤ 避難計画・原子力防災計画の実効性が審査で検討されていない。 ➤ 冬に閉ざされた地域の避難は不可能である。 ➤ 「避難計画」は、過酷事故対策規制の枠組み上、最終段階の「深層防護第5層：放射性物質の環境への大規模な放出に対する防災対策」として最も重要であり、「原発の安全性」を確保する為、本	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
件審査の対象とすべきである。原子力規制委員会は防災計画（「避難計画」）作成を指導・助言し審査する責任がある。 ➤ 「避難計画」は、過酷事故対策規制の枠組み上、最終段階の「深層防護第5層：放射性物質の環境への大規模な放出に対する防災対策」として最も重要であり、「原発の安全性」を確保する為、本件審査の対象とすべきである。「避難計画」を審査対象とするのは世界基準である。自治体（9市町村）作成の「避難計画」は委員会策定の「原子力災害対策指針」に定める「住民の視点に立った防災計画」として瑕疵があり実効性がない。 ➤ 避難計画等を実効性があるかどうかの確認する法的手続きがないし、審査の対象にならないのはおかしい。 ➤ 要援護者の避難、安定ヨウ素剤の配布、スクリーニング場所の確保、避難経路の特定など、実効性ある避難計画は立てられていない。特に冬場は雪により、避難は不可能である。現状の避難計画は住民の被ばくを前提としている。 ➤ 格納容器圧力逃し弁の操作と住民避難に要する時間とリンクしていなければ、実効性あるオペレーション計画とはならないのではないか。 ➤ 原子力防災計画が審査対象にされないのは、原発稼働と住民の安全保護対策が両立できないものと認めていることであり、原発立地はどこの地域においても不可能であることを示している。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 避難プログラムが不十分である。 ➤ 原子力防災計画について審査していない。原子力防災計画に関しては審査の対象になっておらず、過酷事故が発生した場合に策定されている原子力防災計画が実効性のあるものかどうか、まったく確認されていない。 ➤ 放射能放出がテロ発災から何分後かを、事前に評価検討する必要がある。事業者が損壊により報告や通報を適時的確にできないだろう。そうした場合には「国は、全面緊急事態の発生の確認を行い、遅滞なく、地方公共団体、公衆等に対する情報提供を行わなければならない。」（原子力災害対策指針）国の責務である。この責務をどのようにして、担っていくのかも審議されていない。規制委員会は、原子力防災に関しては原子力災害対策指針を出しているが、災害の形態や種類ごとに原子力防災計画に必要な推定放出見積もり量や放出時刻・時間などを、炉ごとに個別に審査し示して貰わなくては、各地方自治体のたてる原子力防災計画の実効性が担保できない。 ➤ 新潟県の避難計画の検証結果なくして再稼働はもってのほかである。 ➤ 本審査書案でも、広域避難計画については自治体任せであり、このような、過酷事故の発生に対する判断回避を基本とする審査書案には同意できません。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ p448 IV-4.16 2. (2) (マル2) 遮蔽、空調、全面マスクの着用及び運転要員等の交代をして7日間で58mSvとの想定ですが、遮蔽も空調もマスクもない近隣の住民が避難し遅れた場合は、何mSvになるか確認の上、避難についても自治体任せにせず、事業者、規制委員会で万全であることを確認すべき。 【神戸製鋼問題】 ➤ 神戸製鋼の数値改ざん問題について、素材がどこにどのように使われているか、影響を調査すべき。 ➤ 神戸製鋼所は、意図的に材料試験や数値計測のデータ改ざん等の問題が発覚している。神戸製鋼所製の部材すべてについて直ちに再調査すべきである。 ➤ 神戸製鋼の部品の信頼が地に落ちた状態である。何十年にもわたる不正がわかったいま、その全容がわかるまで、審査を進めるこ	➤ 中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で6号炉では約33mSv、7号炉では約58mSvと評価されていることを確認しています。今回の新規規制基準に係る変更申請及び審査の対象ではありませんが、発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価において敷地境界における実効線量を評価した結果を規制委員会に届出、公表することを求めています。なお、原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます。 【神戸製鋼問題】 ➤ 平成29年10月8日にこの問題が明らかになって以降、規制委員会は各事業者から、原子力施設において今回の事案に関係した製品が納入又は使用されているか否かの調査状況について順次報告を受けています。 これまでのところ、神戸製鋼所及びその関連会社にて不正が行われた製品が柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉及び他の原子力施設で使用されている事案は確認されていません。 規制委員会としては事業者の対応状況を引き続き注視していきます。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
と自体が おかしい。とりあえず、審査をストップするべき。 ➤ 神戸製鋼の強度不足の部材が使われていないかと疑問である。 ➤ 神戸製鋼の強度不足の部品が使われていないかの確認は、すべての既存原発に必要なである。 ➤ 神戸製鋼の不正事件を深刻に捉え、材料の検査をメーカー任せにせず自主的に検査する等しなければ、材料の安全性は確保できないと考えるべきで、必要なら原子炉等規制法の見直しを含めて再度検討すべきと考える。 ➤ 神戸鉄鋼の偽装に関する調査を東電の原発すべてに関して徹底に行うべき。 ➤ 神戸製鋼の部材の強度不足が指摘されている中、柏崎刈羽原発でどこに使われているのか。 ➤ 神戸製鋼のデータ改ざんが問題となっています。柏崎刈羽原発には使用されていないかしっかりと調査をして、結果を明るみにしてほしい。 【その他関連する御意見】 ➤ 火山国日本での原発事業は対策をとればとるほどコスト高になる。国地方の財政状況も破綻寸前だということも考慮するべき。ドイツなどを見習うべき。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 【その他関連する御意見】 ➤ 今回の意見募集は審査書（案）に対する科学的・技術的意見が対象です。

御意見の概要	考え方
➤ 廃炉コストがかかる原子力発電所の再稼働を諦めて、廃炉技術を進歩させないと、先々コストが上がっていく一方であるし、原発に拘り続けていくことで、既に再生可能エネルギーの開発競争に後れを取っているのではないかと危惧をする。 ➤ 原発は人間が完全に操縦できるものではない。 ➤ 巨大地震発生を電力会社に止めることなどできないのに無責任。自然災害はいつも予測不能、想定外の被害をもたらすもの。 ➤ 被害者が多く出るため日本のような地震が多い国にそもそも原子力発電は危険です。 ➤ 原子力発電の事故は他の発電装置に比べリスクが高過ぎる。それは東日本大震災で証明されている。 ➤ 原発事業は、経済性より安全性を優先すべきである。 ➤ 地元合意のプロセスも、法的に確立したものを作らなければならない。 ➤ 柏崎刈羽の審査書が取りまとめられることで、BWRプラントについてやっとひな形ができ、後続の審査(東海第二、女川2号、島根2号、浜岡4号)が円滑に進むことを原子力規制委員会に期待したい。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 避難指示は、重大事故の進展状況を判断して適切かつタイムリーに発せられなければならない。したがって、原発の運転状況・放射性物質拡散予想・避難指示を統括する責任を原子力規制委員会が負うべき。 ➤ 規制委員会の職員は福島第一原発を視察するだけでなく、そこで住民たちがどんな思いをしているのか。戻ってきた人々もどんな苦勞をしているのか。戻らない人々がどんな苦勞をしているのか。心を寄せる必要があるのではないか。 ➤ 福島事故は、コストダウンを追求した結果起きた事故である。 ➤ すべての原発を出来るだけ早く廃炉にして、使用済核燃料をより安全な保管の方法に転換すること。 ➤ 福島の現状をどこまで知っているのか。科学的に福島第一事故を繰返さない為の対策を一つひとつ検証してほしい。 ➤ 新潟県における委員会（3つ）の内容について、協力して審査をしていただきたい。 ➤ 審査書は技術的かつ専門的な記載が多く、一般には理解が困難であることも不安の要因となっている。国は、市民の不安が解消されるよう取り組む必要がある。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 柏崎刈羽原発を再稼働し、万が一事故が発生すれば、国のリソースがそれに耐えられるかどうかの検討はされておらず、規制基準にもそのような項目はない。	➤ 同上
➤ 福島第一原発事故対応で起きた情報の行き違いが、情報が錯綜しているときには起こりやすいことを、多面的に研究しなければ、単なるハードウェアの強度や制御を規制しても、事故対策としては片手落ちになる。運転員の心理や組織の運営方法に踏み込んだ研究が必要である。	➤ 同上
➤ 避難する側からみた場合、福島ではSPEEDIが有効利用されなかった反省から、発電所から放射性物質の飛散する恐れのある範囲では、所々に、頑強な防護シェルタ内で防弾ガラスからモニタが見えるようにして、風向きとか、SPEEDI等の汚染リスク予測が、一目でわかる表示装置を設置してほしい。	➤ 同上
➤ 福島県や国は、Chernobyl 原発事故と比較し、福島は核汚染が軽度であり、Chernobyl で多発した被ばく健康障害が生じるとは考え難いとしております。しかし、国や東電の専門家達が出した核放出量と空間線量値に基づく被ばく推定値判断は恣意的である。	➤ 同上
➤ 廃棄物処理に関する計画が策定されていないまま再稼働は認められない。	➤ 同上
➤ 原子力規制委員会は、再稼働のための適合性審査よりも、事故炉からの放射性物質の放出・拡散を防止する作業に最優先で取り組むべきである。	➤ 同上

