

日本原子力発電株式会社東海第二発電所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科学的・技術的意見の募集の結果について

平成30年9月26日  
原子力規制委員会

日本原子力発電株式会社東海第二発電所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科学的・技術的意見について、意見募集を実施しました。  
その結果につきまして、以下のとおりです。

今回、御意見をお寄せいただきました方々の御協力に厚く御礼申し上げます。

1. 概要

- 意見募集の期間 : 平成30年7月5日～8月3日
- 意見募集の方法 : 電子政府の総合窓口（e-Gov）、郵送、FAX
- 意見募集の対象 : 日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るもの）、第3号及び第4号関連）（案）

2. お寄せいただいた御意見

- 御意見数 : 1, 184件
  - ※ これに加え、4, 938名分の署名をいただき、記載された御意見は、科学的・技術的な御意見と同様に扱うこととしました。
  - ※※このほか、審査書案等に対する御意見でないもの（再生可能エネルギーに関するもの等）が75件寄せられました。
- 御意見に対する考え方 : 別紙1及び別紙2のとおり

以上

**日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書  
(発電用原子炉施設の変更) に関する審査書(案) に対する御意見への考え方**

**平成30年9月26日**

## II 発電用原子炉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
<p>➤ 日本原電関係者のシステム把握能力は決して高くない。それは、これまでの東海第2発電所の各種のトラブルに対して、日本原電が出した報告書を見た者には容易に推測できることである。</p>	<p>➤ 原子力施設の保全や運転に当たっては、事業者が自ら定める保安規定において、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に対して必要な力量を明確にし、必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行う等の保安活動を行うことを定めています。</p> <p>技術的能力の審査に当たっては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（以下「技術的能力指針」という。）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。</p> <p>技術者に対しては、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育・訓練に係る実施計画を策定した上で必要な教育及び訓練を実施すること、更に事務系職員及び協力会社社員に対しても、自然災害対策等における役割に応じて、教育及び訓練を実施することなど、申請者の技術者等に対する教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認しています。</p> <p>また、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）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に行われる方針であることを確認しており、重大事故時に対応するために、知識ベースの理解向上に資する教育や総合的な演習の実施及び普段から保守点検活動を社員自らがを行い実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知するための保守訓練を行う方針を確認しています。今後、これらの実施状況については、保安検査等で確認していきます。</p>

## II 発電用原子炉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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本原電の保守点検の管理能力不足はこれまでの事故や不具合を通して証明済みです。繊細なかつ複雑な巨大設備を安全に運転するには高いレベルの運転員と総合的な保守点検管理体制が欠かせませんが、日本原電にはその資格がありません。</li> <li>➤ 本来一般に耐用年数である40年を経過した老朽原発であり、事業者たる日本原子力発電に老朽原発を再稼働するに際しての能力の有無を慎重に判断する必要性が高い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上 40年を超えて運転しようとする場合には、新規制基準による設置許可、工事計画の認可等に加えて、運転期間延長に係る審査を受ける必要があります。運転期間延長に係る審査においては、設備の劣化の状況に関する特別点検の結果を確認するとともに、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合することを確認することとしています。 高経年化対策としては、原子炉等規制法に基づき、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、10年ごとに、機器等の劣化評価及び長期保守管理方針を含む保安規定の変更、変更後の保安規定の遵守を義務付けています。 なお、東海第二発電所については、運転期間の延長認可に係る申請がなされており、現在、審査中です。</li> </ul>
<p>【組織】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 緊急の修理、保守が必要になったとき、果たして日本原電は迅速な対応をとれる体制は確立しているか不安です。なぜなら緊急の作業を可能な人材、資材は借金まみれの日本原電にとって足枷以外の何物でもないので体制は最小限に限られるはずです。</li> </ul>	<p>【組織】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 技術的能力指針は、役割分担が明確化された組織の構築、技術及び技能を有する技術者の確保等を求めており、審査においては、原子力防災組織を含め、保安規定等で定めた業務所掌に基づき役割分担が明確化された組織を構築すること等を確認しています。</li> </ul>

## II 発電用原子炉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
<p>➤ 4 ページから始まる「組織」についてですが、日本原子力発電株式会社は、自社だけでは資金が足りないと報道されています。そのような会社が、優秀な技術者を選任したり訓練教育できるのか、また機器の品質を保証することができるのか、大変疑問です。</p> <p><b>【技術者の確保】</b></p> <p>➤ 日本原電の東海事業所勤務は、324人。本店勤務は442人。平均勤続年数20.7年。今年の新規採用は、たったの14</p>	<p>また、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ています。重大事故時に対応するために予備品等の確保をするとともに普段から保守点検活動を社員自らがを行い実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知するための保守訓練を行う方針を確認しており、今後、その実施状況については、保安検査等で確認していきます。</p> <p>➤ 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。技術者の確保については、技術者数の推移、採用実績、教育及び訓練実績により、必要な技術者及び有資格者である技術者を確保していること、今後とも計画的かつ継続的に採用、教育及び訓練を実施することなど、申請者における技術者の確保が適切なものであることを確認しています。技術者に対する教育については、保安規定において、保安教育実施計画に基づき保安教育を実施することを定めており、また、機器の保守管理については、保全計画に基づき保全を実施することを定めており、それらの実施状況については、保安検査等で確認していきます。</p> <p><b>【技術者の確保】</b></p> <p>➤ 審査においては、技術者の確保について、採用、教育・訓練の実績を確認するとともに、今後とも必要な技術者を確保していく方</p>

## II 発電用原子炉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
<p>名！！東海第二原発の設計、施工当時の技術者、担当者が、定年でどんどんいなくなり、安全担当の責任は誰がとってくれるのでしょうか？現在再稼働を進める方々は、50～60代以上の方々でしょう。20年延長認可がおりることでの利益をとりあえず受けることができるのは、一部の経営陣だけでしょう。たった14名の新人さん達が、20年間安心・安全の責任を負っていかせることは、あまりにも、無責任であると思います。</p>	<p>針であることを確認しています。</p>
<p>➤ 審査案 5～6 ページで、申請者における技術者の確保については適切なものであることを確認したとなっているが、その根拠が明確ではない。原子力技術者が減っている中で、根拠となる技術者数の推移、採用実績/計画、訓練実績/計画等の定量的な値を公開して適切であることを示してほしい。もし、定量値が公開できなければ、せめてその傾向（何%増えているとか）だけでも示してほしい。</p>	<p>➤ 同上 原子炉運転員等の確保、教育及び訓練については、事業者が自ら定める保安規定において、計画に基づき、実施することを定めており、その実施状況については、保安検査等で確認していきます。なお、有資格者の人数の推移、採用人数、訓練実績について審査において確認しており、審査資料等についてはホームページで公開しています。</p>
<p>➤ p. 4-6 いずれの項目についても「資格を有する技術者を確保する。」「業務を実施するために必要な人数を配置する。」ように記述されているだけで具体的な人数が明示されていない。この情報だけでは技術的能力が充分であることを確認できない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 審査案 6 ページで、申請者は「本発電所 1 基、東海発電所 1 基及び敦賀発電所 2 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 50 年にわたる運転及び保守の経験を有する。」としているが、建設は 30 年から 40 年以上前であるため、世代交代は必須のはずである。従って、申請者の経験が適切かどうかは、現在</p>	<p>➤ 同上 また、技術的能力指針では、設計、工事、運転及び保守の経験が十分に具備されていることを求めており、審査においては、日本原子力発電株式会社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。</p>

## II 発電用原子炉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
<p>の従業員の経験年数ごとの分布を分析し確認できない限り判断できない。そのデータの分析の有無と適切と判断した根拠の説明を求める。</p> <p><b>【経験】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案で認められた防火・津波対策は、非難燃性ケーブルに防火シートを巻き付けたり、防潮堤の基礎を深さ60mまで打ち込むなど、日本原電が対応した実績の無い工事が盛り込まれています。日本原電は書類の提出期限すら守れない会社ですから、対応実績の無い工事に責任が持てるとは思えません。</li> <li>➤ 日本原電は、これまでも書類の提出期限を守れず、たびたび更田委員長から叱責されています。このような会社に、適合審査で約束したケーブルの交換などを含めた数々の工事に責任をもって対応できるとは思えません。</li> </ul> <p><b>【品質保証活動体制】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 法令届出トラブルがとび抜けて多い東海第2原発。トラブル多発</li> </ul>	<p>技術者に対する力量管理については、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おり、引き続き、保安規定変更に係る審査において、力量管理に関する具体的な活動内容を確認するとともに、その遵守状況は、保安検査等にて確認していきます。</p> <p><b>【経験】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 技術的能力指針では、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な経験として、申請と同等又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おり、審査においては、日本原子力発電株式会社が有している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。審査書（案）は、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、認可された工事計画に従った工事等が行われているかについて、使用前検査によって確認していきます。</li> <li>➤ 同上</li> </ul> <p><b>【品質保証活動体制】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 法令届出トラブルがとび抜けて多いという御指摘については、ど</li> </ul>

## II 発電用原子炉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
<p>は運転30年以降急上昇して設備老朽化をしめし、保守管理能力がないことが露呈されている。しかも40年にわたり誤記載（燃料棒の長さ）も発覚している。</p> <p>➤ 保守管理能力が無い。</p> <p>➤ 施設の保守管理に遺漏なきよう求める。</p> <p>➤ 審査案7～8ページで、申請者は、「調達する場合には、供給者に対して要求事項を明確にするとともに、重要度に応じて管理を行い、試験及び検査等により調達する製品等が要求事項を満足して</p>	<p>のような根拠で述べられているかはわかりませんが、審査においては、技術的能力指針に基づき、必要な経験について、国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブルに関する対応情報の収集及び活用の実績、今後ともこれらを適切に継続する方針であること等を確認しています。</p> <p>また、技術的能力指針では、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、保守については、品質マニュアルに従って計画、実施、評価、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築していることなど保守を遂行するために必要な体制の構築が適切なものであることを確認しています。</p> <p>機器の保守管理については、保安規定において、保全計画等に基づき、実施することを定めており、その実施状況については、保安検査等で確認していきます。</p> <p>高経年化対策については、原子炉等規制法に基づき、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、10年ごとに、原子力施設の機器等の劣化評価及び長期保守管理方針を含む保安規定の変更、変更後の保安規定遵守を義務付けています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 技術的能力指針では、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、申請者の品質保証活動が、JEAC4111-2009、実用発電用原子炉</p>



## II 発電用原子炉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
<p>いることを確認する」とあるが、これだけでは厳密な品質管理が要求される原発の調達先管理としては不十分である。JEMA 発行の「原子力発電プラントにおける品質保証 2011」の 14 ページで、事業者が調達先に対して品質マネジメントシステムを要求する場合の調達仕様書の基本になっているとされている JEAG4121 の附属書-1 について触れている。そこには「メーカーは供給者（事業者の調達先）の立場で、事業者の調達仕様に応じて、この「品質マネジメントシステムに関する標準品質保証仕様書」に基づいた品質マネジメントシステムを構築し、供給製品を製造している。」とある。従って、JEAG4121 の附属書-1「品質マネジメントシステムに関する標準品質保証仕様書」の要求を満たすことを調達先の条件とすべきである。調達先の品質保証活動体制まで踏み込まない限り、申請者（事業者）の品質保証活動体制が適切なものであるとすることは不適切と考える。</p> <p>➤ 燃料有効長頂部位置データの誤りは、建設初期段階での燃料仕様の変更により発生したものであり、規制庁の指摘により発覚したと認識している。設計変更は有りうるものであり、なんら問題はないが、この変更が周辺に影響し、さらなる整合と変更が必要となることを見落とし、水位計の設置位置を変更出来なかった。原子炉内の水位を正しく測定しないまま、現在まで運転していたことは、由々しき事態である。この様に一つの変更を適切に対応できなかったことは、個々の技術者の能力に問題があることに加え、組織的に対応する能力にも欠けていると云わざるを得ない。したがって、日本原子力東海第二の技術的能力は、無いと判断する。</p>	<p>に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則（以下「品質管理基準規則」という。）に基づき定められる方針であることを確認しています。調達管理については、保安規定等において調達プロセス（規定された調達要求事項に調達製品が適合していることを確実にすること及び供給者を評価し選定すること等）、調達要求事項（製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項等）及び調達製品の検証の仕組み及び役割を明確化した体制を適切に構築するとしていることを確認しており、調達プロセスにおいて、調達先に対して品質マネジメントシステムに関する事項等を調達要求事項としていることを確認しています。</p> <p>➤ 技術的能力の審査においては、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。</p> <p>御指摘の燃料有効長頂部位置データの誤りは、申請書等の品質に関する問題であり、審査に提出された資料の品質確保を求める観点から審査会合において、原因調査、是正処置等の実施状況を確認しており、必要な修正がなされたことを確認しています。</p> <p>なお、事業者は、本事案に係る課題に併せて、根本原因分析等を行い保安活動の中で改善していく方針を示しています。原子力規制委員会は、当該事案について、保安規定違反と判断しており、改善の実施状況については、引き続き保安検査等で確認していき</p>

II 発電用原子炉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
<p>➤ 6 ページ、項目Ⅱの3(経験)において、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験並びに経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した。」としているが、日本原電は、燃料有効長頂部位置のデータが誤っていた例を考慮すれば、「～適切なものであることを確認した」とはならないと考える。8 ページ、項目Ⅱの4(品質保証活動体制)において、「申請者の設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制の構築が適切なものであると確認した。」としているが、上記と同様の理由により、「～適切なものであることを確認した。」とはならないと考える。</p> <p>➤ 「原子力規制委員会は(5月)16日、日本原子力発電の東海第二発電(東海村、停止中)で、原子炉内の核燃料の位置を約5センチ誤って記した図面を使っていたとして、保安規定違反に当たると認定した。約40年にわたって原子炉の水位計の数値が正確に表示されていなかったという。」という報道に接し、日本原子力発電の東海第二発電所の品質保証体制が全くおざなりなものになっていると感じました。内部監査がきちんとなされてきたならば普通の会社では考えられないことです。又、外部監査を受けていたとしたら、図面を確認するのは基本中の基本のはずです。このような会社が、東海第二原発を動かす資格は欠落していると思います。</p> <p>➤ 原子炉圧力容器内の水位において、燃料有効長頂部の位置を原子</p>	<p>ます。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 既許可で実施している運転時の異常な過渡変化及び設計基準事</p>

## II 発電用原子炉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
<p>炉圧力容器下端レベルより 920 cm としているが、2018 年に規制委員会の指摘により、間違いが発覚している。この値は、水位計の設置位置を定める重要な値であり、発覚まで原子炉圧力容器内の水位が、誤ったものであり、安全上、重大な問題であった、にもかかわらず保安規定違反で処理しようとしている。原子炉圧力容器内の水位が、51mm 間違っていたことの、安全解析の評価検討がなされるべきであるが、記載されていない。</p> <p>➤ 検証・確認の対象が品質保証であることに国内外の動向からの決定的な遅れを感じる。産業界では 2000 年に改定（現在は 2015 年版）された ISO9001「品質マネジメントシステム（QMS）」を中心に据えて、マネジメントシステム自身の不断の改善を求めている（代表的なツールが PDCA サイクル）。品質管理（QC）、品質保証（QA）等の活動は QMS の一環としてマネジメントの対象となるべきものである。現状の「品質保証活動体制」を「品質マネジメント体制」の構築として、社内 QM 体制の全面的な見直し、組み立てと、それに見合った ISO 基準を始めとする国際基準に合致した QM 関連文書の改定・整備が必要である。</p> <p>➤ 審査案 7～8 ページで、申請者が「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」に基づいていることを、品質保証体制の構築が適切なものである根拠にしているが、それでは不十分である。福島原発事故の経験を踏まえて改定された最新の規定（JEAC4111-2013）の適用を条件にしない限り、品質保証体制が適切だとは言えないと考える。福島原発事故以後の再稼働</p>	<p>故における安全評価については、解析条件として、燃料有効長頂部の正しい値を用いていることから、評価結果への影響のないことを確認しています。</p> <p>➤ JIS Q 9001:2008 は ISO 9001:2008 を基に作成された日本工業規格です。品質管理基準規則は、解釈において JIS Q 9001:2008 を参照しています。また、JIS Q 9001:2008 をベースに策定された JEAC4111-2009 は、ISO 9001:2008 に準拠しています。審査においては、申請者が品質管理基準規則及び JEAC4111-2009 に基づき品質マニュアルを定めた上で、品質保証活動に関する計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）を実施する仕組み（PDCA サイクル）及び役割を明確化した品質マネジメントシステムを構築していることなどを示しており、申請者の品質保証活動の体制が、適切なものであることから、技術的能力指針に適合していることを確認しています。</p> <p>➤ JEAC4111-2013 では、強固な安全文化醸成のための「安全のためのリーダーシップ」、「安全に対するマネジメント」、「安全文化の継続的改善」及び「安全文化及び安全のためのリーダーシップに対するアセスメント」が「実施されることが望ましい」事項として新たに追加されていますが、これらは品質管理基準規則に要求事項として取り入れられています。審査においては、当該規則に</p>

## II 発電用原子炉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
<p>条件に、その知見をあらゆる方面からフィードバックするのは最低必要条件である。もちろん安全の要である品質保証体制にもそれが適用され満たされない限り、再稼働は認めるべきではないと考える。</p> <p>【技術者に対する教育・訓練】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原電は2018年2月から3月にかけて30キロ圏内市町村で説明会を開きました。その中で、取締役が安全審査に合格すれば規制委員会が安全を保証してくれるから心配ないとの発言をしたり、近年赴任してきた社員が、3.11当時タービンに損傷があったことを知らなかったりと、本当に保守に関する教育がなされているのか疑問ですし、安全は自分たちが守るのだという気概が感じられません。事故があった時の様子をつぶさに運転員に知らせておくことが大切ではないでしょうか。原電は危機管理意識が希薄すぎると言わざるを得ません。原電が原発を運転することを信頼することはできません。</li> <li>➤ p. 8 教育・訓練の内容が明示されていない。方針だけ確認しても妥当な内容であることは担保されない。事故前の東電も当然ながら教育訓練していたが、事故は防止できなかった。しっかりと教育訓練の中身を提示させ妥当性を審査すべきである。</li> </ul>	<p>基づいて原子力発電の安全に係る品質保証規程を定めることを確認しています。</p> <p>【技術者に対する教育・訓練】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。また、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。引き続き、保安規定変更に係る審査において、安全文化を醸成するための活動及び力量管理に関する具体的な活動を確し、その遵守状況は、保安検査にて確認していきます。</li> <li>➤ 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。また、自然災害や重大事故発生時等における訓練の具体的な方針については、引き続き、保安規定変更に係る審査において確認していきます。</li> </ul>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【基準地震動の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2007年新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原発1号機地下の岩盤では最大加速度が1,699ガルと、東京電力によって推計された。基準地震動は、最大水平加速度がSs-22で1,009ガルであり、1,700ガルより過小になっている。</li> <li>➤ 石橋克彦・神戸大学名誉教授は、「『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』に関して、本質的に不可知であることを考えれば、日本全国の前発において、基準地震動の最大加速度は少なくとも既往最大の1700ガルにすべきである。私たちの地震現象の理解がまだ不十分であることを謙虚に受け止め、前発に求められる最大限の安全性を追求すべきである。」と指摘している。</li> <li>➤ 基準地震動として1,009ガルとしたが、少なすぎる。少なくとも既往の計測最大地震動である2,000ガルは想定されなくてはならない。</li> <li>➤ 2011年東北地方太平洋沖地震では宮城県栗原市築館町（K-NET 築館）で<math>2,933\text{cm/s}^2</math>、岩手・宮城内陸地震では岩手県一関市（KiK-net 一関西）で<math>4,022\text{cm/s}^2</math>であり、<math>1,009\text{cm/s}^2</math>という数値より遥かに巨大な地震である。</li> <li>➤ 基準地震動を1,009ガルとしたことは、柏崎刈羽原発の事故が想定外の加速度であったことを考えると、過小評価ではないか。</li> <li>➤ 想定される地震から計算される基準地震動が小さく、その策定方法は過小評価されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規基準は、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、地表に設置された地震計による観測値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における評価を行うことを要求しています。</li> </ul> <p>申請者は、F1 断層～<sup>ほっぽうりくいき</sup>北方陸域の断層～<sup>しおのひら</sup>塩ノ平地震断層による地震、2011年東北地方太平洋沖型地震及び茨城県南部の地震について、敷地ごとに「震源を特定して策定する地震動」を評価し、「震源を特定せず策定する地震動」と併せて、基準地震動を策定しています。</p> <p>規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、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適切に策定されていることから、設置許可基準規則解釈別記（以下「解釈別記」という。）2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準地震動以上の震動を巨大地震で受けないことが地震学的に保証されていない。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回ある。</li> <li>➤ 日本は地震大国であり、どれだけ地盤調査をしたとしても想定を超えるのではないか。</li> <li>➤ 最近、千葉県、茨城県沖での地震が頻発している。</li> <li>➤ 近年千葉県沖にスロースリップが発生しており今後大地震が危惧される。</li> <li>➤ 東海第二原発は運転開始40年より前に設計された施設であり、茨城県や東北沖の地震・津波に対する認識も現在と大幅に異なっていた。こうした面を深刻に検討しているのか疑問。</li> </ul> <p>【基準地震動の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ （今年6月26日に発表された）全国地震動予測地図2018年版によると、（30年以内に震度6以上の地震動に見舞われる可能性は）関東の千葉市85%・横浜市82%・水戸市81%と特に高く、東海第二原発の安全性を考える際に重大な意味を持つものである。</li> <li>➤ 震度6弱以上の揺れに襲われることを覚悟しなければならないはず。</li> <li>➤ 20年延長に反対。20年の間には、必ず大地震が発生する。</li> </ul> <p>【敷地における地震波の伝播特性について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発の下には軟弱な地層が深さ370mまで続いている。Vs700m/sの基盤は-370mに存在し、日本の原子力発電所で最も深い。地</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震動の評価は、施設の供用中に耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力を対象としており、地震調査研究推進本部地震調査委員会の全国地震動予測地図で示している地震動（震度）及び発生確率に基づいて評価を行っているものではありません。</li> </ul> <p>規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、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適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、敷地の地下構造のうち、敷地周辺及び解放基盤表面（標高-370m）以深の伝播特性に関</li> </ul>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>盤が悪いと、大きな地震が発生した場合、地面の下で地震の揺れが増幅したり減衰したりと、予想外の動きをする。直下型地震の被害は甚大である。</p> <p>【震源として考慮する活断層について】</p> <p>➤ 塩ノ平断層は東日本大震災により新たに誘発された活断層と推定されるが、今後もこのような断層が出現しないとは限らない。</p>	<p>する検討の結果、それらの特性が反映されている敷地での観測記録に基づく解放基盤表面での地震動を用いる経験的グリーン関数法による地震動評価が行われており、基準地震動が適切に策定されていることを確認しています。</p> <p>解放基盤表面から地表にかけては、特異な増幅の原因となる構造がないことを確認しています。また、入力地震動の設定にあたっては、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮する方針であることを確認しています。</p> <p>地震動の減衰又は増幅の可能性も含めて、地震力の算定及びそれに基づく施設の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。</p> <p>➤ 申請者は、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、形状等を評価しています。</p> <p>規制委員会は、解釈別記2の規定を踏まえ、詳細に調査が行われ、適切な評価結果であることを審査で確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>なお、規制委員会は、このような検討用地震（内陸地殻内地震）について不確かさを考慮して「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」として評価を行うことを要求していますが、上記のように敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある検討用地震（内陸地</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【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】</p> <p>➤ 入倉・三宅式を用いて震源断層の長さからマグニチュードを算出しているため、過小評価になることが既に明らかになっている。地震モーメントを求める式を入倉・三宅式から武村式にすると4.7倍の地震動になることが日本地震学会で報告されている。</p>	<p>殻内地震)の全てを事前に評価しようとは言い切れないことから、全ての発電所において考慮すべき地震動として「震源を特定せず策定する地震動」についても評価を行い策定することを要求しています。</p> <p>本発電所についても、申請者が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」を策定していることを確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 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、関西電力大飯発電所の敷地周辺陸域及び海域の断層（FO-A～FO-B～<sup>くまかわ</sup>熊川断層）の連動による地震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。</p> <p>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</p>



### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【「震源を特定して策定する地震動」の評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準地震動の策定における「レシピ」の適用については、島崎邦彦氏など地震学の専門家の意見もあり、議論はいまだ収束していない。</li> <li>➤ 50km 四方の均質なアスペリティを想定し、そこから一様な地震動が生成されると仮定して震度を精度よく算出する SMGA モデルでは、2011 年東北地方太平洋沖地震の 2 波（女川沖）3 波（茨城沖）と続いた小さな破壊域から発生した強震動パルスが再現できない。原子炉施設の耐震設計では震度を計算するのが目的ではなく、耐震検討用の地震動計算が目的である以上、一辺数 km という小さなアスペリティ領域から発生する強震動パルスが</li> </ul>	<p>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。</p> <p>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。また、アスペリティを敷地に最も近い位置に配置したケースや、短周期の地震動レベルを基本ケースの 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おり、新規基準に適合していることを確認し、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 震源断層の詳細な調査結果を用いてレシピを用いる方法以外の方法によって基準地震動を策定するというアプローチについては、どのように保守性を確保していくかに関し、妥当な方法が現時点で明らかになっているとは言えず、規制において要求又は推奨すべきアプローチとして位置付けるまでの科学的・技術的な熟度には至っていないと考えています。</li> </ul> <p>強震動パルス生成域（以下「SPGA」という。）から構成される震源モデルである SPGA モデルは、2011 年東北地方太平洋沖地震等の観測地震動を説明するための再現モデルの一つですが、予測問題に適用する場合においては、提案者も論文で示すように SPGA の</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>再現できる SPGA モデルによる強震動パルス生成域を置いて計算されなければならない。</p> <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <p>➤ 「2008年岩手・宮城内陸地震」や「2000年鳥取県西部地震」が観測記録収集対象外とされた根拠についても十分なものであるのかどうか、より慎重に幅広い議論を経ていただきたい。</p> <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <p>➤ 「震源を特定せず策定する地震動」は過小評価である。少なくとも直下M7.3以上を想定すべきである。2000年鳥取県西部地震(M7.3)や1995年兵庫県南部地震(M7.3)を想定すべきである。</p>	<p>位置設定等が今後の課題とされており、強震動予測のパッケージとして確立していないものと考えています。</p> <p>SPGA モデルの適用も含め、地震動の計算方法の高度化については、まずは、地震調査研究推進本部のような場で議論されるものであり、そこでの検討結果も含め、新たな知見が得られれば、原子力発電所の規制にどのように取り入れるかについて、規制委員会として適切に判断していきます。</p> <p>➤ 「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、「震源を特定せず策定する地震動」のうち、Mw6.5以上の地震については、活断層や地表地震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。</p> <p>2008年岩手・宮城内陸地震及び2000年鳥取県西部地震については、地質、地質構造、変動地形の有無、火山フロントとの位置関係、地震地体構造区分及び応力場の観点からは、本発電所敷地近傍とは地域の特徴が異なることから、観測記録収集対象外としていることを審査で確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 解釈別記2では「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震につ</p>

### III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 既知の活断層を震源とする地震及び過去の内陸地殻内地震を想定しているが、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できない。</p> <p>➤ 日本は地震大国であり、どれだけ地盤調査をしたとしても想定を超えるのではないか。</p> <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <p>➤ 「震源を特定せず策定する地震動」では、震源と活断層の関係がわかっていない16地震を検討するよう、規制委員会がガイドに示しているにもかかわらず、申請者は地質・地質構造や応力場が違うとか、地盤同定モデルがうまくあわないとかの理由から14地震の地震動を観測記録収集外としている。地震観測網が整備されたここわずか20年程度の限られた地震動データで最低</p>	<p>いて得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に策定することを要求しています。</p> <p>2000年鳥取県西部地震は、「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「震源を特定せず策定する地震動」として観測記録収集対象の例となっていますが、審査においては、本発電所敷地近傍とは地域の特徴が異なることから、観測記録収集対象外としています。また、1995年兵庫県南部地震は震源となる活断層が特定されており「震源を特定せず策定する地震動」には該当しません。</p> <p>「震源を特定せず策定する地震動」は、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある検討用地震（内陸地殻内地震）の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、全ての発電所において考慮すべき地震動であり、その策定に当たっては、その規模及び位置は事前に想定できないことから、マグニチュードや震源距離を規定する方法ではなく、国内外の震源近傍の強震観測記録に基づいて地震動レベルを直接設定することとしており、仮想的な地震動を評価することを要求しているものではありません。</p> <p>➤ 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」に「震源を特定せず策定する地震動」の観測記録収集対象となる内陸地殻内地震の例として示す16地震のうち、Mw6.5以上の2地震については、地域の特徴が異なることから、観測記録収集対象外としています。</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>限の考慮すべき16地震が明記されている以上、すべての観測記録を基準地震動に取り込んで検討されなければならない。</p> <p>【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】</p> <p>➤ 旧原子力安全基盤機構（JNES）が2001～2009年に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1,000 cm/s<sup>2</sup>を超えるケースがあり、M6.5では1,340.6cm/s<sup>2</sup>になりうるということが報告されている。従って、「震源を特定せず策定する地震動」では、少なくとも旧JNESの報告書にある研究成果を取り入れて、1,340cm/s<sup>2</sup>以上とすべきである。</p>	<p>また、残りのMw6.5未満の14地震については、その中から影響の大きい5地震を抽出した上で、基盤地震動が評価可能な2004年北海道留萌支庁南部地震に不確かさを考慮して策定していることから、解釈別記2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 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、検討の対象にしていません。</p>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>【耐震重要度分類の方針】</p> <p>➤ 審査書案23頁では、耐震設計は重要度に応じてS,B,Cクラスに分類されるとあり、33頁では耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響について規制委員会は、申請者が、解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した、とあります。しかし、東海第二は東日本大震災で被災した原子力発電所であり、しかも40年寿命に到達している随分古い時代の材料と建築設計物です。その意味ですべての建物、設備は地震への危険度は高いと考えられており、下</p>	<p>➤ 全ての施設の耐震重要度をSクラスに分類するという事は、重要性が均質化されてしまい、特に重要な施設を確実に守るとの観点では不利になるため、合理的でないと考えます。設置許可基準規則の解釈別記2は、原子炉建屋をはじめとする耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを要求しています。東海第二発電所においても、設置変更許可に係る審査において、その要求事項を満たす設計方針であることを確認していま</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>位クラス(低い耐震性)を認めるのは、言わば手抜きを認めることとなります。すべての建物、機器は上位(Sクラス)で再設計する方針で取り掛かってもらいたい。審議をやり直すべきです。巨大地震が起きて、下位クラスの建物、施設が損壊し信号や制御などの情報が(重要施設と)行き来ができなくなったら、重要施設の機器も正常に動かせなくなってしまうはず。また、建物間に配管等がつながれていると、上位と下位で揺れ方が異なることで配管等のひび割れ、破損や断裂が生じます。すなわち原子炉建屋だけが無事であっても発電所の機能はマヒし大変な事態になります。(すべての建物、機器は上位(Sクラス)で再設計する方針で取り掛かってもらいたい。審議をやり直すべき。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重要度を事業者に決めさせること自体がおかしい。</li> <li>➤ BWRであれば、炉心まわり、炉心からタービン建屋への配管、建屋内でのタービン周りはすべてS級とすべきであるが、そうされているのかも確認できない。</li> </ul>	<p>す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 耐震重要度については、設置許可基準規則の解釈別記2において、耐震重要度の考え方を示しています。申請者は、その考え方に従って、施設の具体的な耐震重要度を定めています。規制委員会は、審査において、申請者が行った耐震重要度分類が設置許可基準規則の解釈別記2に基づき適切に分類されていることを確認しています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則の解釈別記2第2項に基づき、設計基準対象施設は、耐震重要度に応じてクラス分類をすることとなっており、同項第一号に示す施設を耐震重要度Sクラスとすることが求められています。これに基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管をSクラスに、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設をBクラスに、また、タービン等の放射性廃棄物以外の放</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【3. 津波防護の方針（4）内郭防護】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮壁の設計変更により、敷地内に地下水が溜まり、水位を上昇させてしまうことになる。原子炉建屋についても排水ポンプが停止し地下水位が地表近くまで上昇し建屋内に流入するリスクが高まる。 （福島第一原発事故では、これが大量の汚染水発生の原因となった。）</li> <li>➤ 審査書案 P34「鉄筋コンクリート防潮壁」で閉じ込められた地下水が地表近くまで上昇し、建屋内に流出するリスクが高まる。福島第一原発事故では、これが大量の汚染水発生の原因となった。このような、場所に原子力発電所を立地すべきではない。</li> <li>➤ 地盤改良と防潮壁の設計変更により、敷地内に地下水が溜まり、水位を上昇させてしまう。</li> <li>➤ 防潮壁の設計変更により、敷地内に地下水が溜まり、水位を上昇させてしまうことになる。建屋内に流入するリスクが高まる。</li> <li>➤ 事故時に防潮堤により地下水がさまたげられ、地下水位が上昇し、施設が水浸しになる可能性がある。</li> </ul>	<p>放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び従業者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設をBクラスとして設計する方針であることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ サブドレン（排水ポンプ）が停止し、原子炉建屋等の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、それ以下の地中の外壁貫通部の止水処置等により地下水を流入させないことで、建屋内の重要な安全機能を有する設備が影響を受けない設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本原電は防潮堤の設置場所、形式等を変更しましたが、万一の事故の際、防潮堤により地下水の流れがさまたげられ地下水が上昇し施設が水浸しになる危険性があります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 液状化による倒壊の危険から防潮壁の構造の設計変更をしたが、それによって敷地内の地下水水位が上昇し、建屋内部に浸水する可能性がある。事故時に大量の汚染水が発生する原因となる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 万が一の事故の際、防潮堤による地下水の流れがさまたげられ、地下水水位が上昇し、施設が水浸しになる可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤を造ってしまうと地下水の水位上昇を招きかねない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮壁の設計変更によって、敷地内に地下水がたまったり、水位を上昇させてしまったりすることになりかねない。また、原子炉建屋についても、排水ポンプが停止してしまう、地下水水位が上昇し、建屋内に流れ込むリスクが高まる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 33頁 防潮堤の位置を変更しても万が一の事故の際防潮堤により地下水の流れが妨げられ、地下水水位上昇し施設が水浸しになる可能性があります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮壁の設計変更により、敷地内に地下水が溜まり、水位を上昇させ原子炉建屋内に流入するリスクが高まる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波が到来した場合敷地の地面の液状化が懸念され防潮堤が当</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>初の計画とは違うものになりましたが、これでは今度は事故時に防潮堤により地下水がさまたげられ、地下水位の上昇で施設が水浸しになる可能性があります。</p>	
<p>➤ 盛土防潮堤から地盤改良と支持杭形式鉄筋コンクリート防潮壁設置に方針を変えた。この設計変更により、敷地内に水が溜まり水位を上昇させ原子炉建屋内に流入するリスクが高まる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防潮堤によって、地下水が遮られ、建屋が水浸しになる可能性がある問題は、検討すらなされていません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防潮堤も建設にあたって地下水の問題が出てきましたね。これにより事故時には施設が地下水で浸水してしまいます。福島原発事故のことを思い出します。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防潮堤の杭が深く打ち込まれることで地下水が妨げられ、地下水位が上昇し施設の安全が損なわれる危険もあります。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 敷地海拔が低く液状化が懸念される地盤に原発を立地すべきではない。防潮壁の設計変更により、敷地内に地下水が溜まり、水位を上昇させてしまう。</p>	<p>➤ 原子炉建屋等の耐震重要施設、重大事故等対処施設は、直接または杭を介して十分な支持性能を有する岩盤に支持されるよう設計する方針であることを確認しています。また、これらの施設等は、防潮堤の設置に伴う地下水位の上昇の可能性を踏まえて地下水位を地表面に設定し、流動化を含む液状化を考慮した設計を行う方針であることを確認しています。地盤改良等の液状化対策を含む具体的な設計内容については、工事計画の審査において確認します。</p>



### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【3. 津波防護の方針（2）外郭防護1】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震や津波、集中豪雨等による地盤の液状化、防潮壁の崩壊、原子炉建屋の浸水がきっかけとなり、原発事故が起こる</li>   <li>➤ 地下水の上昇が想定され、現在検討中の防潮堤では津波は抑止できない。</li>   <li>➤ 地震の不安定さが十分に考慮されていない。日本一の軟弱地盤に立つ原発、1Fと同じ地震が起きた時は多分壊滅状態であろう。</li>   <li>➤ 地盤の不安定が十分考慮されていない。そもそも東海第二原発は日本一軟弱な地盤に建っており、その現象を十分に考慮しなければならないと考えるが、そうはなっていない。</li> </ul>	<p>また、原子炉建屋等の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、それ以下の地中の外壁貫通部の止水処置等により地下水を流入させないことで、建屋内の重要な安全機能を有する設備が影響を受けない設計とすることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤等の津波防護施設を含む耐震重要施設、重大事故等対処施設等については、敷地の地盤条件を調査し、防潮堤の設置に伴う地下水位の上昇の可能性を踏まえて地下水位を地表面に設定し、流動化を含む液状化を考慮した設計を行う方針であることを確認しています。地盤改良等の液状化対策を含む具体的な設計内容については、工事計画の審査において確認します。</li> <li>また、地震、津波等の自然現象に対し、原子炉建屋内の重要な安全機能を有する設備が、その機能を維持できるよう設計することを確認しています。</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ 同上</li> </ul>

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 防潮堤は不完全	➤ 同上
➤ 防潮壁が崩れない保証はない。	➤ 同上
➤ 防潮壁は造っても期待薄でしょう	➤ 同上
➤ 防潮堤が崩れた場合に備えてどのような方策を実施するのか、具体的に示してほしい。	➤ 同上
➤ 防潮壁を作ろうともその防潮壁が壊れてしまえば意味がない。	➤ 同上
➤ 防潮堤が実際にはあてになるのかに不安がある	➤ 同上
➤ 立地の地盤の液状化が懸念されています。防潮堤を設置したところで安心できません。	➤ 同上
➤ 液状化が懸念される地盤に原発を立地すべきではない。防潮壁が崩れないという保証はない。	➤ 同上
➤ 格好をつけた防潮堤液状化問題	➤ 同上
➤ 防潮堤の液状化対策を省いた設計について、なぜ厳しく審査しないのか。	➤ 同上
➤ 液状化対策が終わっておらず、防潮堤基礎部分の液状化審査がなされていない。	➤ 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤の液状化対策の審査がなされていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第2原発の防潮堤の地盤には流動化の恐れがある。現在申請されている工事のやり方でほんとうに津波に対応できるのだろうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 液状化が起こる可能性のある場所に原子力発電所があることがあまりにリスクが高すぎます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案にある地盤の液状化の問題について。建設の立地条件として浸水や、放射性物質の流失など、十分な対策が採られていると言えないのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 また、基準津波に対しては、敷地前面、側面でそれぞれ T. P. +20m 及び T. P. +18m の高さの防潮堤及び防潮扉、浸水防止蓋等を設置することにより、本発電所敷地内に津波を流入させない方針としていることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ いくら防潮堤のルートを変更しても、想定外の災害となった場合、制御できないのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤等の津波防護施設を含む耐震重要施設、重大事故等対処施設等については、敷地の地盤条件を調査し、防潮堤の設置に伴う地下水位の上昇の可能性を踏まえて地下水位を地表面に設定し、流動化を含む液状化を考慮した設計を行う方針であることを確認しています。地盤改良等の液状化対策を含む具体的な設計内容については、工事計画の審査において確認します。 また、地震、津波等の自然現象に対し、原子炉建屋内の重要な安全機能を有する設備が、その機能を維持できるよう設計することを確認しています。 また、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</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原電も認めた原発敷地内での液状化の危険性。対策が十分ではなく、防潮壁が十分に機能するという保証は全くない。想定外を想定すべき。</li> <li>➤ 低レベル放射性廃棄物埋設事業所周辺を避けるように防潮堤のルートを変更しました。しかし、事故時に防潮堤により地下水がさまたげられ、地下水位が上昇し、施設が水浸しになる可能性があります。</li> <li>➤ サブドレンの耐震性は極めて重要であるにもかかわらず、一般構造物扱いとなっている。基準地震動に対応して審査すべきである。</li> </ul>	<p>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適合していることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 原子炉建屋等の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、それ以下の地中の外壁貫通部の止水処置等により地下水を流入させないことで、建屋内の重要な安全機能を有する設備が影響を受けない設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 審査においては、地震等により排水設備（サブドレン）が機能喪失し、原子炉建屋等の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、それ以下の地中の外壁貫通部の止水処置等により地下水を流入させないことで建屋内の重要な安全機能を有する設備が影響を受けない設計とすることを確認しています。また、原子炉建屋に地下水が流入することを想定した場合であっても、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることを確認しています。したがって、排水設備（サブドレン）については、基準地震動に</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波による損傷の防止の資料を見ると、地震時の排水ポンプ停止により、一時的に地下水位上昇の恐れがあるが、仮設分電盤及び仮設ポンプを常備しているため排水可能とされているが、ピットや配管の耐震性は確保されているのか。同様に集水管が地下部に埋設されていると思うが、耐震性は確認されているのか。</li> <li>➤ 福島第一の状況から見ると、地震後の地下水流入は相当量あり、排水ポンプ停止を想定し、地下水位を上昇させ評価を行うこと自体、有りえないと考えるが、一体何を確認し、適切と評価・判断しているのか？</li> <li>➤ 安全な排水ポンプ機能について不安がある。</li> <li>➤ 国内で運転を再開している原子力発電所においては、確か地下水排水ポンプ等について耐震性を確保し、地震後でも確実に動作し、地下水が上昇することがないように対応をとっているものと思うが、この点について対応・評価が相違していることは、どのような評価が行われているのか？</li> </ul>	<p>耐える設計とすることは要しないため、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設として耐震重要度Cクラスに分類する方針を確認しています。</p> <p>なお、工事計画認可の審査において、耐震重要施設の耐震設計に係る条件設定に当たって、排水設備に地下水位を低下させる機能を期待する場合は、基準地震動に対して機能が維持できること等を確認します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上 国内で運転を再開している原子力発電所の排水ポンプ等（サブドレン）については、原子炉建屋内に設置されているため、建屋内部の溢水源とならないように、基準地震動による地震力に対して機能維持できる設計がなされています。</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 地下水を排水する主な目的は、地下構造物等への浮力（揚力）発生防止が主目的であると思われるが、浮力（揚力）の影響について、どのような確認・評価をしているのか？</p> <p>➤ 34 ページ、北側防潮堤のルートを変更した根拠が明確でない。</p> <p>【液状化試験、追加ボーリング調査】</p> <p>➤ 26 ページマル4に規制委員会から「液状化試験データの数が少なく、採取位置も限られている」との指摘がされたとの記載について、実際に追加ボーリング調査の結果が出てから申請者への設置許可を出されるべきでは。</p> <p>➤ 地盤が液状化する恐れがある。</p>	<p>➤ 設置変更許可の審査では、地下構造物等を含む耐震重要施設及びその間接支持構造物の設計において、地下水による浮力の影響も含め地震時の液状化現象を適切に評価できる有効応力解析を実施する方針を確認しています。 地下に埋め込まれて設置される建物・構築物に対して浮力が与える影響については、工事計画認可の審査において確認します。</p> <p>➤ 規制委員会は、申請者が耐震裕度向上の観点から、杭の支持形式を変更したこと、防潮堤近傍の表層地盤の地盤改良等による地下水の流況に及ぼす影響を考慮して、低レベル放射性廃棄物埋設事業所周辺を避けるように防潮堤のルートを変更したことを確認しています。規制委員会は、その変更が、防潮堤の耐震裕度の向上と地下水の流況に及ぼす影響の観点から適切であることを確認しています。</p> <p>➤ 規制委員会は、申請者が、地盤データが限られていることを踏まえ、現時点の各地層の液状化強度特性を用いた評価に加え、液状化強度特性のばらつきを保守的に考慮した評価を行うこと、さらに原地盤の液状化強度特性の信頼性を向上させるために追加ボーリング調査を実施することを確認しています。なお、追加ボーリング調査の結果については、工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 同上</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 柏崎刈羽6・7号機の第一ガスタービン発電機燃料タンク支持部に対する周辺地盤の液状化による影響について、有効応力解析を実施して評価している。東海第2ではこのような有効応力解析の結果を記した資料は見当たらないので、設置変更許可段階での液状化評価に手抜きがあり、規制委員会はこれを見過ごしている疑いがある</p> <p>➤ 東海第二原発敷地を襲う直下型地震が発生した場合、制御棒挿入が不可能となり核分裂が続く状態となる可能性がある。</p>	<p>➤ 東海第二発電所においては、柏崎刈羽6・7号機と同様に、岩盤が深く液状化しやすい地層が厚く堆積した箇所に杭基礎の構造物を設置することから、設置変更許可の審査において、構造物の設計の成立性を見通しを得るため、有効応力解析を実施して周辺地盤の液状化による影響が評価されていることを確認しています。具体的には、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁を防潮堤の代表断面として選定して有効応力解析を実施し、周辺地盤の液状化の影響を考慮しても鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の構造が成立することを確認しています。なお、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁について確認した結果についての審査資料（※）は、ホームページで公開しています。</p> <p>（※）東海第二発電所 津波による損傷の防止 添付資料 24 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の設計方針について</p> <p>➤ 規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、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適切に策定されていることから、設置許可基準規則の解釈別記2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> <p>制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系については、原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設として耐震重要度Sクラスに分類され、基準地震動による地震力に対して安全機能</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 格納容器下部の圧力抑制プールも完全に水で満たされているわけではないので、地震の揺れには弱いなど、設計上、構造上の問題があります。</p> <p>➤ 地震・津波などの天災により燃料プールの冷却水が止まったり、漏れたりした場合に、最悪核反応に至る事も考えられ、高密度化により反応速度を速めるリスクがあります。</p>	<p>が損なわれる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。</p> <p>➤ 御指摘の圧力抑制プールはサプレッション・チェンバを指しているものと理解してお答えします。 サプレッション・チェンバについては、耐震重要度Sクラスの施設であり、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ことが要求されており、耐震設計上考慮する荷重として、地震によりサプレッション・チェンバに生じる荷重に加え、地震によって引き起こされる事象により生じる荷重についても考慮する方針であることを確認しています。 サプレッション・チェンバの構造健全性に係る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。</p> <p>➤ 使用済燃料プール及び使用済燃料プール水補給設備（残留熱除去系）については、耐震重要度Sクラスの機器・施設として、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれない設計とする方針であることを確認しています。使用済燃料プールの冷却系（燃料プール冷却浄化系）については、使用済燃料プールで貯蔵する使用済燃料が炉内の燃料と比較すると発熱量も小さいことから、冷却系の機能を喪失した場合においてもプール水補給設備により冷却機能を代替できるため、耐震重要度Bクラスに分類しています。その上で、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも使用済燃料プールの水位の維持ができるよう、常設耐震重要重大事故防止設備として常設低圧代替注水系ポンプ等の代替燃料プール注水系</p>



### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子炉格納容器においては、地震による荷重は、地震動による揺れに加えて圧力抑制プールのスロッシングによる動的荷重が加わるが、設計基準事故（LOCA）による水力的動的荷重が同時に加わった場合の評価をすべきである。</p> <p>➤ 福島第一の経験は耐震重要度分類の不合理的を証明している。冷却材の供給について、消防用水ポンプと消火系ポンプに配管がクラ</p>	<p>（注水ライン）等を整備するとともに、可搬型重大事故等対処設備として可搬型代替注水大型ポンプ等の代替燃料プール注水系等を整備することにより、重大事故等への対処に必要な機能を損なわない設計とする方針であることを確認しています。また、可搬型重大事故等対処設備は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する方針であることを確認しています。津波に対しては、基準津波により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護施設、浸水防止設備を設置する設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>使用済燃料プールの未臨界については、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵され、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の圧力抑制プールはサプレッション・チェンバを指しているものと理解してお答えします。LOCA時に生じる荷重として、サプレッション・チェンバのスロッシングによる動的荷重等、地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重を考慮する方針としていることを確認しています。これらの設計については、荷重条件を含めて工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 設計基準事故時において、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設として、非常用炉心冷却設備があり、耐震重要度Sクラス</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>スCで設備されているのは、もともと原子炉冷却用に想定されていないからだ。消防用水ポンプと配管をクラスSにして設備し直すならばいざ知らず、従来の性能のままで依然として過酷事故対策として使うという。これは二重の意味で間違っている。</p> <p>➤ 30 ページ (2) 「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、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とある。が、ここでいう破断延性限界のひずみの具体的な数値を教えて欲しい。また十分な余裕は破断延性限界の何パーセントを想定しているのか？判り易く書くべきだ。</p> <p>➤ 30 ページ (2) 「応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること」</p>	<p>として、基準地震動により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>また、重大事故時に炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設として、重大事故等対処施設の高圧代替注水系設備等の常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備について、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方針であることを確認しています。</p> <p>なお、ディーゼル駆動消火ポンプについては、重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないが、使用可能な場合は有効な手段となり得るため、自主設備として位置づけていることを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則の解釈別記2では、Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力との荷重の組合せに対して、その施設の機能に影響を及ぼすことがないよう、塑性ひずみが生じる場合であっても、破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有する設計方針であることを求めており、設置変更許可の審査において、申請内容がこれらの方針と整合していることを確認しています。</p> <p>このため、御指摘の具体的な破断延性限界のひずみや余裕については、申請書には記載されていませんが、各機器・配管等の詳細な設計については、今後工事計画の審査において確認していきます。</p> <p>➤ 耐震重要度Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系につ</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>とあるが、建物全体が揺れた時に建物の中で応力に不均一が生じる心配はないのか。つまり、配管の（特に）継ぎ目等に応力が集中し破断する可能性はないのか、考えを教えて欲しい。また、応力が弾性状態にとどまるということは、変形は弾性変形だけつまり可逆的に元に戻る変形しかなく、塑性変形は想定していない、ということによいのか。また、一般の建物を考えてみても全体的におおむね弾性状態にとどまったと考えられるような（倒壊も変形も余りしていないように見える）建物であっても、内部はぐちゃぐちゃということはよくある。弾性状態というのは一体どのような状態を指すのか？明確に指し示すべきだ。</p> <p>➤ 30 ページ (2)「その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とあるが、Aの基準を設けるのに、「Aの機能に影響を及ぼさない」という書き方はよくわからない。別の発電所（例えばBとする）で、ある地震が起きた時に壊れなかったという実績があるから、その実績に基づいて、Bで用いられた基準をAでも援用します、などの具体的な事象・実験結果があるのなら、それは説得力がある。しかし、実験結果があるわけでもなく、過去の何らかの地震のデータを援用するというわけでもなく、東海第二原発で破壊実験が行われたわけでもないのに、「機能に影響を及ぼさないように基準を設定しました」、といわれても、これを丁寧な説明であると認めるわけにはいかない。卓球の球の基準は、卓球板に落とした時に弾性係数が1であることであるが、これはつまり、きちんと跳ね返って卓球が出来ればいいのだというような基準の設け方である。卓球のような単純な現象であればそれでもいいが、複雑な建物、機器、配管の場合に、「機能に影響を及ぼさない</p>	<p>いては、弾性設計用若しくは共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力に対して応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする方針であることを確認しています。「弾性状態にとどまる設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいいます。また、「許容限界」は、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超えている部位が存在しても施設全体として剛性・強度を保持している場合はこれを容認しています。応力集中の考慮等の詳細設計については、引き続き事業者からの申請を踏まえ、工事計画の審査において確認していきます。</p> <p>➤ 耐震重要度Sクラスの機器・配管系についてその機能に影響を及ぼさないこととは、規格・基準、試験を踏まえた結果といった方法を問わず、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有することを示すことにより、施設の安全機能が損なわれないことを求めるものです。</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>ように基準を設定しました」というような説明では私は納得できない。</p>	
<p>➤ 40年を越す老朽原発であり、抜本的な地震対策はなされていません。1009ガルに耐えうると言っていますが、これは配管のことであり、原発本体などの主要施設についてはきちんと対策されていません。</p>	<p>➤ 原子炉建屋等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。</p> <p>なお、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、経年劣化事象を考慮した耐震安全性を含め、現在、審査中です。</p>
<p>➤ 基準地震動として、採用された最大加速度（水平方向）1009ガルでも、すでに原子炉圧力容器スタビライザの強度は限界にある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 地震の多い日本では、原子力発電所の設置は危険が大きすぎる。</p>	<p>➤ 原子炉建屋等については、静的地震力等に対しておおむね弾性範囲に留まるように設計する方針であること、また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。</p> <p>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。</p>
<p>➤ 地震応答解析で十分な強度が無い</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二原発は地震対策をしているのか全く明らかではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 地震対策が何一つなされていない</p>	<p>➤ 同上</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 東日本大震災の後、基準地震動を 600 ガルから 901 ガルに引き上げ、津波対策などを施しますが、基本設計を変えることはできません（建設し直しになってしまいます）。東海第二原発が設計されたのは 1960 年代から 1970 年代初頭にかけてであることを考えれば、日本原電が 901 ガルに耐えうるとすることには信頼性がありません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 古い耐震基準下で設計された躯体や配管・計装系は地震多発国では抜本的な見直しが必要ですが一切見直しがされていません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 地震対策の基本、地震動の想定、耐震設計の評価について、全く間違いである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 15 ページの「・・・地震によって建物等に被害が発生するのは震度 5 弱程度以上であると考えられる」について、長い配管や各種計器類などはもっと弱い揺れでも異常を起こすのではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 日本は地震列島です。南海トラフ地震も想定されています。福島原発事故のように、事故がおきれば取り返しがつきません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「地震力より構造耐力が大」地震力は地震が起きて構造物に地震力として入力したとき初めて地震力の数値を知ることが出来る。一方、構造耐力は構造物に地震が入力したとき初めて抵抗力が生じる。従って構造物が上式を満足するかどうかは地震が来てみなければわからない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 構造耐力及び地震力の予測で、安全確認をすることが出来るか？</p>	<p>➤ 同上</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置構造物」は絶対に壊してはならない構造物に該当する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震対策がありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 1972年東海第2原発設置許可申請は基準地震動270ガルだったのに、規制委申請では901ガルになっている。学校やビルの耐震工事のような後付けで済む問題ではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基本地震動が建設時から4倍近くに上がり水平最大1009ガルに耐えられると思えない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非常用取水設備（設計基準対象施設設計）を構成する設備のうちスクリーン室、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Cクラスでなく最上位のSクラスでなければならない。柏崎刈羽6、7の審査書案に関するパブリックコメントにおいて提出された同趣旨の意見に対する「規制委員会の考え方」では、SクラスでなくてCクラスでよいとする根拠は何も述べられていないが、崩壊熱除去に不可欠な非常用取水設備がSクラスでなくてCクラスでよいとする根拠があるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 取水構造物は、基準地震動によりコンクリートにひび割れ程度が生じても流路の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ことで足りると判断しています。このため取水構造物はSクラスではなく、Cクラスとした上で、基準地震動に対して機能が維持されることを要求しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震応答解析により「十分な強度」は有しないことが判明。Ssを用いた解析でさえ強度は2倍を下回る箇所が多々ある。クリフエッジについてはストレステスト一次評価しか行われておらず、</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力施設の安全裕度評価等については、事業者が自主的な安全性向上にむけた取組を継続的に向上させていくことを目的として導入された「安全性の向上のための評価」の中で、行うことと</li> </ul>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>その時点での正確なデータは存在しないと思われる。その後S<sub>s</sub>を改定し、1009ガルにした後に評価を行っているが、裕度についてはほとんど明らかにされていない。</p> <p>➤ 東海第二原発は建設時270ガルの揺れに耐えられるように設計された。今や基準地震動は1009ガルにまで引き上げられている。ストレステストで原子炉が破壊される地震動は1039ガルと計算されている。もう耐震設計上の余裕がなくなっており、基準地震動を超えた地震に襲われれば原子炉は崩壊する。</p> <p>➤ 地震におけるクリフエッジを明記して解析すべき。電力会社により策定される各種資料において、裕度が示されることはあるがクリフエッジについては関西電力の一部の原発などで示されたことはあるが、東海第二については示されていない。</p> <p>➤ ストレステストによるクリフエッジの計算は、材料が新しくかつ設計・製作誤差がない場合の破断強度に基づいた評価である(材</p>	<p>しています。</p> <p>➤ 設置変更許可の審査において、各施設の耐震重要度については、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失による影響及びそれに続く公衆への放射線による影響の相対的な程度に応じて分類しており、耐震重要度Sクラスの機器・配管系については、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれる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。</p> <p>なお、想定を超える大規模な自然災害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。</p> <p>➤ 本審査書案は新規制基準への適合のため設置変更許可申請に対し、審査結果をとりまとめたものです。</p> <p>なお、原子力施設の安全裕度評価等については、事業者が自主的な安全性向上にむけた取組を継続的に向上させていくことを目的として導入された「安全性の向上のための評価」の中で行うこととなります。</p> <p>➤ 同上</p>

### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>料強度が規格値であるか、またはミルシート値であるかは不詳)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震・津波への認識が不足していた 40 年以上前の設計に対する根本的な見直しも行われていません。</li> <li>➤ 再稼働中に再び大きな地震と津波に襲われたら取り返しがつかない。規制委は安全と言い切れるのか。</li> <li>➤ 極めて近い将来に東海第二原発は大地震発生に見舞われると予想すべきである。原子炉の地震破断、津波被害、原子炉火災、送電網倒壊などが予想され、さらにこれらが複合して起これば、過酷事故に至ることがあり得る。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉建屋等の重要な施設は、最新の科学的・技術的知見を踏まえて策定した基準地震動による地震力及び基準津波に対して、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。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>
<p>【地震の繰り返し】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発の地震動評価については、III-1 で地震による原子炉の損傷と対策が検討されているが、熊本地震の経験を詳細に検証し具体的な対策に役立てたのか記述がない。地震は一回の本震で終わるものではないし、大きな余震もあり得る。大きな余震や繰り返し発生する地震をどのように教訓化しているか、まったく検討していないのはなぜか。繰り返される地震動によって炉心や格納容器、建屋はどのような影響を受けるのか、解析し直してもらいたい。また、それに基づいた対策も示すべきである。</li> </ul>	<p>【地震の繰り返し】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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・分析を行っており、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。</li> </ul> <p>原子力発電所で想定され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</p>



### III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則における耐震基準に、熊本地震(2016年4月14日、16日)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。</li> <li>➤ 古い設計で地震に弱い。本震と同程度の前震または後震が起きると、熊本地震の時のように倒壊の可能性が高い。</li> <li>➤ 防潮堤の鋼製防護壁の対津波健全性について「設計確認が解析のみで十分であることを説明すること」と規制委が原電に問うている。実際に生じる応力集中や津波に加え地盤変状による変位などが正しく再現できる保証はないから実証試験は必要である。そのうえで解析結果との照合を行う必要がある。この種の防護壁建設は過去に例が無いので、解析のみで正しく条件の確認が出来る保</li> </ul>	<p>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、必要な措置を講じられるとしてい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越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されています。</p> <p>なお、熊本地震の分析については、平成29年4月26日の原子力規制委員会において、原子力規制庁から報告されています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 規制委員会は、審査において、防潮堤の鋼製防護壁の設計を弾性範囲で行う方針を確認しています。弾性範囲であれば三次元解析が実験データを十分再現できることが、三次元解析と鋼製タワーの実物大模型の実験値との比較検討を行った文献によって示されており、実証試験は不要と考えます。設置変更許可に係る審査では、鋼製防護壁の三次元解析モデル化</li> </ul>

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
証はない。また、弾性範囲を超える応力が生じた場合、解析結果とは合わなくなる。	の基本方針と、三次元解析による構造物の応答値が弾性範囲内であることを確認しています。各部位の詳細な応力の算定結果については、工事計画の審査において確認します。

Ⅲ－１．２ 周辺斜面の安定性（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>【周辺斜面の安定性について】</p> <p>➤ 周辺斜面の安定性評価において、「使用済燃料乾式貯蔵建屋周辺斜面を選定した」とあるが、重要施設の周辺斜面すべてを安定性評価の対象とすべきである。</p>	<p>➤ 周辺斜面の安定性評価では、使用済燃料乾式貯蔵建屋周辺斜面のみをその検討の対象としているのではなく、重要施設周辺の斜面の中から、施設との離隔距離、斜面高さ及び勾配等の観点から、最も厳しい評価となる「使用済燃料乾式貯蔵建屋周辺斜面」が選定されています。</p>

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第３条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>【地盤の変形について】</p> <p>➤ （Ⅲ－２ 地盤 ３．地盤の変形 について）規制委員会が確認したのは、「安全機能が損なわれるおそれがない地盤に当該施設を設けることとしている」ことだけであって、安全機能が損なわれるおそれがないとどのように判断したのか。</p> <p>➤ さらに、「審査の概要（案）」p.12には、「安全機能に影響を及ぼさないよう適切な対策を講ずることから、新規制基準に適合していることを確認」とある。「対策を講ずるとしていれば適合している」とは、あまりにもひどいのではないか。</p>	<p>➤ 耐震重要施設は、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする方針であることを確認するとともに、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が評価基準値を満足しており、安全機能が損なわれるおそれがないものであることを審査において確認しています。</p> <p>この「適切な対策」については、設置変更許可に係る審査では、基本的な設計方針を確認しており、具体的には、「今後、追加ボーリング調査を行ってデータの信頼性を高め、耐震重要施設及びそ</p>

### Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【地盤の支持について】</p> <p>➤ 原発の設置の地盤が弱い。ボーリング調査データが開示されていない。</p>	<p>の間接支持構造物の設計では、特に液状化の発生が懸念される地層に対しては原地盤より液状化しやすいと考えられる豊浦標準砂の液状化強度特性を仮定した評価も行い、液状化強度特性のばらつきを設計に考慮する」方針であることを確認しています。この設計方針の詳細については、今後の工事計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 設置変更許可に係る審査に用いたボーリングデータはホームページ上に公開しています。</p> <p>具体的には、「Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」では、第467回審査会合（平成29年5月12日）の机上配布資料2において、「3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針」では、第486回審査会合（平成29年7月13日）の資料1－1－4において示されているボーリングデータを用いて審査を実施しています。</p> <p>（参考）</p> <p>第467回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 机上配布資料2 東海第二発電所敷地の地質・地質構造について（ボーリングコア写真・地質柱状図集）</p> <p>(1/4)<a href="https://www.nsr.go.jp/data/000188830.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000188830.pdf</a>  (2/4)<a href="https://www.nsr.go.jp/data/000188829.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000188829.pdf</a>  (3/4)<a href="https://www.nsr.go.jp/data/000188831.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000188831.pdf</a>  (4/4)<a href="https://www.nsr.go.jp/data/000188839.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000188839.pdf</a></p> <p>第486回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1－1－4 東海第二発電所液状化影響の検討方針について ポ</p>

### III-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）

御意見の概要	考え方
	<p>ーリング柱状図</p> <p>(1/6) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000196252.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000196252.pdf</a></p> <p>(2/6) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000196249.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000196249.pdf</a></p> <p>(3/6) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000196250.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000196250.pdf</a></p> <p>(4/6) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000196243.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000196243.pdf</a></p> <p>(5/6) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000196244.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000196244.pdf</a></p> <p>(6/6) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000196245.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000196245.pdf</a></p>

### III-3. 1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【基準津波の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準津波の策定方法が不明確である。</li> <li>➤ 基準津波は最大級を想定すべきである。過小評価と考える。基準津波を30メートル級とすべきではないか。</li> <li>➤ 基準津波の策定において、最新知見が取り入れられていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 解釈別記3は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求しています。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求しています。</li> </ul> <p>申請者は、基準津波については敷地に最も影響を与える津波波源として「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を選定し、不確かさを考慮して策定しています。</p> <p>規制委員会は、津波評価の内容について審査した結果、本申請による基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、策定されていることを確認し、解釈別記3の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p>

### III-3. 1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【基準津波の策定について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 太平洋沖で発生する津波の選定が不明確である。</li> <li>➤ 東海第二もまた福島県沖を含む日本海溝沿いの津波波源域の一部であり、さらに南に目を転ずれば相模トラフから小笠原諸島へとつながる大きなプレート境界にも隣接しており、どちらの影響も大きく受ける地域に当たる。</li> <li>➤ 津波波源については、日本海溝沿いの波源域を茨城県から千葉県沖に置き換えて評価したものを使っているが、相模トラフから延びるプレート境界にぶつかる点までの区間に存在する海底活断層が活動した場合のケースは評価されていない。</li> <li>➤ 日本海溝に沿って南北方向に延びる海底活断層の存在も無視できない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、プレート境界及びその周辺で発生する地震に起因する津波については、プレート間地震に起因する津波及び海洋プレート内地震に起因する津波として検討しています。津波評価対象領域としては、文献調査等の結果を踏まえ、波源位置と津波伝播の指向性を考慮すると伊豆・小笠原海溝沿い等の領域からの津波による敷地への影響は小さいことから、敷地前面の領域を選定しています。</li> </ul> <p>さらに、プレート間地震に起因する津波については、日本海溝沿いの2011年東北地方太平洋沖地震及び1677年延宝房総沖地震<sup>えんぼうぼうそうおき</sup>のそれぞれを踏まえた2つの津波波源を設定しています。これら2つのプレート間地震及びその他の地震の波源モデルによる敷地前面における相対的な津波水位を比較した結果、敷地に最も影響を与える津波波源として、1677年延宝房総沖地震を踏まえた「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」が選定されています。</p> <p>また、海溝軸付近の活断層に関しては、海洋プレート内地震に起因する津波として評価がなされており、1933年昭和三陸沖地震津波を踏まえたMw8.6の波源モデルを敷地前面の海溝軸付近に設定し、敷地前面における津波水位を評価した結果、プレート間地震に対して、相対的に影響が小さいことを確認しています。</p> <p>規制委員会は、津波評価の内容について審査した結果、地震に起因する津波については、評価対象の抽出を含めて、適切に評価していることを確認しており、プレート境界及びその周辺で発生す</p>

### III-3.1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
	る地震に起因する津波についての評価は、妥当と判断しています。

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【2. 基本事項（2）敷地周辺の遡上域及び浸水域】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 47ページ。「液状化に伴う砂質土層等の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤並びに茨城港日立港区及び茨城港常陸那珂港区の防波堤の損傷について検討し、検討結果に基づき解析条件を設定する。」については、この検討結果次第で、審査書で確認したSA対策等の内容に影響が出てしまうのではないかと。</li> <li>➤ 防波堤が損傷するとのことであるが、取水口をふさぐ可能性はないのか。</li> </ul> <p>【2. 基本事項（4）水位変動、地殻変動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発の高波対策について、今のままでは不十分と言わざるを得ません。即ち、台風に依る高波と津波による高波が同時に発生した時には推定で約17mの高波が襲うこととなりますが、現在の防護壁は約6.1mであり、全くもって不十分と言えるからです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 液状化に伴う砂質土層等の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤並びに茨城港日立港区及び茨城港常陸那珂港区の防波堤の損傷を考慮しても、防潮堤等の設置により、本発電所敷地内に津波を流入させず、重大事故等対処施設の必要な機能が損なわれない設計とすることを確認しています。また、可搬型重大事故等対処設備のアクセスルート及び保管場所についても、液状化に伴う沈下等の影響を考慮した上で、迂回路の確保及び分散配置を行う設計方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 本発電所港内の防波堤は、津波波力等による損傷を考慮しても、取水施設付近の最大流速などから、損傷により生じた瓦礫が取水口に到達しないことを確認しています。</li> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、台風等の低気圧による影響が含まれた茨城港日立港区の潮位観測記録（年最高潮位記録）及び高潮の発生状況に基づき高潮のハザードの評価を行い、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ことを確認しています。 御指摘の防護壁については、新規制基準の審査対象ではなく、事</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項(水位変動、地殻変動)において、「潮汐に加えて高潮等の要因による水位変動も考慮して保守的な評価を実施することを要求している。」とされる。「高潮等の要因」中に、申請者が高波による水位変動を考慮したか不明である。津波と高潮とそれに重畳する高波を含めた水位変動を考慮する必要があると考える。</p> <p>➤ 敷地への浸水防止(外郭防護1)について、入力津波高さは、津波と高潮の重畳による水位変動に加えて、台風が引き起こす高波による水位変動は、考慮されていないのではないか？考慮されていないなら、①d. の T.P. +20m 及び T.P. +18m を天端とする防潮堤及び防潮扉を超えて、海水が流入することになる。</p> <p>【3. 津波防護の方針（2）外郭防護1】</p> <p>➤ 防潮堤の設置位置は適切か。</p>	<p>業者は新たに防潮堤を設置する方針としています。</p> <p>防潮堤については、基準津波に基づく遡上解析の結果、入力津波高さは敷地前面東側で T.P. +17.9m、敷地側面北側で T.P. +15.4m、敷地側面南側で T.P. +16.8m であることから、津波の流入を防止するため、当該エリアを取り囲むように敷地前面、側面でそれぞれ T.P. +20m 及び T.P. +18m の高さの津波防護施設として設置する方針を確認しています。</p> <p>また、津波防護施設については、設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針を確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 防潮堤は、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置さ</p>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発設置場所の海拔が低く、防潮堤も高くないので津波が越えてくる。電源盤が地下にある。緊急時の非常用ディーゼル発電機の位置も動かさない。</li> </ul>	<p>れた敷地を取り囲むよう設置されるとしています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、想定する津波の高さや、津波防護対策が大幅に強化されています。審査においては、津波の流入を防止するため敷地前面、側面についてそれぞれT.P. +20m 及びT.P. +18m の高さの防潮堤を設置する方針を確認しています。併せて、防潮堤は、地震が発生した場合においても機能を維持できるように設計することを確認しています。また、基準津波を超え敷地に遡上する津波によりT.P. +8m の敷地は最大1.0m の浸水深となりますが、当該敷地にある原子炉建屋には電源盤及び非常用ディーゼル発電機が設置されることから、水密扉等により津波を流入させない設計とすることを確認しています。更に、常設代替高圧電源装置、常設代替高圧電源装置から給電する緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタについては、当該津波が到達しないT.P. +11m の敷地に設置する方針であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 震災時と同様の津波が発生した時、全電源喪失が起こらないという可能性は限りなく低く、そうなれば福島と同様にメルトダウンが発生し、手が付けられなくなる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 強固な防潮堤、十分な津波対策の点で不安がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤計画への疑問</li> <li>➤ 千葉県や茨城県沖では地震が頻発しており、巨大な津波に襲われることが十分に想定されるのに、防潮堤などの対策がおざなりである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防波堤も低すぎます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原電は、防潮壁設置するとの対策を示しているが、危険の回避になるとは言えない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ いくら原発の防波堤を高くしてもそれを上回る地震、津波、台風で破壊されないという保証はありません</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤については、最新の科学的・技術的知見を踏まえて策定した基準地震動及び基準津波に対して、津波防護機能を保持できる設計とする方針を確認しています。 台風については、設計上考慮すべき自然現象として風速100m/sの竜巻による荷重に対して防護できる設計とする方針を確認しています。 具体的な設計内容については、工事計画の審査において確認します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 巨大地震・津波に対して防潮堤の性能の実証はされているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防潮堤は、地盤の液状化の際の健全性への不安、取水口部を含む海側前面部の構造上の弱点、最大深さ60メートルの地下部と地上部12メートル以上の計72メートルともなる鋼管杭を連続的に敷設して作るという工法上の困難さから、全体として耐地震防護、耐津波防護のいずれからも十分なものとして建設できる保証</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、津波防護施設である防潮堤の周辺地盤に液状化が否定できない地層があることから、液状化を考慮しても防潮堤の構造が成立することを確認しています。具体的な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。</li> </ul>

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 排水機構（ゲート）の信頼性評価に無理がある。超過津波の排水機構の成立性に問題がある。通常、津波とは海底の土砂や陸上の瓦礫等を巻き込んで襲いかかるものであり、これらが何メートルも堆積してしまうことさえあり得るのだから、排水機構を埋めてしまうのではないかと危惧される。しかしながら海側の設計では瓦礫等の流入を防ぐ装置はあるだけで、排除するための構造は見当たらない。瓦礫等を排除する構造がないままに運用した場合、津波と同時に流入する瓦礫で防潮堤外周部は埋まっているだろう。</li> <li>➤ 津波の流入防止対策に逆止弁を採用されていますが、バイパスラインがない事を確認すべき。また、オペレーションで安全装置が機能しなくなる設計である事を確認すべき。</li> <li>➤ 全ての浸水防止蓋について、点検で開放中に津波が来た際、作業員の避難と浸水防止蓋の再閉止が、予想される津波の最短到達時間までに間に合うか検討すべき。</li> </ul>	<p>考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 構内排水路逆流防止設備は、防潮堤の海側の地下に埋設された集水枡の内部に設置されています。瓦礫等の流入については集水枡の上面蓋により防止し、砂の堆積については集水枡の深さにより対応することにより、排水機構が津波による漂流物の影響を直接受けない設計とすることを確認しています。防潮堤の陸側の地下に埋設される集水枡についても、同様の設計とすることを確認しています。なお、津波襲来後、必要に応じて漂流物を撤去していることを確認しています。</li> <li>➤ 地下部の水路等から敷地内への流入経路については、流入の可能性を検討した上で特定し、対策を施す設計とすることを確認しています。さらに、漏水する可能性を考慮しても重要な安全機能への影響を防止する方針であることを確認しています。なお、津波の流入防止対策として設置する逆止弁（放水路ゲートを除く。）については、流入方向に水圧がかかった場合に自動的に閉じる構造となっているため、操作は不要です。</li> <li>➤ 浸水防止蓋については、審査において、取水路等からの津波の流入を防止する設計とし、常時閉止の運用とすること、点検等に伴う開放時に津波の流入を防止するための手順を定める方針であることを確認しています。また、保安規定変更認可に係る審査において、浸水防止蓋の点検時の閉止を含めた津波発生時の手順等を確認するとともに、保安</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【3. 津波防護の方針（4）内郭防護】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査資料「津波による損傷の防止」に、耐震Cクラスの循環水系に対して「S s機能維持」としているのは「耐震Sクラス（動的機能維持）」を要求するものか。それとも、従来、耐震Sクラスに対し要求している動的機能維持を、耐震Cクラスの機器に対しても、S s後の動的機能維持を認めるものか。</li> <li>➤ 審査資料「津波による損傷の防止」に、インターロックについては、S s機能維持と記載されているが、その他の津波流入防止に必要な機器（循環水ポンプ、循環水配管、復水器水室出入口弁）については触れられていない。耐震性についてどのような確認をしているのか。</li> <li>➤ 地震に起因する地下水の流入について、地震による排水ポンプ停止を想定し、建屋周囲の水位が建屋周辺の地下水位まで上昇するとして浸水量を評価しているように見えるが、地下外壁のひび割れによる浸水評価等の結果は確認しているのか？</li> <li>➤ 審査資料「津波による損傷の防止」に、地下水位上昇を考慮し、タービン建屋地下部の壁面に対して防水塗料等による処置を行うとの記述があるが、防水塗料の信頼性（変位追従性、劣化等に対する評価等）については、何を確認し評価しているのか不明である。</li> <li>➤ 審査資料「津波による損傷の防止」に、エキスパンションジョイ</li> </ul>	<p>検査等でその実施状況を確認することとしています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 耐震Cクラスの循環水系の「S s機能維持」とは、基準地震動による地震力に対して破損が生じないことを示しています。</li> <li>➤ 復水器水室出入口弁及びタービン建屋基礎盤から復水器水室出入口弁に接続する配管については、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 地下外壁については、基準地震動 Ss に起因する鉄筋コンクリート壁の残留ひび割れ幅が評価基準値（0.2mm）を下回っているため、十分水密性を確保できることを確認しています。</li> <li>➤ タービン建屋地下部の壁面については、基準地震動 Ss に起因する鉄筋コンクリート壁の残留ひび割れ幅が評価基準値（0.2mm）を下回っているため、十分水密性を確保できることを確認しています。壁面に対する防水塗料による処置は、水密性の信頼性向上のための処置であり、防水塗料については多くの使用実績を有するものであること等を確認しています。</li> <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、施工上生じ得る建屋間の隙</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>ント止水板があるため浸水しない旨の記載があるが、止水板の信頼性（変位追従性、劣化等に対する評価等）については、何を確認し評価しているのか不明である。</p>	<p>間部が地下階において津波及び溢水の流入経路となることを想定し、その隙間部に止水処置を実施する方針とすることを確認しています。エキスパンションジョイント止水板に関する止水性については、工事計画の審査において確認します。</p>
<p>【3. 津波防護の方針（5）海水ポンプ取水性】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 取水口呑口の閉鎖がないと何故言い切れるのか、取水口呑口の構造とサイズを示して証明してほしい。</li> <li>➤ 漂流物の問題は、津波を起こす震源地も地震の強さも、海底の地滑りなどの態様も特定できない。漂流物の最初のありかも重さも量も形状もまた特定できない。なのに漂流物の軌跡解析をしたから大丈夫となぜ言えるのだろうか。</li> <li>➤ 審査案 59～60 ページ、日立港、常陸那珂港に停泊中の大型船舶が漂流して取水口呑口を閉鎖することは想定していない。その対策を施さない限り、取水口付近の敷地外漂流物対策は適切ではない。</li> <li>➤ 当発電所の北南にそれぞれ位置する日立港、常陸那珂港に停泊中の大型船舶が津波によって漂流し発電所敷地に影響を与える可能性が検証されていない。</li> <li>➤ 本発電所の近くには港があり常時 RORO 船が停泊、車両の搬入を</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 漂流物の評価については、基準津波の流速及び流向から調査範囲を設定し、敷地及び敷地周辺を網羅的に調査した上で、漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、それらが海水ポンプの取水性に影響を与えないことなどを確認しています。なお、取水口呑口の構造については、防護上の観点から示すことはできません。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 日立港、常陸那珂港に停泊中又は付近を航行中の大型船舶については、基準津波襲来時の流速及び流向の経時変化を踏まえると本発電所に漂流してこないことを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>している。RORO 船は、車両の縛着をしてからでないと離岸できないから、津波来襲の予報後、外洋に出たくともすぐにはできない。万トン級の大型船が漂流して、取水口を破壊・閉塞する可能性は低い。大型船の漂流を考慮する必要がある。また、漂流する大型船が防潮堤に衝突して、防潮堤を破壊する可能性があると考ええる。</p>	
<p>➤ 「大津波発生時、隣接する日立港および常陸那珂港に入出港する大型船舶の一部が、東日本大震災時で発生した数隻の事故同様、緊急離岸し沖合に退避することが出来ずに漂流し、陸に乗り上げる可能性があること」を前提に、取水口ばかりでなく、防潮壁、建屋自体の安全の確保に関し、審査をやり直すべきである</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 漂流物として大型船舶が想定されていないのは不適切である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二原発の側には大型船が寄港する港が2つもあり、停泊中の大型船がいるときに津波がおきたら、この大型船が東海第二原発に直撃する可能性もあります。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 津波の漂流物評価がおかしい。漂流物の衝突解析が現実を無視している。東海第二の北約2キロの地点に茨城港日立港区、南に約3キロの地点に茨城港常陸那珂港という2つの中核国際港湾が存在している。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 津波襲来時の大型船舶などの漂流物が前面部に衝突する危険性について、北側直近の日立港および南側のひたちなか港に出入り</p>	<p>➤ 同上</p>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>する大型船舶が漂流して衝突する可能性を無視した評価がなされているにもかかわらず、それを是認しての審査となっていることは問題だ。港湾内に停泊中の船舶について津波時に緊急離岸させる手順を整備するとされていることで解決と判断したとされているが、これはあくまでも東海原発港内についてと思われ、日立港・ひたちなか港に出入りする大型・中型船舶への対策は考慮されていない。</p> <p>➤ 漂流物による破壊について津波によって流されて来る船舶等の大型漂流物による設備の破壊について、予想津波の軌道計算によるとそういったものは来ないと言う事がわかりました。と言っていますが、その方が単にそう思ったという可能性もあるわけで我々は何で判断すれば良いのですか？</p> <p>➤ p. 59、「本発電所内の燃料等輸送船等は、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならない」としているが、地震時の護岸への衝突による損傷等を考慮すると、いかなる場合も津波襲来までに緊急退避が完了すると断定する根拠はない。大きな船舶の場合、防潮壁、取水口、排水口、建屋等の構造物を損壊する可能性も高い。特に、取水口の閉止板が破壊したら、大量の海水が構内に流れ込む事は必至であるが検討されておらず、新規制基準に適合しているとは言えない。</p> <p>➤ 津波の際に海水取水口に船舶などが乗り上げることはないのか。</p> <p>➤ 船舶の緊急離岸など不可能である。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 本発電所敷地内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船については、津波警報等の発令時に緊急退避することが基本です。基準津波に対しては到達までに時間的余裕があることから、荷役等を中止した上で緊急退避することが可能であるため漂流物とはならないことを確認しています。また、波源が近く数分で襲来する津波に対しては波高が低いことから係留避泊でき、漂流物とはならないことを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【4. 施設又は設備の設計方針（5）漂流物波及的影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 65 ページ:鉄筋コンクリート防潮壁の設計に漂流物荷重として総トン数5トンの漁船を考慮しているが、緊急離岸がうまくいかなかった場合、あるいは近隣の港湾からの漂着物に備え大型船舶の荷重を考慮すべきである。また、漂流物の重量だけでなく衝突による衝撃荷重も考慮して設計すべきである。荷重の載荷位置も防潮壁ブロックの端部とするなど、安全側に設計する必要がある。</li> <li>➤ 「燃料等輸送船等は、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならない。」とあるが、地震時の護岸への衝突による損傷等を考慮すると、いかなる場合も津波襲来までに緊急退避が完了するとは言い切れないのではないか。</li> <li>➤ 59 ページ、エ.「なお、上記以外に本発電所敷地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、津波警報等発表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べきではないか。</li> <li>➤ 引き波で港の水深が異常に浅くなり、船舶は海底に擱座して身動きがとれなくなることもありうる。係留索を外していざ港外へと言う時点で引き波で身動きが出来ずにいる所へ津波が襲来して原発の取水口に船体が激突する危険を考えなければならない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 規制委員会は、燃料等輸送船に関して、申請者は、津波警報等が発表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や船会社との連絡体制を整備していることを確認しています。また、この手順に沿って実施した訓練では基準津波の到達までに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。</li> <li>➤ 基準津波が東海第二発電所に襲来する場合の入力津波の時刻歴波形によると、敷地前面にはまず上昇側の波が襲来しますが、到達には時間的余裕があることから、燃料等輸送船は荷役等を中止した上で、津波の襲来までに緊急退避が可能であることを確認しています。 引き波が早く襲来する可能性がある敷地周辺の海域活断層を波</li> </ul>

### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 漂流物として抽出したのは、護岸部にある鉄筋コンクリート造建物、鉄骨造建物、車両等であり、船舶については、発電所敷地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、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならないとしている。船舶が常に出港できる体制にあるとは考えられず、甘い見通しと言わざるを得ない。</p> <p>➤ 65ページ、(5)「また、燃料等輸送船、浚渫船、貨物船等の港湾内に停泊する船舶については、津波警報等が発表された場合において、荷役作業等を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させるとともに、緊急離岸する船側との退避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備して、緊急離岸を的確に実施することにより漂流物としないとしている。」とあるが、確実に退避できるという保証はない。燃料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。</p> <p>【4. 施設又は設備の設計方針（1）津波防護施設】</p> <p>➤ 取水口の「カーテンフロート」と「貯留堰」は原子炉の冷却効果の遅延を招くから設置すべきで無い。原子炉冷却水の基本的脈動を発生させる要因になり原子炉の出力制御の不安定性を招くから安全上よろしくない。</p>	<p>源とした津波を想定した場合には、波高が低いことから係留避泊でき、燃料等輸送船は一時的に着底することはあり得ますが、重量及び形状より転覆せず、水位回復後には退避が可能であることから、漂流物とはならないことを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 貯留堰設置による通常運転時の海水ポンプの安定取水への影響については、貯留堰の設置前と設置後における流速及び水位変動の分布を数値解析により確認した結果、海水ポンプ設置位置における流速及び水位変動の分布に差はほとんど見られず、海水ポン</p>



### III-3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放水路ゲートは、止めるべきだ。開かなくなった時には、炉心の熱を海に捨てる事が出来なくなり大変なことになる。</li>   <li>➤ 取水口上部の「鋼製防護壁」は、倒れた時には取水口を塞ぐことになる。また、鉛直の衝撃荷重で取水口の破壊だって実際にはあり得る事を想定すべきである</li>   <li>➤ 防潮堤及び防潮扉 c. に記載されている止水ジョイントの種類として工事計画審査資料「補足 60 改 14」5.14、「補足 60-1 改 38」6.12に記載されているシートジョイントについて再検証が必要と考えます。</li> </ul>	<p>プの安定取水に影響のないことを確認しています。</p> <p>ご質問のカーテンフロートは存在しませんが、カーテンウォールのことであれば貯留堰内側に既設のものがあります。仮にこれが倒壊し、取水口前面に堆積した場合においても取水性に問題がないことを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放水路ゲートは常時開運用とし、大津波警報発表時に循環水ポンプ及び補機冷却系海水ポンプを停止して、放水路ゲートを閉止する運用とすることを確認しています。放水路ゲート閉止後については、扉体にフラップ式の小扉を設置することにより、非常用海水ポンプの運転が可能な設計とする方針であることを確認しています。</li>   <li>➤ 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、基準地震動による地震力及び基準津波に対して津波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。具体的な設計内容については、工事計画の審査において確認します。</li>   <li>➤ 設置変更許可に係る審査においては、防潮堤及び防潮扉について、主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とすることを確認しています。設備の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。</li> </ul>

### III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【4. 施設又は設備の設計方針（2）浸水防止設備】</p> <p>➤ 水密扉の手動操作 p.64「水密扉について津波の襲来時に確実に閉止できる手順を整備することにより入力津波に対して浸水防止機能を維持できるよう設計すること」としているが、地震発生後、津波襲来までの時間的な余裕が明らかでないため、水密扉を人の手で閉止するとすることは、危険側の判断であり、容認できないと考える。</p>	<p>➤ 水密扉は、防潮堤に囲まれた敷地内にあり、通常は閉運用としていますが、開放する場合はその場で監視するなど速やかに閉止することができる運用とする方針を確認しています。なお、防潮壁を越えてくるような津波については時間的余裕があること、閉止操作を速やかに行う手順を定めるとしていることから、閉止操作は手動によって安全に行えることを確認しています。</p>

### III-4 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 地震や津波、火山噴火など発生頻度の低い事象は過去の記録等に基づく最大規模の推定には限界がある。従来の想定を超える規模の自然災害が複合的に発生する可能性も考慮して安全対策の実効性を評価するべき。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則の解釈において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとする旨規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。自然現象の組合せについては、網羅的に検討し、安全施設に与える影響を踏まえて抽出した上で、考慮すべき事象を決定し、その影響に対して、施設の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。</p> <p>また、原子炉施設の安全性に与える影響が大きいと考えられる自然現象に対しては、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）が発生した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。</p>
<p>➤ 20年の間には、大地震、津波、竜巻、火山噴火、隕石落下など、必ずおきます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 西日本豪雨災害、逆走台風でわかるとおり自然災害は何があるかわかりません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 自然の猛威による破壊力の前にうちかつことができるのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ これだけ地震や災害が起きているのにいつまでも大丈夫なわけ</p>	<p>➤ 同上</p>

III-4 外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>がないでしょう。</p> <p>➤ アメリカではカトリーヌ台風が来たときに避難の確保ができないと原発を停止しています。豪雪や特別警報が出たら建物の安全よりも住民避難の観点からせめて原発をとめてください。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>大津波警報が発令された場合は、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針を確認しています。また、火山噴火による降下火砕物の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある場合についても、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針を確認しています。</p>

III-4.1 外部事象の抽出（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 自然災害が多発している現在、想定外の災害（地震、台風、地球温暖化による災害）に原子炉には危険が伴い対応策が出来ていない。</p> <p>➤ 最近では自然災害が多発し、また規模も大きくなっています。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとして規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p>

III-4.2 外部事象に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今この気象の怖い状況、火山活動期など自然の災害の脅威などを総合的に判断すれば原発ほど怖いものはない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとするとして規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。</li> </ul>

III-4.2.1 竜巻に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 竜巻評価がフジタスケール f 3（100m/s）は過小である。近年の気象変動を考慮し f 5（141m/s）で対策すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとするとして規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 竜巻評価が過小だ。このところ日本国内では大きな竜巻発生が増え気象は激烈化している。思わぬ飛来物により原発の構造物が破壊、損傷する可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 竜巻想定で外部電源及び屋外電源設備は全て喪失させること。発電所建屋外の電源設備は全損を前提として、それでも炉心冷却を確保する術を持つ必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則第33条に基づき、7日間の外部電源喪失を仮定しても、必要とされる電力を供給できる電源を、発電所内に確保していることを確認しています。7日以降については、外部電源の復旧または外部からの支援により電源を確保する方針であることを確認しています。 また、非常用ディーゼル発電機は、竜巻の影響を受けない屋内に</li> </ul>

### III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 竜巻に対する設計方針について、審査書には竜巻ガイドにおける要求への対応について具体的に記載されていないが、隣接事業所からの影響について、平成30年6月21日のヒアリング資料などにより妥当性を確認したということによいか。</p> <p>➤ 廃止措置中の飛来物の考え方について6/27の審査資料（6条（竜巻）-1-58）に東海発電所廃止措置に伴い生じ得る飛来物源への対応に対する記載があり、「東海第二発電所に隣接する東海発電所においては廃止措置関連作業が実施されている。施設の解体作業等に関連してどのような飛来物源が生じ得るかを現時点で正確に特定することは困難であるが、以下のとおり東海第二発電所へ影響を及ぼすことはないと判断している。」「想定される脱落片（飛来物）が設計飛来物による影響を超えることが確認された場合でも、その様な飛来物源が発生しないよう工法を工夫するなどによって対応する」と述べている。この記載内容は全く技術的な議論をしていないため、技術的な根拠を示すこと。「特定することが困難であるにもかかわらず、影響を及ぼさない」としたことの技術的な根拠を示すこと。また、廃炉作業は広範囲、長期にわたり継続されるものであり、今までの実績もない。また、東海発電所は東海第二発電所に近接していることを踏まえて、技術的な根拠を</p>	<p>設置されていること及び常設代替高圧電源装置（重大事故等対処設備）については、非常用ディーゼル発電機と位置的分散を図ることにより同時にその機能が損なわれない措置を講じることを確認しています。</p> <p>➤ 竜巻ガイドにおいて、必要に応じて原子力発電所敷地外からの飛来物についても考慮することとされており、隣接事業所の敷地からの飛来物に対して対策を講じるとしていることを確認しています。</p> <p>➤ 審査においては、設計飛来物より運動エネルギーや貫通力が大きくなる飛来物については、固定や固縛、または、必要な離隔を確保するように退避させることで、飛来物とならないよう管理する手順等を予め整備し、的確に実施するとしていることを確認しています。また、東海発電所における廃止措置に係る作業に伴い発生し得る飛来物の管理については、東海発電所の保安規定に規定し、その適用については、東海第二発電所の運用開始時期と同時とすることを確認しています。</p> <p>なお、具体的な手順等については、東海発電所の保安規定の変更認可に係る審査において確認することとなりますが、平成29年9月14日の審査会合資料1-2-2において、東海発電所の解体撤去作業の進捗に応じて発生することが見込まれる解体撤去物の管理方針が示されており、適切な管理が実施されることの見通しは得られたと判断しています。</p>

III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>示すこと。</p> <p>➤ 6/27 の資料の竜巻の記載において、「下降流の竜巻通過時は、竜巻通過前に積もった雪の大部分は竜巻の風により吹き飛ばされ、雪による荷重は十分小さく設計竜巻荷重に包絡される。」との記載があるが、定量的な評価した根拠を示すこと。竜巻で雪が吹き飛ばされるとあるが、雪の堆積はさまざまであり、凍結して構造物に付着していることも多い。考慮している積雪量は 30cm との記載があるが、雪の堆積状態（凍結していたり、根雪になっている場合も考慮）を踏まえて、竜巻で吹き飛ばぶということを技術的に示すこと。雪の大部分が吹き飛ばぶことを定量的に示すこと。雪の荷重が堆積した状態で竜巻の風を受けた場合の評価と比較して、影響が小さいことを技術的に示すこと。</p> <p>➤ 6/27 の資料(6条(外事)-添付-14)の記載「・設計竜巻と積雪は、設計竜巻による風圧によって積雪荷重が緩和されることから、組合せを考慮する必要はない」について、竜巻の風圧で積雪荷重が緩和されるという考えをどのように理解し、認めたのか示してほしい。積雪があれば、竜巻の風圧のように四方八方から吹く風圧に緩和効果があるということが理解できない。技術的な根拠を示すこと。</p>	<p>➤ 積雪事象は、気象情報によって予測可能であり、積雪が確認された場合には、除雪等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備することによって雪を堆積状態にしない方針であることを確認しています。これを踏まえ、竜巻と積雪の組合せについて安全施設に及ぼす影響を評価した結果、積雪は竜巻の風の影響で吹き飛ばされること等により、その荷重が十分小さいため、竜巻に対する設計において考慮した影響に包絡されることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p>

### III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査書P71の記載について、竜巻と積雪荷重の組み合わせについて、雪は竜巻の風速で大部分が吹き飛ばされるため、考慮不要としている事業者意見を良しと判断した規制の考え方が不明である。根雪のような状況を考慮した場合等、安全側の評価になっているのか？</p> <p>➤ 6/27の審査資料（6条(竜巻)-1-77）に外部電源喪失時の竜巻の影響の記載があり、「竜巻は長期間停滞することなく数秒～10数秒のオーダーで通過するため、この程度であれば排気ガス温度の急激な上昇はなく非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）運転に支障をきたすことはない。」との記載があるが、竜巻が「長期間停滞することなく数秒～10数秒のオーダーで通過する」ということの技術的根拠に示すこと。「竜巻通過時に排気ガス温度の急激な上昇はない」としているが、竜巻の影響はディーゼル発電機の吸気にも影響すると考えられ、砂塵の巻き込みによる機関内への異物の影響や吸気の減少もあると思われるが、これらの影響について、技術的に示すこと。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 竜巻ガイドにおいて、設計竜巻の特性値は、観測データに基づいた十分に信頼できる数学モデルの構築が困難な場合には、日本における竜巻の観測記録をもとに提案された竜巻モデル等を用いて設定することを求めています。これに基づき、設計竜巻の移動速度（15m/s）、最大接線風速半径（30m）が設定されていること等を踏まえれば、竜巻が「長期間停滞することなく数秒～10数秒のオーダーで通過する」との想定は合理性があるものと判断しています。</p> <p>竜巻による設計対処施設への影響については、事象の特徴も踏まえた上で、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重等を考慮しています。非常用ディーゼル発電機については、これらの荷重に対しても安全機能が維持される設計方針としていること、竜巻が通過するまでの時間等を考慮すれば、非常用ディーゼル発電機の吸排気に影響を及ぼしたとしても、その時間はわずかであり、機能喪失に至るほどの温度上昇は発生しないとしていることを確認しています。</p> <p>なお、機関内への異物の影響については、事象の継続時間が長く、より影響が大きいと考えられる火山による降下火砕物の対策で確認しており、降下火砕物が侵入し難い設計とし、フィルタの設置により機能が損なわれないようにするとともに、降下火砕物が</p>



III-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 6/27の審査資料（6条(竜巻)-1-添付9-別紙1）において、フェンスや樹木に対する竜巻の影響を記載しており、「竜巻の風荷重により樹木が損壊を受けた後では、竜巻が既に通り過ぎているためと考えられ、樹木が折損もしくは引き抜かれた後、さらに竜巻により巻き上げられ、飛来物となることは考えにくい。」との記載があるが、この技術的な根拠を示すこと。樹木やフェンスが飛来物とならない理由として、一部が埋設されたような構造物を対象としているが、定量的な評価を行い、樹木やフェンスだけでなく、飛来物となりえるものの考え方を示すこと。</p>	<p>フィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能な設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 申請者は、竜巻襲来時に飛来物となり得るものを発電所構内の現地調査により、網羅的に抽出しています。その上で設計飛来物の設定に当たっては、溶接やボルト等により頑健に固定され飛来物となり得ないものを除外するとともに、樹木やフェンス等については、想定するF3規模の竜巻を含む過去の主な竜巻の被害概要の調査結果等から、損傷によりその場で倒壊しているが、飛散はしていないとの知見が得られていること、竜巻の規模が大きくなるほど竜巻の移動速度が早くなることなどを踏まえ、樹木等が竜巻により巻き上げられ飛来物となることは考えにくいため、除外するとしています。</p> <p>事業者の飛来物源の選定の考え方は、過去の竜巻事象から得られた知見等に基づくものであり、その考え方は合理性があるものと判断しています。</p>

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
<p>【全般事項】</p> <p>➤ 火山が爆発したら、など想定外のことが起こるとしたら、考えただけで恐ろしいことである。</p>	<p>➤ 本発電所への火山影響については、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」を踏まえ、立地評価では、火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ等の設計対応不可能な火山事象について、原子力発電所の運用期間において、本発電所に影響を及ぼし得る地理的領域（敷地から半径160km）内の13火山については、各火山の</p>

### 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
<p>【「基本的な考え方」について】</p> <p>➤ 「火山ガイド」にもとづき原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価をおこなっているとしている。しかし、「火山ガイド」は原子力規制庁の「基本的な考え方」により歪められ、火山科学で危険性を具体的に指摘できないのであれば、そのリスクを無視することを容認している。こうした状況でいかに「個別評価」において「影響を及ぼす可能性は十分に小さい」と評価しても、到底それを納得することはできない。</p>	<p>既往最大規模を考慮しても、本発電所に影響を及ぼす可能性が十分に小さいことを確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>また、影響評価では、設計対応不可能な火山事象以外の火山事象のうち、降下火砕物を除く火山事象の影響については、文献調査の結果及び敷地まで十分に離隔距離があることから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいことを確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>さらに、降下火砕物（火山灰）については、各種調査の結果をもとに、敷地における降下火砕物の影響について、設計で対応する方針であることを確認し、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 第69回規制委員会（平成30年3月7日）において報告された「原子力発電所の火山影響評価ガイドにおける「設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価」に関する基本的な考え方について」は、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」における巨大噴火に関する基本的な考え方について整理したものです。</p> <p>なお、本発電所に影響を及ぼし得るものとして抽出された火山については、文献調査及び地質調査の結果から判断すると、巨大噴火が発生した火山ではないことを審査において確認しています。</p>

### 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
<p>【火山事象の影響評価について】</p> <p>➤ 火山灰の影響評価について、降灰分布の事例から約23センチ、シミュレーション結果から約49センチとなり、火山灰の設計層厚を50センチとし、規制委はこれを確認した。シミュレーション約49センチに対し、設計層厚50センチでは保守性が見込まれていない。さらに大きい値にすべきである。</p> <p>【火山事象の影響評価について】</p> <p>➤ 当初は過去の降灰の層厚からシミュレーションにより噴出量を25km<sup>3</sup>と設定していたところ、審査会合での指摘により山元(2016)で示されている5km<sup>3</sup>にした。しかし、次の噴火が5km<sup>3</sup>規模とは限らないため、安全側にみて層厚からのシミュレーションによる25km<sup>3</sup>で少なくとも想定すべきである。</p>	<p>➤ 敷地に影響を及ぼす可能性がある降下火砕物である赤城鹿沼テフラ<sup>あかぎかぬま</sup>の層厚は、地質調査の結果、敷地及びその近傍では15～20cmであり、文献調査等によるばらつきを考慮した場合には、約40cmと評価していることを確認しています。</p> <p>降下火砕物シミュレーションでは、敷地への影響が大きくなるよう、不確かさを考慮したケース（風向を敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したケース）で評価を行った結果が49cmであることを確認しています。</p> <p>規制委員会は、申請者が設定した降下火砕物の最大層厚である50cmは、最新の文献調査及び地質調査結果を踏まえ、降下火砕物の分布状況、降下火砕物シミュレーション及び他の同規模の分布事例による検討結果から総合的に判断し、不確かさを考慮して適切に設定されていることから、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 降下火砕物の影響評価においては、施設の設計荷重の元となる最大層厚の妥当性を審査しています。最大層厚は、降下火砕物の分布状況や降下火砕物シミュレーション結果等により評価されていますが、そのシミュレーションでは、噴出量がパラメータとして用いられています。</p> <p>申請者は当初、鈴木(1990)による25km<sup>3</sup>を降下火砕物シミュレーションに用いる噴出量としていました。</p> <p>規制委員会は、この25km<sup>3</sup>については、最新の知見に基づくものではなく、また、当該文献では、噴出量の総体積とされていることから、申請者に再検討を求め、その結果、より精緻な赤城鹿沼テフラの等層厚線図を示す最新の知見である山元(2013)及び山</p>

### 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
<p>【火山事象の影響評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 先行のプラントでは降下火砕物の湿潤密度を <math>1.7\text{g}/\text{cm}^3</math> としている場合もあるが、降下火砕物の乾燥密度を <math>0.3\text{g}/\text{cm}^3</math>、湿潤密度を <math>1.5\text{g}/\text{cm}^3</math> としている設定根拠を示すこと。</li> <li>➤ 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針について、ガイドでは長期となっていることに対して、7日間で良しとした規制の判断根拠が不明である。</li> </ul>	<p>元(2016)に基づく <math>5\text{km}^3</math> に見直されました。この噴出量及び平均的な風向・風速を用いた降下火砕物シミュレーションの結果は、最新の文献調査及び地質調査の結果である降下火砕物の等層厚線図と整合的であることを確認し、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者は、富田ほか(1994)による調査結果から、笠間地区における赤城鹿沼テフラの密度は乾燥状態で <math>0.3\text{g}/\text{cm}^3</math>、湿潤状態で <math>1.0\text{g}/\text{cm}^3</math>、敷地における地質調査結果から、赤城鹿沼テフラの密度は乾燥状態で <math>0.3\text{g}/\text{cm}^3</math>、湿潤状態で <math>1.1\text{g}/\text{cm}^3</math> と示しています。規制委員会は、この調査結果及び宇井編(1997)において「湿ると <math>1.2</math> を超えることがある」とされていることも踏まえ、降下火砕物の乾燥密度を <math>0.3\text{g}/\text{cm}^3</math>、湿潤密度を <math>1.5\text{g}/\text{cm}^3</math> と設定していることは、妥当であると判断しています。過去の審査において、湿潤密度 <math>1.7\text{g}/\text{cm}^3</math> を設定したのは、当該施設は本発電所とは異なり、その敷地周辺において、調査対象となるような降下火砕物が確認されず、気象庁の検討会が示している降水時の値を参照したものです。</li> <li>➤ 新規規制基準の考え方では、東京電力福島第一原子力発電所事故の例において、免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給に3日程度を要したため、保守的に少なくとも7日間は外部と途絶されても、構内の人員や物資により必要な活動を継続できるようにすること及び6日間までに外部からの支援が受けられるようにすることを要求しています。審査において、申請者は、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機の7日間の連続運転を可能とする方針であるこ</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山ガイドでは「長期間」の電源喪失、アクセス制限を想定していることに対して、審査においては「7日間」として評価を行っている。「長期間」を「7日間」とすることに対する技術的な根拠を示すこと。</li> <li>➤ 外部からのアクセスが8日以上途絶える可能性はある。一般には5cmで除灰が不可能になるのであるから道路も使えなくなる上、気中濃度も上がるのでヘリコプターの運行も困難になるだろう。少なくとも1ヶ月程度は外部から隔離した状態で原子炉の安全を確保できる体制にしておかなければ不十分である。</li> <li>➤ 発電所の周辺に降下火砕物が堆積した場合の、除灰等の可能性、成立性についてどのような確認をしたのか？</li> <li>➤ 東海第二は設備に対して、火山灰の除灰を実施しているが、想定では、降灰と風と雪が同時に発生する可能性があるとしている。暴風と大雪が降る環境での除灰の成立性について、どの</li> </ul>	<p>と及び「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 関係）」において、事象発生後6日間までに発電所外に保有している資機材、燃料等による支援が受けられる計画であることを確認していることから、7日間の設定は適切であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 審査においては、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。今後は、保安規定変更認可に係る審査において、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を確認するとともに、保安検査等でその実施状況を確認することとしています。</li> <li>➤ 積雪事象は、気象情報によって予測可能であり、除雪に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備することによって雪を堆積状態にしない方針であること及び除灰については、降下火砕物</li> </ul>

### 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
<p>ような確認を実施したのか。</p> <p>➤ ガイドでは降下火砕物と雪の組み合わせを記載しているが、事業者は雪の組み合わせにおいて、低減係数を乗じている。この妥当性について、どのように判断・審査したのか不明である。より安全側に判断し、低減係数を見込まない評価にすべきではないか？この点については、既に再稼働している発電所間でも、規制の考え方が不整合になっている。規制として、審査に一貫性をもっているのか？どのような判断をしているのか明確に示すべきである。</p>	<p>が堆積する状況となった場合における対応を確認しており、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>また、降下火砕物、風（台風）及び積雪を組み合わせた場合においても、建屋等の構造健全性を失わず、安全機能を損なわない方針としていることを確認しています。</p> <p>今後は、保安規定変更認可に係る審査において、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備等を確認するとともに、保安検査等でその実施状況を確認することとしています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則解釈第6条第3項において、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせについて、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能を失わないことが要求されています。組み合わせる自然現象及び組み合わせる自然現象の規模等については、最新知見、施設の立地条件等を踏まえて設定する必要があることから、一律の規定は設けていません。</p> <p>このため、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た自然現象の組合せ、組み合わせる事象の規模の考え方について個別審査毎に確認し、その妥当性を判断しています。</p> <p>本申請において、降下火砕物による荷重に組み合わせる積雪による荷重については、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、建築基準法施行令に基づき暴風時又は地震時において組み合わせる積雪荷重の値を参考に設定しています。東海第二発電所に</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 6/27の資料(6条(外事)-添付-14)において、「但し、建築基準法施行令を準拠する場合は、係数0.35を考慮することが可能」との記載の意味が不明である。どのように考慮するのか示すこと。このような考え方は、火山ガイドに記載されているものでもないことから、適応にあたっての妥当性を示すこと。降下火砕物と組み合わせる積雪荷重を0.35倍したものを組み合わせるのであれば、技術的な根拠を示すこと。</li> <li>➤ その他自然現象の積雪量と、火山の積雪条件とで、設定する積雪量に差異があるが、どのような評価をしたのか。</li> <li>➤ 火山灰が設計層厚の50センチを超えると原子炉建屋の屋根が崩れる危険性が生じるのは問題がある。除灰もできず対応のしようがない。</li> </ul>	<p>については、従の荷重として積雪荷重を組み合わせしており、冬期の平均的な積雪量を短期積雪荷重の0.35倍としていることを確認し、合理性があると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 審査において、降下火砕物の分布状況、降下火砕物シミュレーション及び他の同規模の降下火砕物の分布事例による検討結果から降灰量を設定していること、敷地全域に最大50cmの降下火砕物が湿潤状態で堆積し、それに加え除灰時の人員荷重等を考慮しても、原子炉建屋の構造健全性が維持されるよう設計する方針を確認しています。また、除灰については、降下火砕物が堆積する状況となった場合における対応を確認しており、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 50cmを超えると原子炉建屋の屋根が崩れる危険性が生じ強度不足ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山灰が設計層厚の 50 センチを超えると原子炉建屋の屋根が崩れる危険性が生じるのは問題がある。除灰もできず対応しようがない。強度不足ではないか。設計をやり直すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 赤城山の噴火で 50 センチの降灰で、建屋崩壊の危険性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山灰が設計層厚の 50 センチを超えると原子炉建屋の屋根が崩れる危険性がある。除灰もできず対応の仕様がな。強度不足であり再設計が必要な問題がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 50 センチもの火山灰が積もる状況では、建屋の屋根が壊れたりする危険性もある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火山灰が 49 センチ積もると聞くが建屋の屋根は大丈夫か、除去できるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第2原発が立地する地域に降り注ぐ可能性のある火山灰は、赤城山からのもので、約50センチ積もる可能性があると言われます。たとえ50センチの降灰を想定して設備を整えても、あまりに膨大な量の降灰では想定外の事態も十分起こりうる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉建屋の屋根に積もる火山灰の荷重が、最大で許容値の 97% に迫る箇所があることが明らかになっています。火山灰が設計層</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 降下火砕物による原子炉建屋等の影響評価においては、降下火砕</li> </ul>



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
<p>厚の 50 センチを超えると原子炉建屋の屋根が崩れる危険性が生じるのは問題がある。除灰もできず対応しようがない。</p>	<p>物の堆積荷重に対して、許容値を満足することで、原子炉建屋の許容限界を超えないことを確認しています。</p>
<p>➤ 火山灰が設計層厚の 50 センチを超えると原子炉建屋の屋根が崩れる危険性が生じるのは問題がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 火山灰の降灰による建物への荷重についても、想定基準が適正を欠いている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ こびりついた灰は雨、雪と混じると重さはまします。建造物が壊れる可能性はないのか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 降灰直後の火山灰は非常に高温である。このような火山灰が積層した屋根等の高温での荷重耐性を評価すべきである。</p>	<p>➤ 原子力発電所に到達する降下火砕物の粒径が小さく、火口から離れた場所に立地することから、降下火砕物は冷却されると判断しています。</p>
<p>➤ 火山灰による摩耗の影響について、「降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂より硬度が低い」と記載されているが、東海2号で想定すべき降下火砕物に対して、どのような確認を行ったのか。</p>	<p>➤ 一般的な特徴として、降下火砕物は火山ガラス片、鉱物結晶片から成っており、火山ガラス片は砂よりもろく硬度が低く、主要な鉱物結晶片の硬度についても砂と同等又はそれ以下であるとしていることを確認しています。また、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える機械的影響等に対して施設の安全機能が損なわれたいとする設計方針を確認しています。また、降下火砕物の設計条件である密度及び粒径については、東海第二における火山事象の影響評価に用いる条件として、文献調査及び地質調査の結果を踏まえたものであることを確認しています。</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書 P79、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）の記載において、「摩耗については、降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さい」との記載があるが、この具体的な根拠を示すこと。</li> <li>➤ 降下火砕物の硬度が砂と同程度又は砂よりももろいとしている点について、東海第二で考慮している降下火砕物に砂より硬い物質が含まれていないことについて、どのような確認をして良しと判断しているのか不明である。</li> <li>➤ 非常用ディーゼル発電機に火山灰が吸い込まれた場合の影響（摩耗、溶融、腐食、詰まり等）についてどのような評価・確認を行ったのか。</li> <li>➤ 原子力発電所に影響を及ぼし得る 13 火山の性状や特徴を踏まえて、以下を説明すること。             <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 荷重：降下火砕物の密度（湿潤密度）、雪が積もっている状態での全体の荷重</li> </ol> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 非常用ディーゼル発電機については、外気の取り入れを必要とすることから、取り入れた外気による機械的影響（閉塞、摩耗）には、降下火砕物が侵入し難い設計とし、フィルタの設置により施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替又は清掃が可能な設計とすることを確認しています。また、化学的影響（腐食）に対しては、塗装等によって腐食により機能が損なわれない設計とすることを確認しています。また、金属腐食研究の結果により、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないと評価していることを確認しています。</li> <li>➤ 以下のとおり確認しています。             <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 降下火砕物の密度（湿潤密度）は <math>1.5\text{g/cm}^2</math>、荷重は <math>7.355\text{N/m}^2</math>、雪の荷重は <math>210\text{N/m}^2</math> とし、降下火砕物と雪が堆積している条件で各建屋等の健全性を評価していること。</li> </ol> </li> </ul>

### 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
<p>2. 閉塞：降下火砕物の粒径</p> <p>3. 摩耗：降下火砕物の硬度（火山灰に含まれる粒子の硬度）水中での挙動，空中での挙動</p> <p>4. 腐食：降下火砕物が含む腐食成分（塩素イオン，フッ素イオン，硫化物イオン等）の影響</p> <p>➤ 「非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタの閉塞について」で、「非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタが閉塞するまでの時間を，米国セントヘレンズ火山噴火の濃度値 (33, 400/m<sup>3</sup>) を用いて試算した。」としているだけである。すでに規制委員会において過</p>	<p>2. 降下火砕物の粒径については、文献調査及び地質調査の結果を踏まえ、8mm 以下と設定して評価した結果、閉塞は生じないとしていること。</p> <p>3. 降下火砕物の硬度については、火山ガラス片は砂よりもろく硬度が低く、主要な鉱物結晶片の硬度についても砂と同等又はそれ以下であるとしていること。 水中での挙動については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さく、定期的な点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗に対して施設の安全機能を損なわない設計とすること。 空中での挙動については、降下火砕物が外気取入口から侵入することによる機械的影響（摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とするとともに、バグフィルタの設置等により、摩耗に対して施設の安全機能が損なわれない設計とすること。</p> <p>4. 降下火砕物に含まれる腐食成分については、硫酸等を含む腐食性のガスが付着しているとして、影響評価を行い、化学的影響（腐食）に対して、塗装等によって腐食により機能が損なわれない設計とすること及び金属腐食研究の結果より直ちに金属腐食を生じさせることはないこと。</p> <p>➤ 申請者は、気中降下火砕物濃度の影響評価について、火山影響評価ガイドに基づき、降下火砕物の最大層厚、総降灰量等より気中降下火砕物濃度を算出していること及びその気中降下火砕物濃度に対して着脱式フィルタの運用により対応する方針を示して</p>

### 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
<p>小評価であるとされたセントヘレンズ火山噴火の濃度値を用いての試算は何ら意味がない。本件において設定した気中降下火砕物濃度 3.5g/m<sup>3</sup> で試算した資料を提出させ、審査をやり直すよう強く求める。</p>	<p>います。今後、保安規定変更に係る審査において、算出した気中降下火砕物濃度の妥当性及び具体的な着脱式フィルタの運用方法、体制等を確認することとしており、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します。</p>
<p>➤ 規制委員会の2017年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た。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るべき。設置変更許可審査で行わないのであれば、フィルタの詳細設計に関わることとして工事計画認可の審査で行うべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 火山灰に対して、想定をした濃度の影響で十分な検討、評価をせずに設置許可審査をおこなうことは許されません。非常用ディーゼル発電機の設置場所を屋内にするべきですし、火山灰に対応できるフィルタを設置するべきです。</p>	<p>➤ 同上            なお、非常用ディーゼル発電機は、屋内に設置されており、外気の取り入れに伴う降下火砕物の侵入を防止する対策として、フィルタの設置により施設の安全機能が損なわれないようにする設計するとともに、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替又は清掃が可能な設計とすることを確認しています。</p>
<p>➤ 発電機のフィルタについては、気中濃度を3.5g/立方mと設定して評価したとある。しかしこれは、設計層厚50cmの降灰における濃度としては過少と思われる。</p>	<p>➤ 申請者は、原子力発電所の火山影響評価ガイドに基づき、降下火砕物の最大層厚(50cm)、総降灰量等より気中濃度を3.5g/m<sup>3</sup>と算出していることを示しています。今後、保安規定変更に係る審査において、算出した気中降下火砕物濃度の妥当性等を確認します。</p>
<p>➤ 火山噴火の影響に関して降下火砕物・火山灰は、赤城山噴火の実</p>	<p>➤ 非常用ディーゼル発電機については、外気の取り入れに伴う降下</p>

### 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
<p>績から 50 センチメートルを想定しているが、この莫大な火山灰降下において非常用ディーゼル発電機のフィルタ目詰まり対策が、具体的な問題となるところ抽象的な対策の準備が記述されるのみとなっている。工事計画認可で審査されるのかもしれないが、現実的にこの短時間でのフィルタ交換の実施、非常用発電機の運転継続の困難性に対する保証は示されていない。</p> <p>➤ 「降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設（外気を取り入れた屋内の空気を取り込む機構を有する施設を含む。）については、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とすることとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計している。また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。」としているが、大量の降下火砕物が非常用ディーゼル発電機の空気取り入れ口のフィルタを目詰まりさせてしまった場合に、フィルタを「取替え又は清掃が可能とする設計」とすることでは、事故対応</p>	<p>火砕物の侵入による、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とし、フィルタの設置により施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能な設計とすることを確認しています。</p> <p>また、申請者は、気中降下火砕物濃度の影響評価については、火山影響評価ガイドに基づき、降下火砕物の最大層厚、総降灰量等より気中降下火砕物濃度を算出していること及び着脱式フィルタの概略を示しています。今後、保安規定変更に係る審査において、算出された気中降下火砕物濃度の妥当性及び具体的な着脱式フィルタの運用方法、体制等を確認することとしており、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します。</p> <p>➤ 同上</p>

### 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
<p>として不十分であり、不適切である。</p>	
<p>➤ 赤城火山の降灰想定は50cmであり、その場合に人も車両も構内を移動できないが、軽油貯蔵タンクからどのようにして非常用ディーゼル発電機に給油すると確認したのか。</p>	<p>➤ 除灰については、降下火砕物が堆積する状況となった場合における対応を確認しており、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>また、軽油貯蔵タンクから非常用ディーゼル発電機への給油は、常設の配管及び非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプを使用して給油する方針であることを確認しています。</p>
<p>➤ 火山対策が不十分で安全性が確保されていない。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則においては、想定される火山事象が発生した場合においても施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求しています。審査においては、火山事象の影響評価により発電所に影響を及ぼす可能性のあるものとして降下火砕物が抽出され、降下火砕物によって施設の安全機能が損なわれないようにするとした設計方針が設置許可基準規則に適合していることを確認しています。</p>
<p>➤ 火山灰の影響について、適切に対応策が講じられているか、今回の「審査書」では読み取れない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 赤城山とか富士山とかが噴火したら、責任もって噴火山を宥めてくれるのか？降灰は原発に及ばなくできるのか？</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ そのような大量降灰のもとでは、一切の事故対応、避難が不可能</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
に近い。	

### 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
<p>➤ P87 近隣の産業施設の火災の爆発について、東京ガスの23万キロリットルのガスタンクでしょうか？世界一の容量のガスタンク2基が約2キロメートルにあるところで、古い型の被災原発を再稼働させるのはリスクが高すぎます。</p> <p>➤ P88 で「規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔を確保することで、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した」あります。しかし、「算出された危険距離及び危険限界距離等」についてどのように確認したのか明確に示されていない。</p>	<p>➤ 近隣の爆風影響を及ぼす可能性のある高圧ガス貯蔵施設として高圧ガス貯蔵施設（東京ガス株式会社が所有する日立LNG基地のLNGタンク及びLPGタンク）を抽出しています。当該施設の容量は、それぞれ97704トン及び31000トンです。当該施設を含め近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔を確保することで、安全施設の安全機能が損なわれないようにすることを確認しています。</p> <p>➤ 申請者による近隣の産業施設（発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶を含む。以下「近隣の産業施設等」という。）の火災・爆発の発生の想定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、地図等を用いて近隣の産業施設等が抽出された上で、その施設における危険物等の火災やガス爆発の発生が想定され、近隣の産業施設等の火災・爆発による危険距離及び危険限界距離が算出されていることを確認しています。算出された危険限界距離等の審査資料は、ホームページで公開しています。</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 外部事象のうち、人為現象の抽出においてミサイル、核弾頭襲来が想定されていない。備えを義務付けるべき。</li> <li>➤ 89 ページ①において、「一方、対象となる飛行範囲における落下事例がない航空機のうち、全国における落下事例がある基地—訓練空域間往復時の自衛隊機」について航空機落下確率を算定しているが、米軍機についても自衛隊機の場合と同様に検証すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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、必要な対策が講じられることになっています。</li> <li>➤ 東海第二発電所の周辺にある百里基地については、自衛隊機の基地であり、米軍機は使用しないことから基地—訓練空域間の飛行を行う対象も自衛隊機を対象としています。</li> </ul>

### III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ その他の自然現象について、近年の異常気象では、過去の観測データの最大最小値を塗り替える記録がいくらかでも観測されている。安全を考慮して各事象について、過去の観測データを上回る設定を行うべきである。</li> <li>➤ 6/27 の資料、6 条（外事）-添付-17 において、「事象の進展が緩やかである事象（積雪及び火山）については～対処可能である」との記載があるが、積雪や火山の事象の進展が緩やかと判断した理由を示すこと。除雪や火山灰除去には多大な労力と時間が必要となる可能性が高い。また外部からの支援も困難となる。このような事象に対して、適切な評価を行い、技術的に評価した結果を</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとする旨規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。</li> <li>➤ 積雪は、気象情報によって予測可能であること、降灰は、火山噴火後に発生するため、事前に予測可能であることから、地震等とは異なり、除雪や除灰の準備や実施には時間的余裕が確保されており、安全機能への影響のないような対処が可能であることを確認しています。降雪や降下火砕物が確認された場合の対処については、設計基準対処施設等への堆積物の除去等に必要な資機材を</li> </ul>



### III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>示すこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 世界的にも地球温暖化による気象の異常による超大型台風や集中豪雨による高波や水の被害が予想されます。</li> <li>➤ 浸水の恐れがある。近年の記録的豪雨に耐えられるか。</li> <li>➤ 集中豪雨の際、敷地内が水浸しになるおそれもある。</li> <li>➤ 集中豪雨で東海第二で浸水がないと誰も言えない。</li> <li>➤ 今回の西日本豪雨災害は気象上の特異性はあったものの、災害の深刻さを予見できなかった点において、福島過酷事故と同様です。専門家の緻密な論理を積み上げても制御不能な大自然の猛威を謙虚に受け止めてください。</li> <li>➤ 火山の噴火や地震。想定外の天候も計り知れない。今夏の西日本のような水害が起こった時の対策はきちんとできているのか？</li> </ul>	<p>確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。また、7日間は外部支援なしで対応が維持できることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可基準規則において、設計上想定する自然現象は、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものとする旨規定しており、過去の国内における記録等のみに基づくことなく、当該自然現象の特性を踏まえた評価が行われていることを確認しています。降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内排水設備等を設計する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ゲリラ豪雨が起ってしまったら、敷地内に水でいっぱいになります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 集中豪雨の際、敷地内が水びたしになる恐れもある。このような場所に立地するべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 集中豪雨の際、敷地内が水浸しになるおそれがあり、建屋内に流入するリスクも高まる。このような場所に立地すべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 山側からの大洪水対策の審査（想定）が抜けている。原子炉建屋は水没するであろうし、非常用電源車、非常用給水車も押し流されて漂流物と化す。防潮壁の排水の想定不足である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 洪水については、発電所の敷地及びその周辺の地形状況から、設計上考慮する必要がないとしていることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 漂流物想定にも関わるが、山側からの大洪水対策が抜け落ちている。山側からの大洪水により防潮壁の高さ分 17m に原子炉建屋は水没するであろうし、山側に配置された非常用電源車、非常用給水車も押し流されて漂流物と化すであろう。防潮壁の排水の想定不足である。従って、日本列島での気象状況の最新の変化に対応した想定である山側からの大洪水対策の審査（想定）が抜けている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 洪水を考慮していないということだが、線状降水帯などによる集中豪雨によって引き起こされる内水氾濫（溢水）に対応できるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 また、降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内排水設備等を設計する方針であることを確認してい</li> </ul>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 91 ページその他自然現象に対する設計方針 隕石の衝突、などについての対策が考えられていない。</p>	<p>ます。</p> <p>➤ その発生確率が十分小さい事象については、これを想定した対策を要求していません。しかしながら、そのような事象に対しても、影響が大きいと考えられるものに対しては、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）が発生した場合における体制の整備を要求しており、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めています。</p>

III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査案 93 ページ、船舶の衝突については、大型船舶を考慮せずに必要な対策が講じられているとすることは不適切と考える。</p> <p>➤ 人為ミス、テロなどにより燃料プールの冷却水が止まったり、漏れたりした場合に、最悪核反応に至る事も考えられ、高密度化により反応速度を速めるリスクがあります。</p>	<p>➤ 審査においては、大型船舶等の一般航路は離隔距離が確保されており、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも敷地前面の防波堤等に衝突して止まることから取水性に影響はなく、施設の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。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第七条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）の規定に基づき、サイバーテロ対策を含む、発電用原子炉施設への人の不法な侵入や妨害破壊行為への対策を求めるとともに、第十条（誤操作の防止）の規定に基づき、運転員の人為ミスの防止について対策を求めており、申請者は当該規定に適合する設計を行っていることを確認しています。</p>

III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 93 ページその他人為事象による設計方針 人工衛星落下、ミサイル等による攻撃などに対する対策が考えられていない。</p>	<p>また、使用済燃料プールの重大事故等時の冷却については、使用済燃料への代替注水、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールからの除熱等の対策を整備する方針であることを確認しています。また、使用済燃料プールにおいて燃料は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵され、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることを確認しています。</p> <p>さらに、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）が発生した場合における体制の整備、消火活動の実施、使用済燃料プールの水位を確保する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も確認しています。</p> <p>➤ その発生確率が十分小さい事象については、これを想定し対策を実施することを要求していません。しかしながら、そのような事象に対しても、その影響が大きいと考えられるものに対しては、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）が発生した場合における体制の整備を要求しており、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めています。</p> <p>なお、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、必要な対策が講じられることとなります。</p>

### III-4.3 自然現象の組合せ（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査案 94 ページ、地震と津波が連続して発生しても安全機能が損なわれない対策をとることを強く求める。</p> <p>➤ 6/27 の資料のうち、設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せについて(6条(外事)-添付-14)において、(2) 荷重の性質として、以下の記載がある。「地震、積雪、津波、火山の影響、風(台風)及び竜巻による荷重のうち、地震、津波、火山の影響及び竜巻による設計基準規模事象の荷重は、発生頻度が低い偶発的荷重であり、発生すると荷重が比較的大きいことから、設計用の主荷重として扱う。これらの主荷重に対し、積雪及び風(台風)については、発生頻度が主荷重と比べ高い変動的荷重であり、荷重は主荷重に比べ小さいことから、従荷重として扱う。」このように自然現象で発生する荷重に対して、頻度や荷重の大きさのみで判断し、主荷重、従荷重として扱い、組み合わせる考え方が技術的に根拠があり、妥当であることを示してほしい。例えば、地震と火山では動荷重、静荷重といった荷重が与える影響が異なるこ</p>	<p>➤ 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た自然現象の組合せによる影響に対して、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。</p> <p>地震と津波の組合せについては、基準地震動の震源と基準津波の震源は異なることから独立事象として扱うことが可能であり、かつ、各々の発生頻度が十分小さく同時に発生することは極めて低いこと及び基準地震動の震源からの本震と当該本震に伴う津波は、伝搬速度が異なり同時に敷地に到達はすることがないことから、組合せを考慮する必要はないと判断していることを確認しています。地震に伴う津波と余震については同時に敷地に到達することを想定し、組合せを考慮する方針を確認しています。</p> <p>➤ 申請者は、抽出した施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に地震及び津波を加えたものから、発電所の敷地では発生しないと評価した洪水及び津波に包含される高潮を除いた事象について、自然現象ごとに影響モード(荷重、閉塞、温度等)を整理し、事象の特性(相関性、発生頻度等)を踏まえた上で、自然現象の組合せについて網羅的に検討していることを確認しています。</p> <p>主荷重と従荷重については、発生頻度及び荷重の大きさの観点から自然現象の組合せを検討し、主荷重と従荷重の組合せだけではなく、主荷重同士の組合せの必要性も含めて検討していることを確認しています。地震と火山の組合せについては、基準地震動の震源と火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、各々の発生頻度が十分小さいことから、組合せを考慮する必要はないと判断していることを確認しています。</p>

### III-4.3 自然現象の組合せ（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>とに対して、このような扱いをすることが妥当であるとは思えない。</p> <p>➤ 7月28日には小田原市の国道135号線に高波が襲い、パトカーを含む車15台が取り残されるなど台風の高波が予想を超えている。まだ記憶に新しいはずである。なぜこういった高波が襲ったのか、それぞれの報道機関が解説をしていたので国民はよく理解できた。①大潮+②満潮+③高潮+④台風による波の吸い込み。高波の条件が4つも重なったのである。「これまでの経験が役に立たないほどの豪雨」と何度報道されたことか。最新の気象条件を加味していない考察は、妥当だとは言えない。</p>	<p>➤ 大潮及び満潮は、朔望平均満潮位として整理しています。また、高潮及び台風については、高潮が、台風や発達した低気圧が海岸部を通過する際に生じる海面の高まりであるため高潮として整理しています。このため、御指摘の「高波の条件」としては、朔望平均満潮位と高潮が該当すると考えますが、いずれも津波の評価の中で考慮されていることを確認しています。具体的には、朔望平均満潮位を含む潮位については、1971年～2010年までの茨城港日立港区の観測データ（※）を設計又は評価に用いる入力津波水位に考慮していること、また、高潮については、防潮堤を含む外郭防護の裕度評価において、茨城港日立港区の潮位観測記録（年最高潮位記録）及び高潮の発生状況に基づき高潮のハザードの評価を行い、再現期間100年の高潮を算定した上でその影響を考慮していることを確認しています。したがって、朔望平均満潮位を考慮した入力津波17.9m（敷地前面東側）に対して、さらに高潮等を考慮した防潮堤高さを20m（敷地全面）とする設計方針を確認していることから御指摘の高波の条件の重畳は考慮されています。</p> <p>※2011年以降の潮位データは、公表されていないため、2006年～2010年及び2012年～2016年の銚子漁港及び小名浜観測データから2010年以前の茨城港日立港区の潮位データを津波評価で使用することを妥当と判断しています。</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 作業員であれば原子炉内に、プラスチック爆弾など、金属探知機で確認できない物を持ち込むことが可能だったと元オウム信者が証言しています。かなり警備は甘かったとの証言もあります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 悪意有る人が正規の手続きで中に入り破壊活動を行う等の不法行為を行う可能性も十分に有るため、第7条の適合のみならず、作業員雇用段階での審査や内部での破壊活動対策等は、必要な追加審査対象として審査すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ドローンによる爆発物の持込み、毒ガスの散布（特に制御室吸気口付近での散布）を防止する方法を検討、明記すべき。また水中ドローンによる爆発物持込みは、活動場所が水中である、現状では有線タイプが殆どである等、制限も有るものの空中用に比べ積載重量が格段に大きく、大型の爆発物が持込まれる可能性が有り、これも確実に防止できる方法を検討、明記すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 情報システムの外部からのアクセス遮断だけでは、悪意有る人の現場での不正アクセスが防げるとは言えません。現場での不正アクセス対策の追加が必要と考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 十分なサイバーテロ対策がとられているかについては、プロのセキュリティ専門家（集団）に確認してもらう必要があるのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ サイバーテロの外部遮断設計とあるが完璧に機能する設計などありえない。どのような審査過程で実証したのか明らかにしてほ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

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
しい。	



### 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
<p>➤ 難燃シートを巻いても、非難燃ケーブルでは他のケーブルへの延焼が起こり、難燃ケーブルに変えたと同等の効果が100%得られる保証はない。実験などで効果があるとしても、緊急時には想定しえない事も発生する。防火シートをすることで難燃ケーブルと同等の効果があると認めるべきではない。</p>	<p>➤ 新規制基準においては、原則として、安全機能を有したケーブルは難燃ケーブルを使用する旨規定されています。一方で、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的な根拠が示されれば当該規則に適合するものと判断する旨も規定されています。申請者は、非難燃ケーブルに対しては、難燃ケーブルに取り替えることその他、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シート等で覆う複合体を形成するといった対策を講じることにより難燃ケーブルと同等の保安水準を確保するとしています。複合体については、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保するとして設計目標を定めて、複合体が内部の非難燃ケーブル及びケーブルトレイへ与える化学的影響、複合体内部の熱の蓄積による非難燃ケーブルへの熱的影響を抽出し、非難燃性ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性が損なわれないこと、施工時に想定される防火シートのずれ、隙間及び傷も考慮した実証試験により成立性を確認するとして設計方針を示しており、当該方針に対する技術的妥当性や成立性について確認しています。また、複合体から安全機能を有する機器等に接続する非難燃ケーブル及び放射線モニタケーブルは、それ単体では延焼を確実に防止できないものの、電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給を防止するため、両端を難燃性の耐熱シール材で処理する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されていることを確認しています。</p> <p>また、複合体に使用する防火シートについては建築基準法で定められた不燃材を使用する方針を示しており、防火設備に求められる遮炎性及び環境に応じた耐久性については、発熱性試験、遮炎性試験、耐久性試験（熱・放射線劣化試験（40年相当）含む）、</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルルートが狭くて交換しにくい、交換のために建物の強度を損なうという理由で、ケーブルは30%程度しか新しいものに交換されない。</li> <li>➤ ケーブルの取り替えは想定されていたはずであり、取り替えないのは不自然、複合体は危険が大きい。</li> <li>➤ 万一発火のときは「防火シート、複合体で対応できるから、では危険因子が大きい。</li> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法は新規制基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れており、認めるべきではない。</li> <li>➤ 難燃ケーブルの100%化ができない状況での再稼働は火災が起こ</li> </ul>	<p>加振試験等を実施し、その性能が確保されることを確認しています。</p> <p>設置変更許可に係る審査においては、複合体の設計目標を含め基本的な設計方針を確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において、上記実証試験の結果を含めた確認を行うとともに、工事実施後、使用前検査において、工事計画に従って工事が行われていること等を確認します。また、複合体内部の感知器及び消火設備を含む火災防護設備については、保全計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行うとしていることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>る危険性があり、これにより制御不能になる。</p>	
<p>➤ 新基準でケーブルの難燃性が義務づけられているが、東海第二原発はほとんどの部分を防火シートで巻いて対応するとなっており、原則に反するのではないか。これを容認することは規制委員会の誤りである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃ケーブルの使用に、安易な例外を認めるべきでない。あくまで、難燃ケーブルの使用を求めるべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートをまく方法は、難燃性ケーブル使用の原則から大きく逸脱している。このような例外措置を認めると緊急時に予測できない事象が発生する可能性がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 非難燃ケーブルを防火難燃シートで被うということですが、古い非難燃コードの内側で火花が出る事はないのでしょうか。そして、その場合を想定した対策はあるのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 古い非難燃性ケーブルに防火シートを巻きつけて 40 年越え運転された原発は実例が無く、安全性の程度が不明。「規制基準を満たしている」との主張や認定は、書類上のことだけで、実証性がない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 燃えるケーブルを取り換えることも出来ない。本気なら買い換えた方が安い。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃性ケーブルでなくても容認することとしており、明らかに新規制基準による、安全性の原則を満たしていないものと考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブルへのへの交換もごく一部にとどまり、全くの未対策ケーブルは半分近くになる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃性ケーブルが使われていることも問題です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの難燃化について、総てでなく一部で可というのは甘い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複合体による形成により、ケーブルを流れる電線の圧力、放射熱による温度上昇の可能性、が考慮されていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発本体や復元機等をつなぐケーブルの全容、機器、内部のケーブルはどう処理されているのか。機器からでるケーブルにおける隙間から、火災が発生する恐れがないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃ケーブルを防火シートで覆うことによって何らかの負荷が生じないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全長約1,400kmのケーブルすべてを難燃に改装していないものを許可することは出来ない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブル難燃化対策が一貫していない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルは火災防護基準で「難燃ケーブル」への置き換えを求められている。火災防護基準には厳格に従い、これに応えることができない原発には合格を認めるべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では燃えるケーブルは使用できない。ところが、東海第二原発は、燃えるケーブルのまま、シートでカバーすることで、20年の延長を認める。新基準違反である。出来ないなら廃炉が、新規制基準による判断となるはずだ。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ なぜ規制委員会は、福島原発事故を受けて改定された火災防護基準に規定している事項に反しているやり方を認めるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの防火対策は不完全。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 100ページ、「規制委員会は、申請者によるこれらの設計方針が、火災防護基準に規定している事項と同一ではないものの、～十分な保安水準が確保されることを確認した。」について、「火災防護基準」を緩めることはありえない。原子力規制委員会の審査の重度な落ち度が認められる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非可燃性ケーブルを使用すると決まったはずだ。それを東海第二は燃えるケーブルのまま、防火シートを巻く事で、認めようとしている。なんと杜撰な判断なのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃性ケーブルの交換率が15%だとか、ケーブルによる延焼によ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>って、原発が火災を起こしたら、使用済み核燃料、核廃棄物が複合災害を招くのは明らかです。</p>	
<p>➤ 可燃性ケーブルに難燃性テープを巻きつけて対策。これは地震の時剥がれたりしないか？大丈夫か疑問。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートは内部で蒸し焼きになる危険性が高く、火災による損傷の防止にならない。新規制基準通りすべてのケーブルを難燃性に交換すべきであり、それができないなら原子炉設置変更を許可すべきでない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 非難燃性ケーブルを全面的に難燃性ケーブルに交換しないとしている。基準に鑑み、申請者の行為は明確な違反であり、これを許容することは許さるべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ p 98の対策として不十分。防火シートでは対策となっていない。・消火が極めて困難・この対策は必須のはず。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 火災防護基準として規定されているはずの「難燃性ケーブル」を、東海第二発電所で使用されている「非難燃性ケーブル」に防火シートを巻くだけで認可することになるが、科学的安全性の確保を保証できないのではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 火災防護基準ではこれを難燃ケーブルに置き換えることを要求していますが、一部(全てのケーブルのうち14%)は難燃ケーブルでなければならない箇所でも、防火シートを巻くという対策で済</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>ませようとしていますし、巻かない箇所もあるそうですが、これも規制委員会が自らの規制基準を否定するものだと思います。</p>	
<p>➤ 「非難燃性ケーブル」に防火シートを太鼓巻きにする方法を認めていますが、新規制基準に規定された「難燃性ケーブル」の原則から外れています。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃度（性）を計るモノサシあるいは指標を設計目標と実証実験値を対比して、各々、現状非難燃ケーブル、難燃ケーブル、非難燃ケーブル複合体のデータで見ないと確信のための説得性が無いと思います。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 電線ケーブル全てが防火対策ケーブルではない。防火シートは対策にならない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 交換が困難な可燃性ケーブルは「防火シートで太鼓巻き」にすれば「難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性を確保できる」と称し、何等の具体的根拠も示すことはされぬまま断定されています。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 致命的な欠陥のある可燃性ケーブルの対策が何一つなされていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 新規制基準で難燃性ケーブル使用とされている基準を、原子力規制委員会は、代用としてこの審査で、非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法を認めている。この様な防火に対して不安のある</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>方法を、例外として認めることにより、予想できない危険な事例が発生する可能性がある。</p>	
<p>➤ 全てのケーブルを難燃性に変えなければならないのではないのでしょうか？</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二では、取り換えられない場所が有り、そこは防火シートを巻くことで認めた。これは、新規制基準を無視した、ルール違反だ。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「難燃ケーブル」要求に「防火ケーブル」を巻いたものを使う所や、対策なしのままのところがあるのでアウト。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第2原発はケーブルが「非難燃ケーブル」、新基準では「難燃ケーブル」に変えなければならないが、現在のケーブルの上から「防火シート」を巻くだけ。こんな安易な対策で安全を確保することができるのか、素人が考えてもあまりにも杜撰な対策。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃性ケーブルを使用する原則から外れ防火シートを巻くと、トラブルが起きた時に、そこからトラブルが悪化する危険性がある。このような原則から外れることは認めるべきでない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 全てが防火対策ケーブルでない、防火シートを用いても、内部で蒸し焼きになる可能性がある、交換できないケーブルには被覆の損傷の可能性はある。</p>	<p>➤ 同上</p>



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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートを巻く方法は難燃性ケーブルの原則から外れている。例外を認めると予測外の事態が発生する可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃ケーブルを「防火シート」で巻く代替手段を認めることは、ダブルスタンダードで基準を運用することになる。あくまで火災防護基準に従って難燃性ケーブルに交換できる計画を提出させ、その実効可能性を審査し、可能であれば審査基準適合とすべきであり、防火シートで合格にすべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルを交換できない部位に防火シートを巻くという案自体も果たして実行可能な計画であるのか再度精査すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火災防護基準に照らすなら非難燃性ケーブルをすべて難燃性ケーブルに交換しなければならないが、東海第二原発のすべてのケーブルを難燃性ケーブルに交換することは不可能であるため、規制基準の水準に到達していない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「燃えるケーブルに防火シートを巻く」のはいかにも危ない、燃えるに違いない。ケーブルが燃えれば、停電になります。原発の致命傷です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートを巻く代替措置は、熱の放出が妨げられ絶縁物の劣化が早まる、防火シートを巻く作業の際にストレスを与える可能性がある、防火シートで重くなりケーブルトレイの耐久性が問題となる、等々、難燃性ケーブルに取り替えず、代替措置による安全性が保証できない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法は、難燃性ケーブルの原則から外れており、例外措置を認めると緊急時に予測できない事象が発生する可能性があるため認めるべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、可燃性ケーブルは使わないと定められている。この原則を外すと、緊急時、事故の再発防止は困難になる可能性が大きい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全長1400kmのケーブル全体を難燃ケーブルに変えることなどできない。防火シートを巻くということですが、全部できるのですか？更にいえば、防火シートで安全なのでしょうか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートの実証試験は、あらゆる場面を想定して行うのには限界がある。何よりもこれから試験を行うわけで、その検証も含めて不透明感が強い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法でも難燃性ケーブルと同等もしくはそれ以上の安全性が確保できるのであれば、火災防護基準に於いて防火シートの使用の対応も規定に加えて然るべきであるが、そうっていない。防火シートによる対策を認めてはいけない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一部に非難燃性ケーブル使用など、老朽施設ゆえの対応策は不十分であり不安がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

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
➤ 複合体を難燃ケーブルの代替として使用するのは安全上問題がある。	➤ 同上
➤ ケーブルの防火対策は不十分。まずは、実証実験を行うのが大原則。	➤ 同上
➤ 安全性の面で問題が多々指摘されている。（ケーブルの防火対策）	➤ 同上
➤ 設計・設計目標（防火シート等）・実証試験という前提の下、非難燃ケーブルを使用するという申請は新規性基準に規定された「難燃ケーブルを使用」という原則から外れている。原則を外して認可することは、大きな災害を招く原因となり得ることから、原則を外した非難燃ケーブルを使用するという申請は認めるべきではない。	➤ 同上
➤ 火災発生防止の設計方針が、火災防護基準に規定している事項に沿っていないため認めるべきでない。	➤ 同上
➤ すべてのケーブルを難燃ケーブルに交換できないのであれば、合格させるべきではない。	➤ 同上
➤ 非難燃性ケーブルも防火シートで巻けば難燃性ケーブルと同じレベルの安全性を確保できるとしている。このような甘い評価を原発のような危険な施設で行ってはいけない。	➤ 同上
➤ 全長 1400km にも及ぶケーブルの難燃化対策が極めて不十分であ	➤ 同上

### 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
り、火災防護基準に従っていない。	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複合体から安全機能を有する機器等に接続する非難燃ケーブル及び放射線モニタケーブルは、これだけでは安全性の確保は不十分であり、難燃ケーブルに交換すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻くという例外措置を認めている。これは明白な規制基準違反。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 安全面ではケーブルの防火対策の疑問。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火災防護基準は原発のケーブル類を「難燃性ケーブル」にすることを要求しているが、老朽原発である東海第二原発では「非難燃性ケーブル」が多く使われている。これを全て難燃性のものに交換することは原発を解体しない限り不可能である。よって安全性を重視すれば老朽原発の再稼働はできないというのが筋である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 施設内の電気ケーブルは難燃性のものが使われておりません。審査ではケーブルを交換せずに防火塗料や防火シートで被うことで適合としましたが、ケーブルを交換しないで延焼が防げるのでしょうか。高温になった時に溶ける危険性があります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃性ケーブルを認めている。防火シートを巻くだけで他は対策なしそのまま可燃性ケーブルの状態を認めている。それでは認められない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 電源ケーブルの防火対策が間に合せに過ぎずまったく不十分です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制基準においては本来は不燃ケーブルに変更することとされているが「非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性を確保するための措置を講じた設計とし、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した上で使用する。」など曖昧で検証不能な定義で、とても基準とはいえない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火災防護基準ではこれを難燃性のものに取り替えることを要求しているが、原電では、難燃性ケーブルではなく、非難燃ケーブルに不燃材の「防火シート」で覆って結束ベルトなどで固定するとした。ケーブル自体を難燃性のものに取替るほうが防火のためには効果的であり、これは、「最高水準」の対策ではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブルも使用していない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの防火対策対策そのものが不十分と言えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃性ケーブルの原則からは、はずれる非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法で審査を通過するのは、無理がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートでケーブルラックごと被覆するという工法を容認しているが、これでは例外の上に更に例外を重ねるという結果になってしまっている。新基準にある難燃ケーブルへの交換が必要で</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
ある。	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設計も古く例えば難燃ケーブルを（非難燃ケーブル）でないものも使われている（今後取り替えたり対策をとるが不十分）などの問題があります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法を認めた。これは、新規制基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れている。防火シートは対策として不十分である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準は難燃性ケーブルが義務付けられているが、原子力規制委員会は非難燃性ケーブルに防火シートを巻く案を了承した。この判断は、重要な原則を逸脱している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃性ケーブルの問題は納得できる内容ではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートを巻く処置は、非難燃ケーブルに取り替えるのと同程度あるいはそれ以上の安全対策になるという保証はない。認めることはできない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻くことを認めている。火災防護基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制基準では、安全性を追求するために、難燃性ケーブルを使うことが求められているにもかかわらず、このような例外を認めることは、緊急時に予測できない事態が起きる可能性を否定でき</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
ず、認めるべきではない。	
➤ 防火シートで巻く対策では、火災防護基準に厳格に従うべき。	➤ 同上
➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻くという日本原子力発電案を、原子力規制委員会は基準を無視し、基準を下げた代替策を認めるべきではない。	➤ 同上
➤ 火災の際は交換できない非難燃性ケーブルが導火線となり、広範囲の火災に拡大するのではないか。	➤ 同上
➤ 難燃ケーブルへの交換が完了していない。	➤ 同上
➤ 難燃ケーブル（燃えにくいケーブル）でないものも使われている（今後取り替えたり対策をとるが不十分）などの問題があります。	➤ 同上
➤ 電源ケーブルの防火対策は不十分。すべてが防火対策ケーブルではないため、対策はできていない。	➤ 同上
➤ 安全な難燃性ケーブルに交換できない状況で審査に合格を認めるべきではないと思います。	➤ 同上
➤ 非難燃ケーブルを使用していたため、難燃ケーブルへの交換が必須。	➤ 同上

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃ケーブルはすべて難燃ケーブルに交換するべきだと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れています。自分たち自身が原子力の安全のために規定した、難燃性ケーブルの例外的な措置を認めることはおかしいと考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第2原発はすべてのケーブルを耐火ケーブルに取り替えるべきである。それができないなら廃炉にするべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案 p 99~100、本来ならすべて交換する必要がある非難燃ケーブルについて、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、結束ベルト及びシート押さえ器具により固定することにより複合体を形成する方針を示し、これを審査では実証抜きで了承した。しかもこの工法の有効性を確かめる実証試験は工事計画認可の審査に先送りしている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く措置を認めているが、それで十分な防火対策になるとは考えられない。このような例外措置を認めると、緊急時に予測できない事故が発生する危険性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法は、新規制基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れている。例外措置を認めると緊急時に予測できない事象が発生する可能性があるため、認めるべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「火災防護基準に規定している事項と同一ではないものの」と斟酌するのは「基準はあってなきが如し」と同じことであり、こちらにも容認できない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準で不可とされた可燃性ケーブルを使っているため、そもそも東海第二原発は、再稼働審査を要請する要件を欠いています。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 施工可能な所だけ難燃性シートで覆っても（見た目が誤魔化せるだけで）安全確保は不可能です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 古いケーブルに防火シートを巻く対策だけで、新基準に合格という例外措置は認めるべきではありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃性ケーブルのまま稼働を許すとかどういうことですか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃性ケーブルの原則から外れてはいませんか？このような、例外措置を認めると、緊急時に予測できない事故が発生する可能性があります。認めるべきではありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ すべてのケーブルを「非難燃性」に交換することができない限り、東海第2原発は再稼働すべきではありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 代替措置としての「複合体化」（防火シートで被覆など）によって生じかねない逆効果について、全く検討されていないが、このよ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>うな逆効果について真剣な検討がなされたようには見受けられない。</p>	
<p>➤ ケーブルの不燃化措置が挙げられ、難燃ケーブルへの交換、不燃材の防火シートによる被覆が予定されていますが、全てのケーブルに現実的にその措置が取り得るのか疑わしい。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 古い東海第二原発は、「非難燃ケーブル」が使われている。火災防護基準はこれを「難燃ケーブル」に置き換えた。ところが原電は、難燃ケーブルでなければならない場所についても、非難燃ケーブルに「防火シート」を巻いたものを使用としている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原発の災害が万が一にも起こらないようにするためには、少なくとも非難燃ケーブルを全て難燃ケーブルに取り替える必要がある。非難燃ケーブル対策として複合体を容認する本件審査書案は撤回するよう強く求める。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートのような代替的な方法ではなく、火災防護基準に厳格に従うべきです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃ケーブルでないものも使われているなどの問題があるにもかかわらず、再稼働することなどできるわけではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルも難燃ケーブルに完全交換することができず、ケーブルを難燃材で覆うということですが、それでは、「難燃ケーブル仕様と同等の安全性」という安全基準を満たさないことになり、審査</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>には不適合であります。</p>	
<p>➤ 火災防護基準はこれを「難燃ケーブル」に置き換えることを要求しています。ところが原電は、難燃ケーブルでなければならない場所についても、非難燃ケーブルに「防火シート」を巻いたものを使うとしています。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「難燃性ケーブル」に変えることすらしめない東海第二原発の運転延長はすべきではありません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 設計も古く例えば難燃ケーブルでないものも使われているなどの問題がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 事業者の提案するケーブルをまとめるなどの手段は、まだ実証実験が終わっていないものです。防火シートは、対策としては不十分ではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃ケーブルの課題も十分にクリアーできているか不明確である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 非難燃ケーブルを使うことは違反行為である。それを認める規制委員会は間違っている。すべてを難燃ケーブルに換えられないのだから、合格とするのはおかしい。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃ケーブルに変えずに難燃性のカバーで覆うだけで良いのか。非難燃ケーブルから引火する事による影響はないのか。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、本来全てを難燃ケーブルに交換しなければならないはずである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルが「難燃ケーブル」となっていて防火対策が不十分です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ すべてのケーブルの交換が不可能だからと言って、この新しい対応のシートで包むというやり方が、難燃性ケーブルと同等のものとは素人が見てもいいとは思えません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準でも可燃性ケーブルはだめとされているそうですが、東海第2の可燃性ケーブルを全部難燃性ケーブルにすることは事実上不可能です。東海第2には再稼働適格はありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案 100 ページについて、原発内に敷設された非難燃性ケーブルを難燃性ケーブルへ取替することは事実上、困難であるため、苦肉の策として日本原電が考えた防火シートを巻いた複合体で同等の特性をえられるとした案を了承した内容になっています。これは新規制基準における難燃性ケーブル義務付けの原則から外れており、認めないようにすべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの問題もありますね。防火シートを巻くなどという初歩的な処置では事故に十分の対応ではありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃性ケーブルという致命的欠陥。（新規制基準で可燃性は×と定めたのに防火シートで巻くという安全性からの後退）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 例外措置を認めると、ブラウنزフェリー原発のような火災につながる可能性があり、原子炉の冷却が不能となり、周辺住民が生存を脅かされる事態を引き起こしかねないと考えます。認めるべきではないと考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会は、審査書案で非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法を認めていますが、これは、新規制基準に規定された難燃性ケーブルを使用する原則に外れています。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルはあらゆるところに配線されていることから、すべてを防火シートで覆うことは困難です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブルへの切り替えへの不適切な対応。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第2原発は可燃性ケーブルが使用されている。新規制基準では難燃性ケーブルが条件だったはず。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃えるケーブルに防火シートを巻くという、安易な方策で認可しました。いかにも危ない方策だと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火災防護基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルが燃えて使えなくなることで、重大な事故になりうる。難燃性ケーブルすら使われなかった当時の技術での原発を稼働</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>することは、新規制基準の方針から外れているので、例外措置を認めるべきではない。</p>	
<p>➤ 防火シートは、対策として不十分。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートを巻く事は根本的な対策とはならず、原則を全く無視した対応である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 高度な専門家達が新規性基準を作り、今後再稼働する原発は難燃性ケーブルでなければならないと義務づけました。ところが、今回の審査では、老朽原発である東海第二原発の非難燃性ケーブルに防火シートを巻いて使うという原電の案を了承しています。どうしてこのような食い違った判断を下すのか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防災防護基準に厳格に従うべきです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く処理を実質可としている。これはあきらかに新規制基準からの逸脱を意味する。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「非難燃性ケーブルに防火シートを巻く」ということ自体、新規制基準の中で述べている「他の層の対策に期待しない」という事項に反するのではないだろうか。なぜなら単一の難燃性ケーブルではなく、非難燃性ケーブル+防火シートという2つの補完関係にあるものに頼っているからである。緊急事態の際に2つのものが分離したり、経年変化で剥がれたることも考えなくてはならないのではないかと懸念される。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準に規定された難燃性ケーブルの原則から外れている。このような例外措置を認めると緊急時に予測できない事象が発生する可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃えるケーブルのままで、防火シートで巻くことで、合格する安易さが、信じられません。いかにも危険な感じですが。実験した結果でしょうか？本当に燃えませんでしたか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 火災防護基準に規定している事項と同一でないならば認めるべきではないのではないですか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの防火対策も十分でなく、今後必要な措置が取られるのかどうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 現行の基準に適合させるためには、これらのケーブルをすべて難燃ケーブルに交換しなければならないにもかかわらず、日本原電はこれを防火シートで巻くことによって対処するとしています。防火シートでは燃焼は防げたとしても、過熱によるケーブル機能の喪失を完全に防止できる保証はありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃ケーブルについて、不燃材の防火シートで覆う等の対策により使用を認めている。より安全性を確保する為の新基準の目的が損なわれるのでは。なぜ例外措置を認めるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 取り替え不可能な可燃性ケーブル。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準においては、ケーブルは難燃性ケーブルでなければならないとなっている。しかも原電は可能な部分のみ取り替えて残りはカバーで済ませるとし、規制委はそれで良しとしているようだが、一体何のための新規制なのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準に規定された難燃性ケーブルを使用するという規定に外れている。例外を認めている。難燃ケーブルを使用しなければならない原則を外している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 科学的実証根拠が担保されない防火シートを巻く（逆効果すら外した）処置を認めることは常識を超えていると判断する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃ケーブルが使われている古い原発を再稼働することはありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事故・災害はいつ起こるのか分からない。福島第一原発の時のように想定外は絶対許せない。万全を期し火災防護基準に厳格に従うべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 過熱による火災が発生した時はケーブルを通し火災が広がる心配もあります。火災防護基準に沿ってすべてのケーブルを難燃性ケーブルに変えるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全てのケーブルを完全に巻くことは不可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



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
➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法は難燃性ケーブルの原則から外れており認めてはいけません。	➤ 同上
➤ 火災防護基準は難燃性ケーブルを使用することを要求している。難燃ケーブルと指定されているにもかかわらず非難燃ケーブルであるのは、基準に適さないのではないかと。	➤ 同上
➤ 「非難燃ケーブルを不燃材の防火シートで覆い、結束ベルトで押さえ固定する」とあるが、非難燃ケーブルを束ねること、それをさらにシートで覆って放熱を妨げるのはかえって火災を招く不安があるのではないかと。	➤ 同上
➤ 原子力規制委員会検討中でも致命的な欠陥、可燃性ケーブルもまだまだ完全に交換できていないそうです。規制委員会はどこを向いてGOを出しているのか。	➤ 同上
➤ 審査書案 P99 の『非難燃ケーブル（燃えにくい）』の仕様を防火シートを巻けばよいとしたのは、規制委員会自身が規定した『稼働する原発は不燃ケーブル（燃ない）を仕様する事』と言う火災防護基準から完全に外れている。	➤ 同上
➤ 安定した実験室内で防火シートの有効性が実証されたとしても、防火シートによる安全性を認めるべきではない。	➤ 同上
➤ 全て難燃ケーブルに換えなくてはなりません。電気設備基準では燃えるケーブルは使ってはいけないし、やむをえない場合にして	➤ 同上

### 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
<p>も1本1本にシートを巻かなくてはいけない。ダクトごとでは、中に酸素は入ってしまい、なおさら重大火災を誘発する。</p>	
<p>➤ 「複合体に対する設計目標を定めて、その成立性を実証試験により確認するとしている。」ということは、まだ確認していないということか？</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 燃えるケーブルをそのままにする例外に更に防火シートを巻く例外を認めてはならない。可燃ケーブルに防火シートを巻く対策は認められない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 新規制基準では難燃性ケーブルの義務化がなされたはずですが。ところが原子力規制委員会は、原電の案の、非難燃性ケーブルに防火シートを巻くという案を了承した。ケーブルは全て取り替えるようにしてください。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃性ケーブルに交換できない非難燃性ケーブルには防火シートを巻くという、非科学的・非技術的な案で了承しています。原子力規制委員会は、原発を安全に運転するためには、難燃性ケーブルが必要であると結論を出して、新規制基準を策定したはずですが。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルの防火対策は万全ではありません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ すべてのケーブルを難燃ケーブルに交換できないのであれば、規制委員会は、原電の設計方針が火災防護基準に規定していないこ</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>とを認め、合格させるべきではありません。</p>	
<p>➤ 火災防護基準に適合しない非難燃ケーブルが多く使われている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 40年前に建設された東海第二原発に使用されている高圧ケーブルは、老朽化による火災の危険性が十分ある。難燃性に交換できない可燃性ケーブルに防火シートを巻くだけという対策を例外的に認めることは、新規制基準から外れている。認めるべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、結束ベルト及びシート押さえ器具により固定することにより複合体を形成する」としている。原発におけるケーブルのすべてを難燃ケーブルに交換することが困難であるための処置に過ぎず、ケーブルが発熱した際の変形や発火はしないという保障はされず、安全上に大きな問題がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二のケーブル 1400kmのうち、難燃ケーブル化するのは安全系 400kmのうちの52%であり全体の15%に過ぎず、防火シートを巻くと内部が蒸し焼きになり対策にならない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃性ケーブルに取り替えることができるのはわずか15パーセントでしかありません。ケーブルの専門家に言わせれば、ケーブルの寿命は30年。防火シートで覆うとか難燃性塗料を塗ったとしてもどこかでケーブルが破損し火災が発生すれば覆われたケーブルの束から火災原因のケーブルを特定するのは不可能と考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>➤ 非難燃ケーブル（審査書案 p.99）原電は、難燃ケーブルでなければならない場所についても、非難燃ケーブルに「防火シート」を巻いたものを使い、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保するという設計目標を定め、実証試験により所期の難燃性能が達成できることを確認するとしている。ここで問題となるのは、実証試験の結果、必要とされる性能が達成できなかった場合に、必要な火災防護基準をみだす保証がないことである。一度この審査で原電の方針を認めてしまった場合、実証試験の結果次第で原電の無謀な操業を食い止めることが担保できない。このようなデタラメな申請は却下すべきである。さらに、実証試験の結果を都合よく隠蔽・改竄することができないよう、実証試験は外部の第三者機関に委託して厳格に行う必要があるが、そのこともどこにも明記されていない。このままでは、原電は都合の悪い試験結果を隠蔽・改竄し放題であり、何ら実効性がない難燃化方針になっている。</p> <p>➤ 日本原電の試験内容はケーブルの一部分のみの耐性を確認した内容であり、実際に敷設された非難燃性ケーブルの長さに比べ短すぎます。また試験と同じように巻きつけることが敷地内全て可能なのか検証できたのでしょうか。それから結束ベルト及びシート押さえ器具の耐性について地震の揺れや海岸近くの施設であることも考慮された試験になっているのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>また、設置許可の審査においては、複合体の難燃性能について、複合体に係る自己消火性の試験、防火シートの発熱性試験、遮炎性試験、耐久性試験（熱・放射線劣化試験（40年相当）含む）、加震試験等の試験等を確認することにより、設計方針の成立性について確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において、上記の実証試験の詳細結果等について確認を行うとともに、使用前検査において、工事計画に従って工事が行われたこと等を確認していきます。</p> <p>➤ 御指摘の試験で使用したケーブルの長さについては、複合体の難燃性を示す自己消火性試験、延焼性試験等において IEEE383 等の規格に基づき実施しており、適切な長さで実施されていることを確認しています。また、防火シートの施工性については、試験施工の結果、実機で使用しているケーブルトレイの形状に対し、原子炉建屋内の対象ケーブルを設計どおりの複合体に形成できるとした結果を確認しています。結束ベルト及び押さえ器具（ファイアストッパ）については、加振試験及び耐塩水試験により性能が確保されているとした結果を確認しています。</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発で使用されているケーブルが、今の国際基準に批准していないのは、非常に不安。対策についても何百キロの長さのケーブル補強策について壁の内側などのケーブル補強は無理と考える。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートを巻かないケーブルが45%もあるが、ケーブルの火災について想定していないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 動力や計装信号ケーブルは1400キロメートルにも及ぶと言われますが、一部を除いて難燃性のケーブルの対策が採られていません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの防火対策について、防火シートは対策としては不十分であり、何にも対策しないケーブルが45%以上となり大きなリスクがある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブル100%難燃性にすることは不可能であり、きちんと交換できるのは全体の15%。ケーブルについてさえ安全性に不備があるまま、審査を通すというのはどういうことか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全長1400kmのケーブルのうち15%のみが難燃性、他は可燃性。福島第一3号機でケーブル焼損の疑いがある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ わずか「15%」しか難燃ケーブルに交換しない。明らかに規制基準違反で東海第二原発で火災が発生すれば原子炉は火の海と</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>なる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="112 341 1117 517">➤ 防火シートは、対策としては不十分であり、また、何にも対策しないケーブルが 45%以上となります。この事は、絶対に再稼働を許してはならないことであり、廃炉を決定付ける事実だと思いません。</li> <li data-bbox="112 564 1117 740">➤ 全長約 1,400km のケーブルのうち、「難燃ケーブル」もしくは「今後難燃ケーブルに取り換える」ものが 40%、「防火シートを巻く」が約 14%という内訳。防火シートは、対策としては不十分であり、また、何にも対策しないケーブルが 45%以上となる。</li> <li data-bbox="112 788 1117 916">➤ 全長 1400km のケーブルのうち難燃ケーブルが 40%、防火シートを巻くものが 14%となり、何も対策しないケーブルが 45%あり非常に危険であること。</li> <li data-bbox="112 963 1117 1139">➤ ケーブルの防火対策（審査書案 99 ページ）火災防護基準に照らして難燃ケーブルに置き換えなければ、設置変更許可は認められないはずなのに何も対策しないケーブルの延長が全長の 45 パーセントになっている。</li> <li data-bbox="112 1187 1117 1410">➤ 「安全系ケーブル（約 400km）のうち 52%を難燃ケーブルに交換する」とのこと。残りは交換をしないか、防火シートで巻くとしている。だが、これは理解しがたい。なぜ、安全系のほぼ半分に難燃ケーブルを用いない申請書を、新規制基準に違反すると知りながら認めるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1120 341 2125 517">➤ 同上</li> <li data-bbox="1120 564 2125 740">➤ 同上</li> <li data-bbox="1120 788 2125 916">➤ 同上</li> <li data-bbox="1120 963 2125 1139">➤ 同上</li> <li data-bbox="1120 1187 2125 1410">➤ 同上</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、火災防護のため「ケーブルは難燃ケーブル使用」とあり、厳格に実施すべき。交換後の難燃ケーブル化率はわずか15% (200/1400km) で1200kmのケーブルが非難燃ケーブルのまま残っては、火災防護にはなりえない。絶対に火災事故を起こしてはならない東海第二原発で非難燃ケーブルを残すことはありえない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブル15%は基準違反。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルは難燃ケーブルに換えることが要求されているにもかかわらず、約40%しか基準を満たしていない。防火シート対策では不十分である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 交換が必要なケーブルのうち、難燃ケーブルに交換するのは半分であり、残り半分は防火シートで巻くという代案で審査を合格させようとしているが、これは新規制基準から外れており認めるべきでない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 半分くらい非難燃性つまり可燃性のケーブルが残るわけだから他のケーブル火災と同様の危険性もあるのではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃性ケーブルへの交換はそのうちわずかに15%ほどである。これは老朽化した原発で致命的な欠陥。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブルへの交換はわずか15%？再稼働する資格は有りま</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
せん。	
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 総延長 1400km のケーブルの内約 4 割しか難燃化しておらず、火災発生防止の基本（火災防護基準）からはずれている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 安全対策後も全体の約 46%が、燃え易いケーブルのまま残されると言うのは、大きな問題です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブルへの交換が全長約 1400km の 15%でしかないこと一つをみても、安全性強化は図れていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可燃性電気ケーブルが使われていることに対して、40%を難燃性ケーブルに交換できても、ほかは一部防火シートを巻き、それ以外は対策なし。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの難燃化は最悪で、申請者は恣意的に安全系と非安全系に区分して安全系の 52%を難燃ケーブルに交換とするが、総延長 1,400km のわずか 15%しか難燃ケーブルに取り替えないというのは、1980 年代に標準化され、安全系・非安全系を問わず難燃ケーブル使用という技術標準から落ちこぼれており、バックフィットとしての新規制基準の考えから逸脱している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二では総延長 1400 キロに達するケーブルのうち難燃性に交換されたのはわずか 15%で、火災事故が起きた場合に英国の原発であったような深刻な事故になりかねません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃性ケーブルへの切り替えが求められているにもかかわらず、総延長 1400 キロとされる原発内のケーブルのうち難燃性に切り替えたのはわずか 15%で、火災が発生した場合どんな影響があるのか分かりません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全長約 1,400km のケーブルのうち、現段階で対策がとれているものは半数にも満たない状況で、これではとても安全対策が取られているとは言えません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設計も古いうえ、技術的にも原発火災を防止するための難燃性ケーブルへの交換がケーブル全長(1400km)の僅か 15%に留まるなど看過できない問題があり、きわめて不十分である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルのうち何も対策をしないケーブルが 46%も残っていることも大いに問題である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二の防災対策は電気ケーブル「総延長 1400km のうち安全系は 400km」と説明した。防災シートで対応とは安全性に 100% 欠けている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ その一つの例がケーブルの難燃化であるが、全部は出来ない。 (p. 98 -p. 107)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 99 ページ下から 4 行目「ただし、申請者は、非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、結束ベルト及びシート押さえ器具により固定すること</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査においては、複合体の難燃性能について、複合体に係る自己消火性の試験、防火シートの発熱性試験、遮炎性試験、耐久性試験（熱・放射線劣化試験（40 年相当）含む）、加震試験等の試験</li> </ul>

### 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
<p>により複合体を形成する方針を示した。この複合体が、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を有することについて、外部の火災に対し、複合体に対する設計目標を定めて、その成立性を実証試験により確認するとしている。」ことは、確認したということか。</p> <p>➤ 当該原子力発電施設において使用されている非難燃ケーブルは表に出ている状態なのか？つまり容易に防火シートで覆うことができる状態なのか、教えて欲しい。</p> <p>➤ 防火シートでケーブルを覆う場合に、一本一本のケーブルを巻くのか、それとも複数のケーブルをまとめて覆うのか教えて欲しい。また複数のケーブルを巻いた場合に、放熱不良による火災を誘発するリスクが生ずるが、それをどの程度と見繕っているのか教えて欲しい。</p>	<p>方法、判定基準、試験結果等を確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において、上記の実証試験の詳細結果等について確認を行うとともに、使用前検査において、工事計画に従って工事が行われたこと等を確認します。</p> <p>➤ ケーブルは主としてケーブルトレイ又は電線管に収納されています。実機プラントにはケーブルトレイ近傍に様々な機器が存在し、標準施工方法に沿った施工が困難な箇所が存在します。このような場所は干渉する設備の移設又は一時移動、干渉するケーブルトレイの移設を行うことにより、標準施工方法に従った防火シートの施工を可能とする方針としていることを確認しています。</p> <p>➤ ケーブルは主としてケーブルトレイ又は電線管に収納されています。防火シートは原則ケーブルトレイに巻いて複合体とする設計方針を確認しています。 複合体内部の火災については、通電電流による発熱及び過電流による発熱を想定した上で、負荷となる設備の通電電流によりケーブルは発熱するものの、許容電流以内で使用するため発火には至らないこと及び過電流による発熱については地絡、短絡による過大な電流が流れた場合にも、保護継電器と遮断器により瞬時に遮断されることにより発火に至らないと評価していることを確認しています。さらに、過電流による発熱の際、保護継電器等が作動しない場合、ケーブルの発熱は継続するものの、導体が細いケーブルは、過電流が継続すると導体が溶断し電流が遮断されることから燃焼の継続に至らないこと及び導体</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートの材質を教えてください。</li>   <li>➤ 「事業者とのヒアリング概要・資料」掲載の平成30年06月27日の「新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（東海第二（1085）（その1）」の資料3-7で使用されている古河電工のプロテコシート-P2・ecoという商品は、同社のパンフレットによれば、ガラスクロス基材にアクリロニトリルブタジエンゴムに水酸化アルミニウムを添加したものを含浸させた0.4mmのシートということである。815度で20分加熱の試験に合格しているとされているが、本商品に使われている水酸化アルミニウムを添加したアクリロニトリルブタジエンゴムおよびガラスクロスの耐熱温度はそれぞれ何度か？</li>   <li>➤ 従来用いられている防火シートも一時的に火災を防ぐという程度の用途で用いられるものであり、それは避難の時間を稼ぐという意味であると私は理解しているが、この「(案)」で用いられている防火シートはどのような火災であっても燃えることがない材質で、できているのか？もしそうであれば、一体、廃棄はどのようにするのか？教えてください。</li> </ul>	<p>の太いケーブルは、導体の発熱による発火が継続する可能性を踏まえ複合体の自己消火性及び耐延焼性により燃え広がらないと評価していることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置許可申請の審査において、基本的設計方針として防火シートはガラスクロス両面に難燃化ゴムをコーティングしたものを使用する方針であることを確認しています。詳細な材料仕様と性能については工事認可申請に係る審査において確認します。</li>   <li>➤ 複合体に使用する防火シートは、基材であるガラスクロスに高難燃性を付与した難燃ゴム（アクリロニトリルブタジエンゴムに水酸化アルミニウムを添加）を含浸させたシート状の延焼防止材であり、材質それぞれの添加材の耐熱温度ではなく、当該の防火シートの延焼防止性を確認しています。</li>   <li>➤ 複合体に使用する防火シートについては、建築基準法で定められた不燃材を使用する方針を示しており、防火設備に求められる遮炎性及び環境に応じた耐久性について、発熱性試験、遮炎試験、耐久性試験（熱・放射線劣化試験（40年相当））等の実施により、その性能を確認したとしています。          廃棄については、保安規定等に基づき、管理区域内のケーブルに</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートの表と裏で温度差はどの程度と想定されているのか。</li> <li>➤ 防火シートの耐用年数を教えて欲しい。</li> <li>➤ 防火シートの繋ぎ目の養生の仕方を開示して欲しい。つなぎ目から炎が入る、あるいは熱が伝播する可能性をどのくらいに見積もっているのか。</li> <li>➤ 非難燃ケーブルを防火シートで覆うということもまだしていないどころか、非難燃ケーブルを防火シートで覆ったものが、難燃</li> </ul>	<p>については、放射性廃棄物として適切に実施することとなります。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複合体に使用する防火シートは、ガラスクロス両面に難燃化ゴムをコーティングしたものを使用するとしており、当該シートは薄いため、実証試験（限界性能試験）では、表裏の温度差ではなく、火炎によりシートを加熱した場合にシートに発生する亀裂等の損傷及び隙間を確認しています。なお、防火シートの遮炎性（限界性能試験）を含む基本性能に係る試験結果についての審査資料は、ホームページで公開しています。</li> <li>➤ 複合体に使用する防火シートについては、40年相当の熱及び放射線により劣化させ耐久性能を確認していることを確認しています。また、複合体設置後は、保全計画等に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行うことを確認しています。</li> <li>➤ 申請者は、防火シート及び結束ベルトの標準施工方法を示し、防火シートの継ぎ目は、一定量の重ね代を設けて形成するとしており、遮炎性試験を行った上で、遮炎性能を有していることを確認しています。なお、防火シート及び結束ベルトの標準施工方法及び遮炎性試験を含む審査資料については、ホームページで公開しています。</li> <li>➤ 審査においては、複合体の難燃性能について、複合体に係る自己消火性の試験、防火シートの発熱性試験、遮炎性試験、耐久性試</li> </ul>

### 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
<p>ケーブルと同等の防炎性があるということもまだ確認していない。</p> <p>➤ 申請者によるこれらの設計方針が、火災防護基準に規定している事項と同一ではないものの、「この設計目標の成立性を確認する実証試験には～、十分な保安水準が確保されることを確認した。難燃ケーブルとすべき、複合体から安全機能を有する機器等に接続する非難燃ケーブル及び放射線モニタケーブルは、それ単体では延焼を確実に防止できないものの、電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。」としている。しかし、規制委員会が「確認した」根拠となるデータも示されず、「十分保安水準が確保された」とは到底容認しがたい。</p> <p>➤ 難燃ケーブルもしくは非難燃ケーブルの難燃性を確保するための措置について、その延焼性を確認したのか？それとも耐延焼性の間違いか？</p> <p>➤ 平成30年06月27日の「新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（東海第二（1085）（その1）」の資料3-7および同日付「新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（東海</p>	<p>験（熱・放射線劣化試験（40年相当）含む）、加震試験等の試験方法、判定基準、試験結果等を確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において、上記の実証試験の詳細結果等について確認を行うとともに、使用前検査において、工事計画に従って工事が行われたこと等を確認していきます。</p> <p>➤ 同上          なお、複合体の難燃性能に係る実証結果含む審査資料については、ホームページで公開しています。</p> <p>➤ 複合体については、外部からの熱（火炎）及び燃焼に必要な酸素量を抑制するため、防火シートにより火炎を遮るとともに、酸素の吸込み量を抑えることにより複合体の外部及び内部に対する耐延焼性を確保するとした方針を確認しています。</p> <p>➤ 同上</p>

### 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
<p>第二（1085）（その2）」の資料3-8において、複合体の内外から溶融金属の付着によって延焼防止シートや非難燃ケーブルが溶融もしくは燃焼することを想定した場合の耐延焼性が確認されたのかどうかは確認できない。</p> <p>➤ 311 後各地の原発で発覚したケーブルの耐火性不足などの問題も改善されていない。</p> <p>➤ 「施工時に想定される防火シートのずれ、隙間及び傷も想定」していることもあげられていますがずれや傷が想定されているのに酸素量が抑制できる、ということは矛盾しないのでしょうか。</p> <p>➤ 傷が残っていることによって、燃え易さが増したり、地震の際に引っ張る力が加わり断線し易くなるという可能性の検討である。こうした課題は、劣化評価に属する問題ではないので「運転延長審査」ではなく、「設置変更許可審査」段階でやられてしかるべきだと考えるが、もし、やっているなら示されたい。</p>	<p>➤ 不適切なケーブル敷設に係る問題（安全系と常用系のケーブルの区分間跨ぎ）については、新規制基準適合性審査において、火災防護基準に基づき、安全機能を有する系統及び機器に係るケーブルについては異なる系統を分離し、多重化された系統が同時に機能を喪失することがないように設計することを確認しています。</p> <p>➤ 申請者は、複合体の外部及び内部に対する設計仕様を満足した施工ができることを確認しているものの、厳しい条件として「施工時に想定される防火シートのずれ、隙間及び傷も想定する」とする実証試験を実施し、耐延焼性が確保されていることを確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において、上記の実証試験の詳細結果等について確認を行うとともに、使用前検査において、工事計画に従って工事が行われたこと等を確認していきます。</p> <p>➤ 同上</p>

### 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
<p>➤ 難燃ケーブルに交換できないところは防火シートを巻くとしているが、ケーブルそのものの老朽化を考慮していない。施工時にすでに大量の摩擦損傷が付いていたという報告もある古いケーブルに防火シートを巻く対策だけで、新基準に合格という例外措置は認めるべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 千kmを超えるケーブルは総て難燃ケーブルに取替させるべきである。それができないならば運転延長・再稼働を認めるべきでない。現存のケーブルには大量の傷がついているとの報告がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 高温に晒されれば、隙間から容易に発火するはずと考えられます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルの放熱や許容電流についても確認すべき。配線の敷設状態による放熱具合の違いについて、本複合体の場合、敷設状態が最も厳しい条件より更に悪くなるので低減率も更に厳しく見積る必要が有る。</p>	<p>➤ 申請者は、複合体の設置によるケーブルへの影響については、電流低減率試験を行っており、複合体を設置することによる放熱性の低下がケーブルの通電機能に影響を与えないことを確認しており、その結果について確認しています。なお、電流低減率試験を含む審査資料については、ホームページで公開しています。</p>
<p>➤ 防火シートを巻く処置によって生じる逆効果（ケーブルから発生する熱の放出が妨げられる。ケーブルの絶縁物の劣化がより早まる。よって通電容量が下がる）についての検討を欠いていて、何ら立証できていないと言わざるを得ない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子力規制庁職員が発電所に入り込んでケーブルの実態を総点</p>	<p>➤ 原子力施設の安全確保の一義的責任は事業者が負い、規制当局</p>

### 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
<p>検し、安全性を確認するべきだ。</p> <p>➤ 多摩市建築現場におけるウレタン断熱材への引火原因火災事故、2018年7月26日審査書作成後に起こった火災事故だ。その原因を確認するとともに、東海第二でウレタン断熱材を使っているか？これから使おうとしていないか？</p> <p>➤ 実証試験がされてないにもかかわらず、これに対応することを認めるべきではない。</p> <p>➤ なぜそのやり方がまだ実証実験でまだ確認されてもいないにもかかわらず、十分な保安基準が確保されることを確認したと判断するのか。</p>	<p>は、事業者が法令の要求を満たしているかを確認します。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、引き続き、工事計画の審査において、複合体に係る実証試験の詳細結果等を含めた確認を行うとともに、必要な工事実施後、使用前検査において、工事計画に従って施工されていること等を確認します。</p> <p>➤ 安全機能を有する機器等における火災の発生防止において、保温材及び建屋内装材については、不燃材料を使用することを確認しています。</p> <p>➤ 複合体については、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するなどの十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠を申請者が示したことから基準を満足していると判断しています。</p> <p>➤ 同上 審査では、複合体の難燃性能について、複合体に係る自己消火性の試験、防火シートの発熱性試験、遮炎性試験、耐久性試験（熱・放射線劣化試験（40年相当）含む）、加震試験等の試験方法、判定基準、試験結果等を確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において、上記の実証試験の詳細結果等について確認を行うとともに、使用前検査において、工事計画に従って工事が行われたこと等を確認していきます。なお、複合体の難燃性能に係る実証結果含む審査資料については、ホームページで公開しています。</p>



### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートで巻く方法は、実験結果で安全と、確認したなら公表しないと、説得力が無い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 実験結果を確認することが当然必要にもかかわらず、それをしないまま審査基準適合と認めています。よって、審査自体が不適切。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルを防火シートで包むのは、劣化しても変えられない事を意味しているのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非難燃性ケーブルを防火シートで覆う複合体については、必要な機能維持のため、保全計画等に点検方法、頻度、範囲を定め適切に実施するとともに、必要に応じ補修を行うことを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 少なくとも数百 km の長さがあるというケーブルのうち、どこの部分のケーブルを難燃性に変え、非難燃性ケーブルをどこの部分でまとめて使用するのかも明記されていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可の審査は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に係る設計方針の妥当性を確認するものです。具体的な難燃性ケーブルへの取替対象及び複合体の対象については、工事計画認可の審査において確認します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「今後難燃ケーブルに取り替える」が 40%とありますが、今後とはいつまで？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 工事計画認可に係る審査において、詳細設計が確認された後、認可された内容に沿って工事が行われているか等について使用前検査で確認します。したがって、工事計画において示された難燃ケーブルへの取替は、使用前検査までに終了していなければなりません。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 当該原子力発電施設において使用されている非難燃ケーブルの総長を教えて欲しい。また、その非難燃ケーブルを覆うためにどのくらいの防火シートを必要とするのか概算量を教えて欲しい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可の審査は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の、設計方針の妥当性を確認するものであり、ケーブルの全長及び取替え長さ、防火シートの必要量、作業に係る日数等具体的な</li> </ul>

### 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
<p>また、その作業に掛かる日数等具体的な計画について教えて欲しい。</p>	<p>計画はその対象とはしていません。なお、申請者は、申請書等において、安全機能を有するケーブルのうち、難燃ケーブルと非難燃ケーブル（複合体）の長さの割合を 52%と 48%と示していません。</p>
<p>➤ 従来のケーブルの点検方法について具体的に教えて欲しい。</p>	<p>➤ 設置変更許可にかかる審査においては、基本設計ないし基本的設計方針を確認しています。このため、ケーブルの点検方法については、審査の対象に含まれておりません。なお、申請者は、安全機能を有する構造物、系統及び機器は、ケーブルを含めて、必要な機能を維持するため保全計画等に基づき保守管理、点検を実施するとしており、その実施状況については保安検査等で確認することになります。</p>
<p>➤ これらのメンテナンスはどうなるのでしょうか。原則から外れた案を、安易に良しと判断するのは、トラブルの原因となります。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 2016年10月、埼玉県新座市で起きた地下ケーブル火災は埋設後35年しか経っていない。まして2005年の事故を受けて毎年点検し、点検後僅か4か月後の出火である。引き換えが困難であるケーブルの点検が本当に可能であるとは考えられない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルの防火対策は、規制基準においては本来は不燃ケーブルに変更することとされている。しかしながら「非難燃ケーブルを使用する場合は、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性を確保するための措置を講じた設計とし、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した上で使用する。」などといった逃げ</p>	<p>➤ 新規制基準においては、原則として、安全機能を有したケーブルは難燃ケーブルを使用する旨規定されていますが、一方で、十分な保安水準の確保が達成できる技術的な根拠が示されれば当該規則に適合するものと判断する旨も規定されています。申請者は、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シート等で</p>

### 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
<p>道が用意されている。「同等以上の難燃性」といった曖昧で検証不能な定義ではとても基準とはいえない。このような定義をするのであれば、改めて具体的な基準を示す必要がある。</p> <p>➤ 防火シートで非難燃ケーブルを被覆した場合に内部の断線等のチェックはどのように行うのか。目視は不可能と思われるが、他のどのような方策を考えているのか、教えて欲しい。</p> <p>➤ 難燃であるか非難燃であるかにとどまらず、ケーブルの寿命オーバーによる火災リスクを検討すべき。</p>	<p>覆う複合体を形成する対策について、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保するとした設計目標を定めるとしており、その設計目標には外部の火炎及び複合体内部からの発火を想定し、外部からの熱（火炎）及び燃焼に必要な酸素量を抑制する観点が含まれていること、この設計目標の成立性を確認する実証試験は、難燃ケーブルの延焼性及び自己消火性を確認する場合と同様に、UL 垂直燃焼試験、IEEE383 等に準じた延焼性試験等を実施していることを確認しています。</p> <p>なお、複合体については、上記に加え、ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性についても試験等により確認し、安全機能に影響がないことを確認しています。</p> <p>➤ ケーブルを含め安全機能を有する構築物、系統及び機器について、必要な機能を維持するための保全計画等に基づき、保守管理を行っており、内部の断線については、定期的な保守・点検により絶縁抵抗を確認するとしています。</p> <p>➤ 設置変更許可申請の審査は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に係る設計方針の妥当性を確認するものです。今回の審査においては、複合体を構成するケーブル及び防火シートに対し、40年相当の熱劣化試験、放射線劣化試験を実施し、難燃性能が維持されることを確認しています。また、申請者は、安全機能を有する構築物、系統及び機器について、必要な機能を維持するための保全計画等に基づき、保守管理を行っており、その機能維持については定期的な保守・点検により絶縁抵抗等を確認するとしています。</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 現在のケーブルの余寿命を確認し、その上で使用延長（20年）が可能なものとそうでないものを分別すべき。</li> <li>➤ ケーブルの劣化について予測方法の検討を進めるべき。</li> <li>➤ 非難燃性ケーブルが耐用年数を超えて使用されることについて規制委員会はどのように考えているのか。</li> <li>➤ 劣化したケーブルに対して防火シートが有効かどうか、実証試験が不可能と考えられるため、非難燃性ケーブルに防火シートを巻く方法は容認できない。</li> <li>➤ 設置より既に40年を経過しており、ケーブル被覆の劣化度合いはその設置場所によって一律ではないことが予見される。</li> <li>➤ 実証試験は経年劣化した設備で行えるのか。それができないなら、「十分な保安水準が確保されていることを確認した」の根拠が不確かで憶測に基づくことになる。</li> <li>➤ ケーブルの専門家に言わせれば、ケーブルの寿命は30年。</li> <li>➤ 電線・ケーブルの耐用年数の目安は日本電線工業会の資料ではせ</li> </ul>	<p>なお、運転期間延長に係る申請がなされており、経年劣化については、ケーブル等の電気・計装設備の絶縁低下も含め、現在、審査中です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>いぜい 30 年とされている。もしその 2 倍の年数に亘って使用を許可するとすれば、工学的にその非常識を非難される。</p>	
<p>➤ 防火シートを巻く事により、熱がこもってケーブルの劣化を早める可能性がある。緊急時には予測できない事態を引き起こしかねない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 電気ケーブルの寿命は 10～30 年。東海第二のケーブルは寿命を過ぎたケーブルがほとんど。防火シートでくるむ対策は、熱がこもって被覆材の劣化を早めることになる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 非難燃性ケーブルに防火シートを巻くという原電の案は原則を踏み外している。老朽化原発になるほど、ケーブルも老朽化し、火災の要因が大きくなる。原則から外れることを認めるべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルそのものも老朽化しており、火災の危険が大きいと考える。可燃ケーブルはすべて難燃ケーブルに交換すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 新しいケーブルではなく、40 年経過したケーブルでの燃焼試験を行いその安全性をデータで示すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「可燃ケーブルに防火シートを巻く」という例外措置はケーブルの老朽化が問題視される東海第二原発においては適正ではなく、認めるべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>➤ 「交換できない場所」について、たとえ防火シートにくるんだとしても、長年の放射線暴露や、経年による劣化により機能低下までは補うことはできない。経年劣化した非難燃ケーブルの機能がどれだけ保たれるのか、検証はされているか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 燃焼については実験・検証をされていますが、経年劣化した非難燃ケーブルの機能がどれだけ保たれるのか、検証はされているのでしょうか？</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 一般的なケーブルの寿命は30年、原子力施設などで使用される特殊なケーブルでも寿命は40年とされています。一般的な建造物、発電施設より、より安全性が求められる原子力発電所であり、少なくとも全ケーブルの交換が前提でなければ安全を担保したことにはなりません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 40年前に建設された東海第二原発に使用されている高圧ケーブルは、老朽化による火災の危険性が十分ある。可燃性ケーブルに防火シートを巻くだけという対策を例外的に認めることは、新規制基準から外れている。認めるべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ シースのひび割れが多数残留しているのではないかと。常識的に考えて、劣化の進んだケーブルも混じり込んでいると思われる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 製造後40年以上にわたる使用によって経年劣化が進んでいるケーブルが、重大事故の環境下で急激に劣化が進行することによって絶縁性能低下が顕在化し、制御不能に陥る可能性を排除できな</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>いのではないのでしょうか。</p>	
<p>➤ ケーブルを包むという作業が、炉周辺で行われた場合、被曝によって、材質の劣化はおこらないのか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートで覆い、絶縁性などもチェックするとのことだが、隠れた劣化が進んでおり、事故時に突然絶縁性が成り立たないという事態を引き起こす。難燃ケーブルに取り換えるべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 1980年以前に建設された原発は、可燃性ケーブルが使われ、かつ製造後30年以上経って劣化しています。火災防護基準に規定された難燃性ケーブルの基準から外れています。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルの老朽化についての考慮はされているか。東海第二原発は稼働開始より40年近く経ち、ケーブル製造業者が規定している耐用年数の目安である10～30年を過ぎている。建設当時のケーブル技術から考えて、放射線に対する耐環境性も十分ではないといえる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 老朽化したケーブルはそもそも全て交換するべきであり、交換にあたってはすべてを火災防護基準に合致した難燃ケーブルを用いることにしていただきたいです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 老朽化し、全部不燃ケーブルに改修できないひとたび火災が起きたらどうなるのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年という長きに渡り利用したものを交換できないという事は安全上利用しないことがもっとも理にかなっていて、そうすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年前に設置された古いものを、大量にそのまま使っていくことはきわめて危険。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 燃焼実験は、実際に40年経過している実物のケーブルを使用しての実験でなければ結果に信頼が持てません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一般的に電気ケーブルの寿命は30年と言われていて、40年超では経年劣化による損傷のおそれがある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 取替できない既存のケーブルは40年近く経過しており、ケーブルの耐用年の目安の20年から30年を経過しています。このケーブルをそのまま使用することは安全上問題があります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年を過ぎているケーブルは当然機械的強度の劣化以上に絶縁性の劣化にはどう対策が織り込まれていますか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本電線工業会によるとケーブルの耐用年数の目安は10～30年と言われている。にも拘らず、建設時に敷設したケーブルを40年を過ぎ、使い続けることは代替措置以前の問題。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルが耐用年数の目安である10～30年を大幅に過ぎている。法定の原子力発電の運転期間40年制限を超えて、さらに20年の</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



### 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
<p>運転延長をするならば、上記耐用年数の上限 30 年の 2 倍の期間使用し続けることになる。</p>	
<p>➤ ケーブルについて、60 年の耐久性を主張するならば、原発施設と同等条件の基での複数のテストピースによる実証データを提示すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原電が運転延長のために提出した「(東海第二)劣化状況評価書」のなかの「ケーブルの技術評価」において「シースの硬化は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断」という記述がある。その判断の根拠はどこにあるのか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 1978 年 11 月 28 日運転開始の東海第二原発において建設時に敷設されたケーブルは既に 40 年を経過しており、古い東海第二原発のケーブルが一般的な耐用年数を過ぎていること。ケーブル製造業者が規定している耐用年数の目安である 10~30 年をとうに過ぎている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 専門家はケーブルの寿命を 30~40 年と言っている。交換できなければ再稼働をするのは危険である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 火災に弱く古い非難燃性ケーブルに防火シートを巻きつけて 40 年越え運転された原発はこれまでも実例が無く、安全性の程度が不明です。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブル劣化は致命的でこの対応が不十分なので認めるべきで</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 老朽原発には、長年放射線を浴びて金属がもろくなる、設計も古く例えば難燃ケーブルでないものも使われているなどの問題がある。</li> <li>➤ 東海第二原発は建設時にケーブルに大量の傷がついた、という指摘である。ケーブルの傷問題は、現在廃炉となっていないプラントの中では、東海第二特有のリスクと言えるだろう。</li> <li>➤ ケーブルメーカーなどからケーブル摩耗損傷事故が多数報告されている。40年経過したケーブルの難燃性を保障する保証書を出させるべきだ。</li> <li>➤ 複合体内部からの発火の想定がありますが、すでに40年を過ぎているケーブルは当然機械的強度の劣化以上に絶縁性の劣化にはどう対策が織り込まれていますか？</li> <li>➤ 実験で複合体の難燃性能が実証されたとしても、製造後40年以上経過したケーブル自体の健全性が保障されていない。</li> <li>➤ 一般にケーブルの耐久性は約30年であり、交換できないケーブルは約2倍の60年の使用となり日常的な観察が必要であるが、</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 また、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、原子炉圧力容器の中性子照射脆化等も含め、現在審査中です。</li> <li>➤ 申請者は安全機能を有する構築物、系統及び機器について、必要な機能を維持するため保全計画等に基づき、今後も保守管理を実施するとしており、その実施状況については、保安検査等で確認していきます。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>被覆により目しによるチェックもできないがどうするのか？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブル事故の解析結果で構造部材の経年劣化と保守不良が指摘されて居りますが、審査に考慮されていますか？</li> <li>➤ 防火シートによって延焼は防げたとしても、被覆がダメになり、ケーブルの機能が失われ、プラントの状態が分からなくなったり、機器の遠隔制御が不能になったりする可能性があります。火災防護基準に厳格に従うべきです。</li> <li>➤ ケーブルを防火シートで覆うことで保守点検が難しくなり、加熱による損傷、信号の切断が考えられ、大変危険である。</li> <li>➤ 火災の際、防火シート内のケーブルの加熱によりケーブルの機能が損なわれることはないか。</li> <li>➤ 東海第二原発では電源ケーブルに可燃ケーブルが使われており、火災が起きた場合、命綱となる2系統の冷却用電源が「同時にダウンする」可能性を有しております。</li> <li>➤ 難燃性ケーブルに変えなければならない非難燃性電線を、防火シ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 火災防護基準では、原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器について、発電用原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失することがないように設計することを要求しています。審査においては、申請者の設計方針が火災防護基準の規定にのっとっているものであり、火災耐久試験により耐火性能を確認した耐火壁等により異なる系統を分離することを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>ートで被う対策をする長さが全長の14パーセントだという。防火シートで巻くことによって延焼は防げたとしても条件によっては内部被覆の損傷から、制御や監視機能に重大な欠陥が生じることになる。</p> <p>➤ 非難燃ケーブルに「防火シート」を巻いたものでは条件次第で火災がケーブルに伝わり、ケーブルの機能が失われ、制御不能になる可能性がある。</p> <p>➤ 電気ケーブルを防火シートで覆う原電の対策を了承したことは疑問。防火シート内部で「蒸し焼き」になる危険性が高く安全対策にはならない。安全保護系統の電気ケーブルが少しでも損傷すれば信号は途絶すると考えられる。</p> <p>➤ ケーブル自体が古く、予測できない事態が生じ、ケーブルの機能が失われ、プラントの状態がわからなくなったり、機器の遠隔制御が不能になったりする可能性がある。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

### 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
<p>➤ 平成29年8月22日に茨城県が開催した東海第二原発安全性ワーキングチーム会合で、「防火シートの中で温度が上がり、被覆が溶けるかもしれない」との委員からの指摘にたいし、日本原電は「一つのケーブルトレイに火災が発生した場合においては、そのケーブルトレイにおいては、恐らく機能確保はできないだろうと考えております」と回答している。この1点だけとっても、ケーブルがもつべき機能の健全性が喪失してしまうという点において、審査書案が言う「難燃ケーブルを使用した場合と同等以上」という効果は無いと考える。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートで巻く対策では、防火シートを通してケーブルが加熱され、被覆材が熱分解を始め、条件次第では、火災がケーブルに伝わって拡がり、消火が極めて困難となるといった状況が懸念される。また、防火シートによって延焼は防げたとしても、被覆がダメになり、ケーブルの機能が失われ、プラントの状態がわからなくなったり、機器の遠隔制御が不能になったりする可能性がある。火災防護基準に厳格に従い、難燃ケーブルに交換すべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 信号ケーブルが一部でも焼損したら信号が途絶し機能喪失する。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 安全保護系のケーブルが一部でも焼損すれば、信号が送れなくなり、シビアアクシデントにつながります。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートが燃えなくても、内部のケーブルが燃えれば、ケーブルそのものの機能が失われ、原発機器の制御が効かなくなり大事</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>故に繋がるのも大きな問題。</p> <p>➤ 無数の可燃ケーブルと難燃ケーブルが混在しており、なおかつ、40年近く稼働してきた老朽原発です。可燃ケーブルを防火シートで巻けば良いという乱暴な対策がどうして審査を通るのでしょうか？新規基準では、可燃ケーブルの使用は不可です。これは、火災の時、可燃ケーブルが燃えれば、機器の遠隔制御等ができなくなるから、そうなっているのです。根本的な対策として、難燃ケーブルへの全入れ替えをやらないとダメです。</p> <p>➤ 被覆がダメになりケーブルの機能が失われることによって、想定外のことは起こらないでしょうか？</p> <p>➤ 原発において、ケーブルの安全性は非常に重要である。電力用ケーブルにしても計装・制御用にしても、それらに異常が発生したら、プラント全体の安全性が失われてしまう。炉内の状態がわからなくなったり、機器の起動や停止ができなくなったりする危険性がある。更には原発が暴走してしまうことさえ考えられよう。このような事故を防止するためにケーブルの健全性は極めて重要である。代替措置でまかなえるようなものではない。</p> <p>➤ ケーブルが燃えると電源喪失で何の制御が不能になるのか予想がつかないからです。</p> <p>➤ ケーブルが内部で加熱発火するような事態になれば、その複合体は全部が通電不能となる。他の回線を使って信号を送るとする原</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

### 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
<p>電の説明はあまりにも楽観的に過ぎよう。</p>	
<p>➤ もしケーブルが寸断したら原子炉は暴走する。その fail safe のシステムはあるか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートを巻く対策では、このシートを通しケーブルが加熱され、被覆材の熱分解が始まれば、プラント状態がわからなくなりプラントの遠隔制御が不能になる危険があります。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 何も対策しないケーブルがあれば、その火災でケーブル機能が失われてプラントの状況がわからなくなることも考えられ、重要施設Sクラスでないから対策しなくてよいなどは言えない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 難燃ケーブル問題過酷事故以前のボヤでも通信不能の制御不能の危険。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 火災が起こっても消火活動もできない、プラントの状況も把握できずに原子炉が暴走してしまう、最悪の事故の発生です。火災防護基準には厳格に従い、これに応えることができない原発には合格を認めるべきではありません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 安全保護系のケーブルが一部でも焼損すれば、信号は途絶し機能喪失する。ケーブル火災が発生した場合、これらが焼損するリスクが高まる。原電の説明は信用できない。誰がどのように確認したのか、責任はだれがとるのか。国民にわかりやすく真摯な説明が必要である。規制委はどうやって系統分離が出来ていることを</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>確認したのかを明らかにすべきだ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 安全保護系は多重化されていて一系統が焼損しても別ルートで信号を送ることが出来ると原電は記述しているが、これも全部そうなっているのかははっきりしない。東海第二では規制委はどうやって系統分離が出来ていることを確認したのかを明らかにすべきだ。</li> <li>➤ 「火災発生防止」という観点から、ケーブルの延焼性が問題とされてきたことからすると、非安全系であっても、発火すれば原子炉建屋内に広く延焼することも十分にあり得る。</li> <li>➤ 「防火シートで巻く」対策では、防火シートを通してケーブルが加熱され被覆材が熱分解を始めたり、火災がケーブルに伝わって拡がり、消火が極めて困難となるといった状況が懸念される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 火災防護基準では原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、系統分離を行うことを要求しています。これに対し、安全系ケーブルは耐火性能を確認した耐火壁等により異なる系統に分離する設計とすることを確認しており、また、非安全系ケーブルについては、系統分離された安全系ケーブルの双方に影響を与えないよう設置されていることを確認しています。このため、火災が発生したとしても、多重化された安全系の系統が同時に機能喪失することはないと判断しています。 さらに、安全系ケーブルが設置された火災区域又は火災区画については、火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じることを確認していることから、延焼は限定的な範囲にとどまるものと判断しています。</li> <li>➤ 複合体が難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を有することについて、外部の火災に加え、複合体内部からの発火も想定して、実証試験により確認されていることを確認していま</li> </ul>



### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ トレー内の空気量も発火延焼に必要分くらいは有るのではないか？防火シートは有事の時、発火ポイントの発見を妨げないか？消火活動の妨げにはならないのか？</li> <li>➤ 防火シートは電気を通さない絶縁体になっている。ケーブルからの自然発火する問題はないのか。</li> <li>➤ 難燃性のケーブルの被覆が燃焼・溶解し、格納されたケーブル同士が電氣的に短絡し、さらなる発熱を招く事態にならないか。防火シートはその熱により破れ、ケーブルの燃焼を招かないか。</li> </ul>	<p>す。</p> <p>また、複合体内部には熱感知器とチューブ式局所自動消火設備を設置することを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上 複合体内部の火災として、通電電流による発熱及び過電流による発熱を想定した上で、負荷となる設備の通電電流によりケーブルは発熱するものの、許容電流以内で使用するため発火には至らないこと、及び過電流による発熱は地絡、短絡による過大な電流が流れた場合について、保護継電器と遮断器により瞬時に遮断されることにより発火に至らないと評価していることを確認しています。さらに、過電流による発熱の際、保護継電器等が作動しない場合、ケーブルの発熱は継続するものの、導体が細いケーブルは、過電流が継続すると導体が溶断し電流が遮断されることから燃焼の継続に至らないこと、及び導体の太いケーブルは、導体の発熱による発火が継続する可能性を踏まえ複合体の自己消火性及び耐延焼性により燃え広がらないと評価していることを確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>➤ 「難燃ケーブル」・「今後難燃ケーブルに取り替えるもの」あわせて合計40%しかなく、不合格とすべき。防火シートが熱によって発火する危険性があり対策にならない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 複合体の内部で非難燃ケーブルが発火し、何らかのアクシデントで空気が供給されれば非難燃ケーブルは燃える。その点は難燃ケーブルと同等ではない。また、非難燃ケーブルの火災が広がると、複合体であるが故に、消火が困難になると考えられる。従って、複合体を例外として認めるべきでない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートを用いた複合体を形成する方針とされているが、複合体内部の非難燃ケーブル自体から何らかの原因で火災が発生した場合、複合体内部の他の非難燃ケーブルへの延焼が防止できないのではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シート内部での延焼を止める方法について検証されているか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 代替措置としての「複合体化」によって生じかねない逆効果について、全く検討されていない。ケーブルが多数、密に束ねられた状態では熱分解熱が蓄積され、火災による加熱が無くなっても、蓄熱により熱分解が持続され、火災はケーブルを伝わって拡がり、消火が極めて困難となる。しかも、熱分解温度(炭化温度)が高くなると、熱分解残滓は電気の良導体となり、短絡を引き起こす可能性がある」という指摘があるが、このような逆効果について真剣な検討がなされたようには見受けられない。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>➤ 防火シートを通してケーブルが加熱され、被覆材が熱分解を始め、条件次第では、火災がケーブルに伝わって広がる、あるいは火災に先行して、何らかの衝撃などにより防火シートが損傷を受け、損傷部位から被覆材の燃焼が進行するなどの可能性があります。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートによる複合体形成はケーブルをシートでくるむことになるので内部に熱がこもり、ケーブル自体を蒸し焼きにしまう危険性が否定できない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ シートを巻くことでシート内部が加熱され燃焼してしまい、消火困難になるのではないかと。火災の際は交換できない非難燃性ケーブルが導火線となり、広範囲の火災に拡大するのではないかと。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルの防火シートは対策にならない、安全対策とはいえない。防火シートによる複合体形成はケーブルをシートでくるむことになるため内部に熱がこもり、危険性だ。ケーブルが内部で加熱発火すれば、通電不能となるのみならず、ケーブル自体が導火線になり火災を広げるかもしれない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートでケーブルを包みこみ空気が遮断されるか、あるいは少ない状態になっても、防火シートを通してケーブルが加熱され、被覆材が熱分解を始める。例えば、ケーブルが多数、密に束ねられた状態では、火災を発生なくとも熱分解熱が蓄積され、ケーブルを伝わって広がり、消火が極めて困難となると危惧する。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<p>➤ 防火シートを通してケーブルが加熱されると、ケーブルが束ねられているような場合には被覆材が蓄熱によって、熱分解されてしまう危険性がある。そうすると、火災はケーブルを伝わって拡がり、消火が困難になって、重大事故を引き起こしかねない。特に東海第二原発のように40年を経過し、本来運転を止めなければならない原発において、ケーブルの健全性が確保できないのは致命的である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火と難燃は全然違うものです。防火とは燃えないということではないのです。防火シートを通してケーブルが熱分解すると被膜がだめになり、大きな事故につながると思います。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルをまとめて束ねて「複合体」にしたものを防火シートで包むという対策は、あまりにも危険なのではないでしょうか。ケーブルをまとめただけでも温度が上がって高い熱による火災が発生しやすいのではないのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートで外側からの火災を防いでも、内側のケーブル自体が発火したらケーブルを通じて火が瞬く間に広まる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルが可燃性の素材である。それをまとめて不燃の材料でくるむというが、ケーブル同士の熱がこもり、発火の危険がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートでは、ケーブル自体を蒸し焼きにする危険性が危惧されている。こんな状態では、新基準をクリアできていない。</p>	<p>➤ 同上</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複合体内部からの発火も想定しているとありますが、通常であってもそのリスクはあるところ老朽化したケーブルではその危険は大きいものと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 難燃ケーブルへの交換は困難だから、代わりに防火シートで巻いたものを使うといいます。これでは、ケーブルが加熱されたとき被覆が分解、変質、発火することは防げません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルをおおってしまって、放熱できなくなり、これまでにない使用状況になるのは、危険である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートを通してケーブルが加熱され火災の危険が懸念される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火シートでは、内部で蒸し焼きになる危険性が高く、ケーブルの安全対策にはならない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全てが防火対策ケーブルではないため対策が出来ていない。防火シートで対策するとしているが、内部で蒸し焼きになる危険性が高い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震などの機械的外力により、防火シートに断裂や穿孔が発生して、酸素が供給されてしまい、ケーブルの外部及び内部からの発熱によりケーブルが燃焼する可能性が排除できないと考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複合体については、想定する外力に対して防火シートを固定する結束ベルトが外れないこと及び押さえ器具（ファイアストッパ）が外れないことを加振試験の結果により確認しており、その結果を踏まえ、想定する外力に対してケーブルが露出しないとしてい</li> </ul>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 当原発は古いため難燃化したケーブルを使っていないため、ケーブルを防火シートで覆うまたはケーブルに防火塗料を塗ることで火災対策とし、この防火塗料の難燃性の試験はバーナーで20分間あぶることとなっている。現実には火災が発生した場合、20分以上の加熱の可能性は大きく、20分以内という想定は馬鹿げている。防火シートも同じく長時間の過熱により中のケーブルに熱が伝わりケーブル自体が熱損傷する可能性がある。</li> <li>➤ 防火シートすら巻けない箇所もあると考えられており、仮に交換ができたとしても、一般の建造物よりも安全対策を徹底すべき原発の防護策として不十分です。火災が起きた時に消火活動ができない可能性も大きく、その影響力が大きい。</li> <li>➤ 「何も対策しない」45%では、非難燃性のOFケーブルがそのまま残ることになり、東京電力の埼玉県での地中送電線で2016年10月に発生した火災と同様のリスクをかかえることになる。</li> <li>➤ 2016年10月に東京近郊で東京電力の地下埋設送電ケーブルが一</li> </ul>	<p>ることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複合体に係る実証試験については、難燃ケーブルの自己消火性試験（UL1581 1080VW-1 FLAM Test）等に準拠して行っていることを確認しています。 なお、非難燃性ケーブルに対して防火塗料による対策は行わないことを確認しています。</li> <li>➤ 審査において、防火シートの施工性については、試験施工の結果、実機で使用しているケーブルトレイの形状に対し、設計どおりの複合体に形成できるとした結果を確認しています。 また、火災の発生防止、火災の感知・消火及び火災の影響軽減等の火災防護の設計方針を確認しています。</li> <li>➤ 御指摘のOFケーブルについては、審査において、火災防護基準に定める原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持すること及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器に使用されていないことを確認しています。 また、OFケーブルは、送電線につながる開閉所と変圧器間に使用されていますが、当該エリアを含め原子炉施設全体を対象とした火災防護計画を策定し、火災防護対策を実施するために必要な手順、機器、体制等を定めるとする方針を確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

### 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
<p>時は手のつけられない火災を起こしたことは、記憶に新しい。これが原発で起きた火災だとしたら、空恐ろしい。</p>	
<p>➤ 2017年に埼玉で可燃性ケーブルの老朽化による火災があった。同じ事がケーブルが老朽化した東海第二原発で起こらないとは言えない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 2017年に埼玉でおきたケーブル火災は実家の近くだった。これは可燃性ケーブルの老朽化による火災である。東海第二原発では同じ可燃性ケーブルを使用しており、一部を防火シートで被う、というごまかしで審査に合格させる事は不当であるとする。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「非安全系は難燃化義務対象外」とされている結果、非常に危険と考えられるOF (Oil Filled) ケーブルが残される事になる。危険で耐用年数が過ぎているケーブルの継続使用を、認めることはできない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 外部電源の全遮断につながる可能性が大きい回路に耐用年数が過ぎているOFケーブルを使用し続けるのは、ケーブルとそれに付随する発電所機能の健全性喪失という面から見ても、大きな問題であり、認めることはできない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ ケーブルの防火対策が不十分でこのまま原発を動かせば東京電力の埼玉県での地中送電線で2016年10月に発生した火災と同じような危険をかかえることになります。</p>	<p>➤ 同上</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ OF ケーブルを開閉所と変電所の間で使用していると聞く。所内開閉所は外部電源の受電にも使用されているから、この場所で火災が発生したら外部電源を失いリスクが高まることは明白であり、OF ケーブルはすみやかに交換すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ケーブルの防火対策が不十分である。一部だけを防火対策ケーブルにただけでは安心できない。言語道断だ。すべてを取り換え、OF ケーブルも交換すべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 全長約 1,400km のケーブルのうち「難燃ケーブル」もしくは「難燃ケーブルに取り換える」ものが今後の計画を含め 40%、「防火シートを巻く」（防火対策として不十分）が約 14%。何も対策しないケーブルが 45%以上あり、東京電力の埼玉県での地中送電線で 2016 年 10 月に発生した火災と同様のリスクをかかえることになる。これは致命的欠陥であり、火災防護基準に厳格に従うべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 2017 年に埼玉でケーブル火災がありました。これは可燃性ケーブルの老朽化による火災であることが知られています。同じ事がケーブルが老朽化した東海第二原発で起こらないとは言えないと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東電が 2016 年 10 月に埼玉県新座市の地下で火災事故を起こした OF ケーブルが、東海第二原発でも継続使用されるということになるのではないのでしょうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



### 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
<p>➤ 新座市において火災事故を起こしたOFケーブルも、原電では開閉所と変電所の間で使用していることが分かっている。所内開閉所は外部電源の受電にも使用されているから、この場所で火災が発生したら外部電源を失いリスクが高まることは明白であるから、OFケーブルは交換すべきである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 可燃性ケーブルは、延焼した場合に大火災を起こす危険性がある。2016年10月12日には、埼玉県新座市の地中送電線ケーブルの火災により、最大約37万世帯の停電が発生した。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東電新座市のケーブル火災事故、2016年10月12日「ケーブル接続部の鋼管が内部から膨れ、破裂し」と報告されている。同様の事故が東海第二で起こらないことをどのように確認したのか？誰が確認したのか？</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 埼玉県新座市の洞道火災でケーブル火災の消火が誰の予想も超えた長期にわたったことはまだ記憶に新しいが、ケーブルが燃えるということは大変恐ろしいことである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防火シートに巻かれた非難燃性ケーブル束のうち、何れかのケーブルに異常が発生した場合、その場所と異常の状態を素早く発見し、特定する必要があるが、防火シートに巻かれた状態では、異常の発見と場所の特定に、余分な時間を要することは明らかである。</p>	<p>➤ 複合体内部には熱感知器とチューブ式局所自動消火設備を設置し、場所の特定も含めて、早期感知及び早期消火が図られることを確認しています</p>
<p>➤ 複数の火災感知器を組合わせて設置するとしているが、感知の判</p>	<p>➤ 審査においては、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発</p>

### 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
<p>断は or 条件の方が安全側であるため or 条件とすべき。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 線量の高いエリアに吸引式感知器を設置するとしているが、吸引式の場合、サンプリングによる時間遅れが発生する。どの程度の遅れで、遅れが許容されるのであれば、どの様な根拠か。</li> <li>➤ 線量の高いエリアに吸引式感知器を設置するとしているが、計測後の排ガスの処理方法、吸引配管の破断の検知方法を明確にするべき。</li> <li>➤ 復水貯蔵タンク、使用済燃料プール及び使用済樹脂貯蔵タンク室に発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしているが、運用で防ぐのは不十分である。</li> </ul>	<p>するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器等からなる異なる種類の感知器を組み合わせ、御指摘の通りの方針で設置する設計とすることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 煙吸引式感知器については、検出装置からの信号を中央制御室に設置する火災受電盤において確認することにより、早期感知を行うとする方針を確認しています。 設置変更許可にかかる審査においては、基本的な設計方針を確認しており、具体的な吸引式感知器等の詳細設計については工事計画の審査で確認していきます。</li> <li>➤ 設置許可申請では、基本的な設計方針を確認しています。具体的な感知器の詳細設計については工事計画の審査で確認していきますが、線量の高いエリアに設置する煙吸引感知器の排気については、計測後、元の高線量エリアに排気する基本的な設計方針を審査において、確認しています。</li> <li>➤ 復水貯蔵タンク、使用済燃料プール及び使用済樹脂貯蔵タンクは、水で満たされており、当該場所には可燃物がないことから火災の発生のおそれがないことを確認しています。 火災防護基準では、原子炉設置者が防護対策を適切に実施するための火災防護計画を定めることを求めており、当該場所への可燃物の持ち込みを制限するための手順（可燃物の持込管理、火気作業管理等に係るものを含む）、機器、組織の体制を定めるとした方針を確認しています。</li> </ul>

### 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
<p>➤ 電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する」とのことであるが、地震などの機械的外力により、電線管が破損・断裂することにより、同ケーブルの防火性能が基準以下に低下するのではないか。</p>	<p>➤ 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います。安全上重要なケーブルが収納された電線管等の電路類の耐震性については、地震時に要求される電氣的機能が喪失しないよう、その構造健全性を工事計画に係る審査で確認します。電線管の保守管理については、保全計画等に基づき適切に点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行うことを確認しています。</p>
<p>➤ 女川の高エネルギーアーク損傷火災のような火災の可能性がある。</p>	<p>➤ 高エネルギーアーク損傷火災対策については、発電用原子炉施設における火災の発生防止に係る設計方針の審査において、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方針を示しており、火災防護基準の規定にのっとっていることを確認しています。</p> <p>高エネルギーアーク損傷対策については、平成29年8月8日に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等の一部改正等が行われ、これに基づき、経過措置期間が終了するまでの間に、今後、事業者から工事計画変更認可申請がなされ、当該審査において詳細設計等を確認する予定としています。</p>
<p>➤ 配電盤のアーク損傷は東日本大震災でも起こっているので厳しく審査すべきだが規制庁に厳密に審査しているようにはみえません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 可燃性ケーブルに対する対応についてのべられているが、想定外の災害、人災が起きた際には重大事故を引き起こす可能性があると考えられる。この対策は一時しのぎにしかならず、あらゆる災</p>	<p>➤ 審査においては、申請者の設計方針が火災防護基準の規定にのっとっているものであり、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔離等により互いに異なる系統を分離することを確認していま</p>

### 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
<p>害、人災に対応できない。</p> <p>➤ 複数で同時に発火するような過酷な状態になった場合の逃げ道はどこにもない。</p> <p>➤ 原子力規制委員会はこの審査で非燃性ケーブルに防火シートを巻く方法を認めている。格納容器の中まである非燃性ケーブルを</p>	<p>す。また、重大事故等対処施設は、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計としていることを確認しています。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適合していることを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉の安全停止及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器については、火災防護基準に基づき、火災区域又は火災区画を設定し、火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じることを確認しています。その他の区画等については、消防法に基づき、火災感知器及び消火設備を設置する方針を確認しています。</p> <p>火災が発生した際は、発電所内に常駐している自衛消防隊による速やかな消火活動が可能であることを確認しています。</p> <p>また、大規模火災が発生している場合には、大規模損壊発生時における消火活動として、災害対策本部の指揮命令系統の下で消火活動をする手順が整備されていることを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉格納容器内における火災の軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一でないものの、通常運転時には窒素が充填</p>

### 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
<p>防火シートをまく方法は現実的には無理であり膨大な費用もかかる。</p> <p>➤ 格納容器の中にはケーブルはないのだろうか。</p>	<p>されることにより火災が発生するおそれがないことを踏まえ、申請者が下記①から⑥までの対策を講じることにより十分な保安水準が確保されていることを確認しています。また、原子炉格納容器内においては、複合体は設置しない方針であることを確認しています。</p> <p>①火災防護対象機器等は、6m以上の水平距離を確保することを原則とするが、6m以上の水平距離を確保することが困難である箇所については、可能な限り離隔を確保した上で、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため金属製電線管等で覆う。</p> <p>②電気盤又は油を内包した機器は、金属製の筐体又はケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定する。</p> <p>③火災源となり得る油を内包した機器は、堰等により油が漏れた場合でも拡大しないように設計する。</p> <p>④原子炉格納容器内は、可燃物の持込み管理を行う。</p> <p>⑤原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。なお、通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、運転停止後に交換する運用とする。</p> <p>⑥原子炉起動時に原子炉格納容器内で火災が発生した場合は、消防要員又は運転員の進入が困難なため、速やかに原子炉を停止する。その上で、原子炉格納容器内への窒素注入を継続し、窒息消火を行う又は窒素注入作業を中止し、早期に消火活動を実施する運用とする。</p> <p>➤ 同上</p>

### 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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非常用電源が有っても、ケーブルが燃えたら停電です。</li>   <li>➤ 審査書98ページ（火災による損傷の防止「3. 火災の発生防止に係る設計方針」）について、難燃性材料を使用する範囲は、安全機能を有する機器等と記載しているが、“等”の範囲は具体的に何を指すか明確にすべきである。また、火災防護に係る審査基準では、安全機能を有する構築物、系統及び機器となっており、対象が明確となっているが、それ以外に確認したものはあるか</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 非常用電源設備については、適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離し、火災によって安全機能が損なわれないように設計することを確認しています。</li>   <li>➤ 御指摘の箇所は、火災防護基準の概略を記載したものであり、記載を省略し機器等としています。 機器の他には、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物のうち主要な構造材、ケーブル、換気設備のフィルタ（チャコールフィルタを除く）、保温材、建屋内装材を確認しています。</li> </ul>

### III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地下水の流入による溢水の具体的な想定（どの方向からどの程度の量が流入するか）と対策が示されていない。多量の地下水流入量を想定し、溢水経路にある壁、扉、堰等が耐えるかが定量的に確認されない限り、溢水防護区画内への浸水を防ぐ安全機能が機能していると判断することは不適切である。</li>   <li>➤ 審査書P118の記載について、地下水の流入に関しては、福島第一においても大きな問題となっているが、地震時に破損することに対して、破損しても影響がないと判断した根拠が不明である。</li>   <li>➤ 原子炉とタービン建屋を取り囲んでいるサブドレンが停止し、建屋下部（基礎マットコンクリートの打ち継ぎ面）からの侵入につ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地下水については、地震により排水ポンプが停止し、原子炉建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定した上で、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることを確認しています。</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ 同上</li> </ul>

### III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

御意見の概要	考え方
<p>いてまったく検討されていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ サブドレンの代替ポンプがあるから問題なしとしているが、サブドレンの耐震性は検討されておらず、地震により代替ポンプが使えなくなる状況も検討すべき。</li> <li>➤ 溢水源及び溢水量を設定するための方針の中で溢水量の定量値が出てこない。肝心の情報が提供されない状況で、我々国民が審議案の是非についてコメントすることは不可能である。溢水量の定量値とその根拠を明示した上で対策を盛り込んだ審議案を作成し、パブリックコメントを再度求めることを強く希望する。</li> <li>➤ 管理区域外への漏えい要因として放射性物質に汚染された地下水が考慮されていない。</li> <li>➤ 地下水の流入に関する規制の考え方について、既に再稼働している発電所との間で規制に一貫性はあるのか？</li> <li>➤ 地下水を汲み上げるポンプ等の設備範囲、目的、審査における位置付け等が不明確である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 溢水量については、漏水量が最大となるよう破損位置や操作時間を踏まえた隔離時間等を検討の上、保守性を有するよう設定する方針としていることを確認しています。具体的な溢水量については、破損による溢水、消火水等の放水による溢水、地震による溢水及びその他の要因による溢水量を算出しており、詳細は審査資料、ホームページで公開しています。</li> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 設置許可基準規則等に基づき、適切に審査を実施しており、一貫性を確保しています。</li> <li>➤ 排水ポンプについては、溢水防護対象設備を内包する原子炉建屋、タービン建屋等の周辺地下部に設置されており、各建屋周辺に流入する地下水の排出を行うとしていることを確認していま</li> </ul>

### III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 没水対策として堰を設置することとしているが、堰を設置した上部に水系配管があった場合、当該配管の破損を想定した場合、堰内側に水が滞留し安全機能に影響を及ぼすことが考えられるが、審査においてどのような確認を行っているか？</li>   <li>➤ 地震に起因する機器の破損に伴う溢水は、建屋最地下階に貯留されるため、最地下階の耐震壁に限定して評価を行っているが、上階における溢水経路上の壁床については、その健全性（ひび割れの影響）をどのように確認したのか。</li>   <li>➤ 火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合は、消火水の流入を考慮するとしている点について、具体的にどのような条件で止水機能が喪失すると整理しているのか。</li> </ul>	<p>す。</p> <p>また、排水ポンプについては、地震により停止し、原子炉建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定した上で、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 配管の破損等により堰内側に水が滞留した場合でも、流下経路とする開口部周りの堰を低くし、下層階に流下させる設計としており、溢水により堰内側の防護対象設備の機能喪失高さを超えないことを確認しています。また、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、没水により同時に機能が損なわれないよう別区画に設置することにより安全機能が損なわれないことを確認しています。</li>   <li>➤ 溢水経路上の壁及び床については、耐震性を有しており、仮に地震によりひび等が発生した場合においても止水機能が維持されると評価していることを確認しています。また、壁及び床の原子炉建屋等構築物の保守管理については、社内マニュアルに基づき、適切に実施するとしていることを確認しています。</li>   <li>➤ 溢水防護区画内外で発生した火災による燃焼等により壁貫通部の止水機能が喪失する場合を想定し、そのような場合には、溢水防護区画及び溢水経路の設定において、消火水の流入を考慮する方針であることを確認したものです。これに対し、事業者は火災により貫通部の止水機能が損なうおそれがない設計とするとし</li> </ul>



### III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 取りまとめ資料 補足説明資料 30 施設定期検査中における溢水影響について、地震と同時に躯体は損傷すると考えられるが、原子炉建屋6階床面に5分から10分程度滞留しても問題ないとした根拠を明確にすべき。少なくとも、躯体評価と漏水量の観点から説明が必要である。</li>   <li>➤ 設置する水密扉、堰は、重要な設備であるが、当該機器点検や物品搬出の際、取り外すことも考えられる。規制側は、電力会社に取り外した都度、確認するのか。</li>   <li>➤ 内部溢水対策として建屋内に堰を設置するが、物品搬出入などの</li> </ul>	<p>ており、止水機能を維持する設計方針であることを確認しています。この方針による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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 基準地震動によって施設定期検査中の使用済燃料プール等（使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプール）から発生するスロッシングによる溢水の防護方針については、発生する溢水を原子炉建屋6階床面（オペフロ）に滞留させることなく使用済燃料プール等に速やかに導く運用とすることを確認しています。具体的には、原子炉建屋6階面に設置している床ファンネルの閉止措置及び溢水拡大防止堰（通常運転時の溢水対策として設置するもの）に加えて止水板を設置することにより下階に流下させないこと、使用済燃料プール及びドライヤセパレータプール外周部の堰の改造（切欠く対策）を行い、床面に溜まる水をプール側に流入させることとしています。</li> <p>また、原子炉建屋6階床面のコンクリートの厚さは、50cm～120cmあり、十分な剛性を有することを踏まえると地震時の変形は十分小さく下階への漏えいはないと判断していること及び滞留水の水量と堰の切り欠き幅から約5～10分で滞留水が、プール等へ戻ると評価していることを確認しています。</p> <li>➤ 運用管理を含め内部溢水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動については、保安規定等の審査において確認し、その実施状況については、保安検査等で確認していきます。</li>   <li>➤ 同上</li> </ul>

### III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

御意見の概要	考え方
<p>理由で、堰を一時的に取り外すことが考えられる。これは、現場作業において安全性確保の観点から必要な行為であると考えますが、堰を取り外した場合の運用管理方法についてどのように考えているのか。</p> <p>➤ 現段階で東海原発での地下水の流入量が少なかったとしても、地震により打ち継面の隙間が拡大し流入量が拡大する可能性があると考えます。東海原発での現在までの打ち継面からの地下水流入に関しての報告を求めるべきであり、打ち継面の状態を確認すべき。（質問を統合）</p> <p>➤ 溢水による損傷の防止等(第9条関係)1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針「原子炉冷却材喪失事故のための機器については、溢水の影響評価対象としない」としていますが、冷却材喪失と溢水が同時に起きない根拠を示して下さい。冷却材が流れ出て溢水となる事は無いのでしょうか？</p> <p>➤ 東海第二号機の残留熱除去系熱交換器冷却水側は海水冷却であり、漏えいすると水源は無限であることから原子炉建屋内が水没する恐れがある。この点に関して内部溢水の審査は不十分であ</p>	<p>➤ 本審査では、地下水に対する防護対策を含め、溢水に対し防護すべき設備が設置される区画等を設定する方針及び溢水防護区画を内包する建屋への外部からの流入防止に関する設計方針等を確認しています。打ち継面を含む水密性を要求される各建屋の貯留区画については、基準地震動に対して水密性に影響のあるせん断ひび割れが生じないことを確認しています。また、申請者は、原子炉建屋等構造物の保守管理において、ひび割れ分布等を確認し、ひび割れ幅に従い健全性を確認した上で、必要に応じて補修を行うとしていることを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器については、没水、被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認していることから、溢水による影響評価の対象としないことを確認しています。また、原子炉格納容器内から外への溢水については、設置許可基準規則第32条において、原子炉冷却材喪失事故時等においても原子炉格納容器の機能が確保されることを確認しています。</p> <p>➤ 溢水評価において、残留熱除去系熱交換器冷却水側は、想定破損による溢水源として抽出しています。当該系統の溢水量の算定にあたっては、内部溢水評価ガイドに基づき、配管分類を低エネルギー</p>

### III-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

御意見の概要	考え方
<p>る。</p>	<p>ギー配管、破断形状を貫通クラック（配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック）、保有水量は無量大とし、隔離までの時間（漏えい検知による早期検知、中央制御室からの隔離作業）が40分であることを踏まえ、溢水量を272m<sup>3</sup>と設定していることを確認しています。当該システムについては、上記のように設定した溢水源及び溢水量による影響を評価した上で、安全機能が損なわれないようにする方針であることを確認しています。</p>

### III-8 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ヒューマンエラーにどう対処するかが書かれていない。想定されるヒューマンエラーとそれへの対策を誤操作の防止策として追加してほしい。</li>   <li>➤ 誤操作の防止「操作器具は、形状や色等の視覚的要素により識別を容易にする」とあるが、停電時は視覚による識別は困難になる。非常用の照明の点灯時間は通常30分程度であるが、当該施設の非常用照明の点灯時刻は何分間か？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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、既に、設計基準対象施設については、人間工学上の諸因子を考慮した操作性を有していること、発電用原子炉の状態が正確かつ迅速に把握できること等の措置が講じられた設計とされています。</li>   <li>➤ 想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が安全施設を容易に操作できるようにすることを確認しています。また、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源の備えについても、昼夜及び場所を問わず作業可能とするものであることを確認しています。さらに、作業用照明については、非常用母線又は蓄電池から給電できることとし、全交流動力電源を喪失した場合においても直流非常</li> </ul>

III-8 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）	
御意見の概要	考え方
	<p>灯及び蓄電池内蔵型照明については、蓄電池により 95 分以上点灯できる設計とすることを確認しています。</p> <p>それ以降については、重大事故等に対処するための電源設備である常設代替交流電源設備によって電力が供給されることを確認しています。</p>

III-10 安全施設（第12条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査案 121～124 ページで、安全施設について、「重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。」としているが、そこで対象とされているのはハードウェア（機器）のみであり、それら全体をシステムとして管理並びに制御しているソフトウェア（監視ソフトウェア等）が含まれていない。今や原子力プラントのような大規模システムにソフトウェアはなくてはならない存在である。従って、ソフトウェアの多重化は当たり前であり、何らかの不具合発生に備えてバックアップからの復旧等も必須となる。ソフトウェア含めたシステム全体の視点から安全施設要件を満たしているかどうかを確認しない限り、設置認可基準規則に適合するとは判断できないと考える。</p> <p>➤ 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合「格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッダは、全周破断を仮定したとしても、冷却機能、安全機能を維持でき、多重性は必</p>	<p>➤ 設置許可基準規則第24条において、発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備である安全保護回路を設けることを要求しています。</p> <p>安全保護回路のうち、デジタル演算処理を行う機器は、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては、要求される機能が確実に実現されることを確認するため、設計、製作、試験、変更管理の各段階で検証及び妥当性確認を実施し、信頼性を確保する設計方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 審査においては、多重性は必要ないとした格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）について、設計基準事故時に、配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっ</p>

### III-10 安全施設（第12条関係）

御意見の概要	考え方
<p>要ない」としているが、この状態で他が故障すれば単一故障ではなくなるため、早急に運転を停止して復旧する必要があり、本事象発生が適切に検知できる事を明確にすべき。</p>	<p>ても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できることを確認しています。</p> <p>格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）が破断等により故障した場合には、残留熱除去系系統流量計の指示値の低下等により検知が可能であることを確認しています。本事象を検知した後の具体的な対応については、保安規定に規定され、その遵守状況は保安検査等で確認していきます。</p>

### III-12 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 125 頁 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策について重量物として燃料取替機と建屋クレーンを選択し、落下防止策を施しており、落下することはないとしているが、東電福島第一の3号炉、4号炉で、3.11の事故時に落下している。落下防止策があるから落下しないは不適切であり、落下した場合の安全性の検証が必要である。使用済燃料輸送容器と使用済み燃料貯蔵容器を選定しており、いずれも運用上の措置を講じることで落下を防止できるとしているが、100 トンを超える重量物であり、落下した場合の、貯蔵ラックと使用済み燃料の安全性およびプール底面に落下した場合またはプール壁面に接触した場合などの健全性の評価が必要である。使用済燃料輸送容器は、9mの落下試験を義務付けられおり、落下する事があるとして試験されており、本件のみ落下防止策・運用上の措置で評価しないのは、整合性がない。落下した場合の安全性を確認するべきである。</p> <p>➤ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）「使用済燃料貯蔵施設（乾式キャスクを除く。）における重量物の落下時にも貯蔵施設機能が損なわれない設計」とありますが、乾式キャスクを除いて良い理由は为什么呢？</p>	<p>➤ 燃料取替機と原子炉建屋クレーンは、基準地震動に対して、各部位に発生する荷重により生ずる応力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としていることを確認しています。</p> <p>また、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器が吊られた状態で、使用済燃料貯蔵プール上を原子炉建屋クレーンが通過できない等のインターロックを設ける設計としていることを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の設置許可基準規則第16条第2項第二号において「乾式キャスクを除く」としているのは、使用済燃料施設のうち使用済燃料プールに適用される要求事項であることを明確にするためです。乾式キャスクに適用される要求事項については、同条第4項に規定されています。</p> <p>なお、乾式キャスクの使用済燃料プールへの落下の可能性に関しては、使用済燃料貯蔵プールの機能が喪失しないよう、乾式キャスクを原子炉建屋クレーンにより吊った状態で使用済燃料貯蔵プール上を通過できないなどのインターロックを設ける設計と</p>

Ⅲ－１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）	
御意見の概要	考え方
	していることを確認しています。

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
<p>➤ １２７ページ、下から２行目：「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？</p>	<p>➤ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインの第１隔離弁から第２隔離弁までの範囲です。</p>

Ⅲ－１４ 安全保護回路（第２４条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ サイバーテロのように悪意ある侵入を行うのであれば、インプットを行うタイミングを狙って、内部に協力者を作り、USB メモリーなどの外部媒体を使って侵入することも（過去にいくつも事例がある）、イントラネットに接続されることを期待して従業員の所有するスタンドアローンの PC にウイルスを仕込み、内部に侵入する機会をうかがうこと（これも多くの事例がある）も考えられる。記載されているようなセキュリティ管理程度では外部からの悪意ある侵入を防止できない。</p>	<p>➤ 安全保護回路については、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、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ています。また、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の遮断については、核物質防護対策として規定されており、核物質防護規定の認可において確認しています。</p>
<p>➤ 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</p>	<p>➤ 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用す</p>

### III-14 安全保護回路（第24条関係）

御意見の概要	考え方
<p>しようとする根拠については前回のパブコメへの貴回答でもお答えを頂けなかった。どうして固有性によって防御できるのか、その根拠を示していただきたい。</p> <p>➤ 鍵が管理されていなかったり、盤の鍵が汎用的なものであったりしては意味が無いので、実効性まで含めて確認すべき。</p>	<p>ることで、汎用品のソフトウェアの脆弱性を利用した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ことを確認しています。</p> <p>➤ 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います。具体的な鍵管理を含め、原子力発電所の保安活動については、保安規定等に規定され、その遵守状況については、保安検査等で確認していきます。</p>

### III-16 保安電源設備（第33条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 275kVを受電するための所内変圧器と154kVを受電するための予備変圧器の容量を比較してみると、容量としては、前者の40%弱。154kVの受電では、原子炉冷却などに必要な全機器に対して供給すべき電力が極めて不十分であり、154kV受電をもって、275kV受電の代替とすることは不可能。275kV系統は2回線あっても、同一の送電鉄塔を使用して、同一の那珂変電所から受電しているから、独立した接続とはならない。</p> <p>➤ 東電の過酷事故は地震によって夜ノ森の送電線の倒壊が引き起こしました。送受電線の経路についても地盤調査すべきではないでしょうか。</p>	<p>➤ 原子炉の停止に必要な所内最大負荷容量は、約14MWであり、起動変圧器(約50,000kVA)、予備変圧器(約38,000kVA)のいずれによっても電力を供給し得ることを確認しています。</p> <p>なお、275kV送電線と154kV送電線は、同一の送電鉄塔に架線されておらず物理的に分離して受電できること、また、異なる変電所から受電しており独立性を有していることを確認しています。</p> <p>➤ 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気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。外部電源系については、275kV送電線及び154kV送電線の2ルート3回線を有し、275kV送電線と154kV送電線は、同一の送電鉄塔に架線されておらず物理的に分離して受電できること、また、異なる変電所から受電しており独立性を有していることを確認しています。</p>



### III-16 保安電源設備（第33条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 東海第二原発も 3.11 の時には外部電源が失われたが、非常用発電装置が起動し原子炉の冷却を続けることができた。これは本当に運が良かったと言える。しかし3日間かかってようやく冷温停止に至った事実を忘れてはいけない。もし、津波があと70cm高かったら、あるいは津波がくるのがあと2日遅かったら、東海第二原発は福島第一原発同様の過酷事故を起こしていたことになる。防潮堤を6.1メートルの高さにかさ上げする工事が完成したのが2日前だったことを思い出して欲しい。外部電源をCクラスからSクラスにし、過酷事故を防ぐ手段として確実に担保すべきである。</p> <p>➤ 非常用電源について、複数経路で独立した回路。という記述はあるが、非常用電源の設置位置についての記述が見当たらない。福島原発では地下にあったため水没した。女川原発では当初の設置場所から「ここでは低い」と東北電力社長の指示で高所に設置したため、津波をかぶらなかった。これらの知見を生かしたものになっているべき。</p>	<p>➤ 同上 また、外部電源、非常用発電設備が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な代替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ています。</p> <p>➤ 非常用電源設備のうち、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系を含む。）及びその付属設備（燃料供給系統）の設置場所は、基準地震動に対して健全性が確認された建物である原子炉建屋内の区画された部屋とする設計としていることを確認しています。 津波に対しては、非常用ディーゼル発電機及びその付属設備が設置されているエリアは、新設する防潮堤により基準津波に対して浸水や波力等により機能喪失をしない設計とすることを確認しています。さらに、タービン建屋内及び屋外の循環水系配管、屋外の非常用海水系配管の破断箇所から溢水した海水の流入並びに地下水の流入を考慮しても、非常用ディーゼル発電機等が設置されている原子炉建屋内に影響を与えることはないことを確認しています。</p>

### III-16 保安電源設備（第33条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 132ページ：「(4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保」の記載内容は東海第2原発の設計基準対象施設のみに関する記述となっているが、東海1号は廃止措置状態にあるのだから、本項目は対象外となるのでは？</p>	<p>なお、非常用電源設備の原子炉建屋内における具体的な設置場所については、防護上の観点から非公開としています。</p> <p>➤ 申請者は、電力システムの信頼性確保の観点から、複数の発電用原子炉施設が設置されている場合と同様に、設計基準対象施設に連系する送電線について、受電可能な3回線を有し、いずれの2回線が喪失しても、それ以外のいずれかの1回線により原子炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備える構成とする設計方針等を示しています。該当部分については、審査において、これらについて確認したことから記載しているものです。</p>

### IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力

御意見の概要	考え方
<p>➤ それぞれの事故対策に分～秒単位の進行がシミュレーションされているが、自然災害が重なっている場合、想定通りに進められない可能性が大きいのではないか。</p>	<p>➤ 有効性評価における運転員等の操作時間は、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間に対して、十分に時間的な余裕があるよう保守的に設定されていることを確認しています。さらに、対策の有効性を確認するため、運転員操作の遅れ等の影響評価を要求し、操作が遅れた場合でも一定の余裕があることを確認しています。</p> <p>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、高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実</p>

#### IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ それぞれ起こりうる事故の対策に、大変細かいシミュレーションはされているが、実際の自然災害時には、それらが個別に起こるわけではなく、地震・津波・電源喪失・余震・・・等々は重複して発生し、しかも対応する担当者のケガなどの人的確保も困難になるなど、シミュレーション通りに事故処理が滞りなく進行するとは到底信じられない。</li> <li>➤ 事故シーケンスの中に多くの時間的な制約があるが、解析で炉心溶融を起こさないというシナリオは、当該関連設備がすべて健全であり人的ミスによる大幅な時間遅れもないことが前提になっている。炉心溶融事故を避けられることは証明されていない。</li> </ul>	<p>施する方針であることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 評価の対象は、設計基準事象を超えた重大事故に至るおそれがある事故であり、設計基準事故対処設備の多重故障により重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の対策に有効性があるかを確認しています。 また、重大事故等対処設備の共通事項として、以下のとおり確認しています。             <ul style="list-style-type: none"> <li>① 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすること</li> <li>② 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と共通要因によって同時</li> </ul> </li> </ul>

IV 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力	
御意見の概要	考え方
	<p>にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすること</p> <p>このため、設計基準事故対処設備の多重故障に重大事故防止設備の単一故障が重畳する可能性は、極めて小さいと考えられます。さらに、対策の有効性を確認するため、運転員操作の遅れ等の影響評価を要求し、操作が遅れた場合でも一定の時間余裕があることを確認しています。</p>

IV-1.1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故発生の確率は、福島第一原発と同じか、それ以上に大きいとみるべきです。</li> <li>➤ 国内外の先進的な対策とは具体的には何か？</li> <li>➤ 福島第一原子力発電所2号機では、圧力容器を破損させるほどの水蒸気爆発かもしくはそれに近い激しい現象が起こったとされており、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発の「発生確率は極めて</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者が実施した確率論的リスク評価(PRA)による炉心損傷頻度については、申請書(追補2. I)「東海第二発電所確率論的リスク評価(PRA)について」において確認できます。</li> <li>➤ 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です。具体的な事例は、申請書(追補2. I)の別紙3「諸外国における炉心損傷防止対策の調査結果について」にて確認できます。</li> <li>➤ 原子炉内における水蒸気爆発については、国内外における実験的研究や専門家による分析を踏まえ、BWR体系では下部プレナム内の冷却水は飽和状態であること、原子炉内には多数の構造物が</li> </ul>

#### IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>低い」とすることはできない。</p> <p>➤ 評価対象とする格納容器破損モードの抽出 p.144「必ず想定する格納容器破損モードに分類されない2つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）及び3つの破損モード（早期破損モード（未臨界確保失敗時）、格納容器バイパス（インターフェイス LOCA）及び過圧破損（崩壊熱除去失敗）については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要がない。」としているが、少なくとも前2つの破損モードを除外することは間違っているので、再考を求める。</p> <p>➤ 超過津波設定が過小である。超過津波を24m超としているが、30m超をベースにすべきだ 基準津波を超える津波の想定は、既往最大を超えるとしなければ意味はない。超過津波を既往最大の波高（遡上高）を超える高さを基準として評価しなければ過去最大を超える評価にはならないのでやり直すべきである。</p>	<p>存在しており、トリガリングが制約されることから、その発生確率は極めて低いと判断しています。</p> <p>➤ 同上 また、格納容器隔離失敗については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を1日1回確認する運用であること及び事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いことを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則解釈別記3は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求しています。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求しています。策定された基準津波による防潮堤前面での入力津波高さをT.P.+17.9mと評価しており、さらに、基準津波を超え敷地に遡上する津波については、津波PRAにおいて、太平洋側の特徴である津波水位が高く、頻度も全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいというレベルではないという知見をもとにした津波ハザー</p>

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>➤ 超過津波を 24m 超としているが過小評価のそしりを免れない。32m 級を基準にすべきである。</p> <p>➤ 基準地震動の設定で防潮堤を津波 17.1m としているが、超大型津波が到達しないと断言できるのか。</p>	<p>ド曲線（防潮堤前面）を反映した PRA 結果を踏まえ、防潮堤（T.P.+20m）を超える津波を、安全機能への影響から 3 つに区分（T.P.+20m～T.P.+22m、T.P.+22m～T.P.+24m、T.P.+24m 超過）して評価しています。</p> <p>この結果、T.P.+24m 超過の津波は、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「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」に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。</p> <p>具体的には、以下のことを確認しています。</p> <p>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を確認しています。また、影響度の観点からは、津波波力により防潮堤が損傷し、流入した津波により機能喪失する設備（※）の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、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を確認しています。</p> <p>（※）炉心損傷を防止するための設備</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

#### IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>➤ 基準津波の年超過確率は最高水位及び最低水位ともに 10 のマイナス 3 乗～10 のマイナス 4 乗程度と記されている（審査書案 44 頁）が、そのような評価との関連で、想定する基準津波を超え敷地に遡上する津波の発生確率はいくらなのか。また、その想定が妥当と判断する根拠は何か。</p> <p>➤ 基準地震動の超過について具体的数値が記載されていない。重大事故を引き起こす地震想定を明らかにし、その場合の対処方法を定めなければ「重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」の評価にはならない。</p>	<p>➤ 御指摘の「基準津波の年超過確率」は、敷地前面の沖合い約 19km の水深 100m 地点での値であり、基準津波を超え敷地に遡上する津波に対するものとは異なる評価値です。 基準津波を超え敷地に遡上する津波（防潮堤前面において、T.P. +20m（防潮堤高さ）～T.P. +24m）の年超過確率は、津波 PRA における津波ハザード曲線（防潮堤前面）（※）より、<math>10^{-5}</math>～<math>10^{-7}</math> 程度となります。 また、この津波ハザード曲線については、「確率論的津波ハザード解析の方法」（土木学会 2011）や「原子力発電所の津波評価技術 2016」（土木学会 2016）等を踏まえて、敷地に影響を及ぼし得る津波及びそれらの不確かさを十分考慮し策定していることを確認しています。 （※）申請書（追補 2. I）「東海第二発電所確率論的リスク評価（PRA）について」第 1.2.2.2-4 図</p> <p>➤ 一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」を参考に敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを算定し、基準地震動の応答スペクトルと比較することにより、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」のうち、基準地震動 Ss-D1 の年超過確率は <math>10^{-4}</math>～<math>10^{-5}</math> 程度、Ss-11 から Ss-14 並びに Ss-21 及び Ss-22 の年超過確率は <math>10^{-4}</math>～<math>10^{-6}</math> 程度であり、「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は <math>10^{-4}</math>～<math>10^{-6}</math> 程度であることから、基準地震動を超える地震動の年超過確率はこれら以下となります。 新規制基準では、東日本大震災による東京電力福島第一原子力発</p>

#### IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>➤ 昨年の柏崎刈羽原発に関する貴委員会の審査書案へのパブリックコメントとして、「事故の想定」に欠落がある旨コメントしました。追加を要する事故として上げたのは、一つは「地震時の原子炉容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象」、もう一つは「LOCA時緊急炉心冷却水（ECCS水）注入に伴う反応度投入事象」です。このコメントに対する貴委員会の「考え方」では、いずれも考慮不要とのことですが、疑義があります。本件の東海第二原発は柏崎刈羽原発と同型のBWRであり、同様の「考え方」が採用されていると考えられますので、ここに再度コメント致します。</p> <p>(1) 地震時の原子炉容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象</p>	<p>電所事故の教訓を踏まえ、有効性評価の事故の想定において、地震を含む確率論的リスク評価（PRA）を行い、事故シーケンスグループを特定することとしています。また、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。</p> <p>➤ 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。</p> <p>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ないと考えられます。</p> <p>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</p>



#### IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>➤ 水平方向の加速度の場合、「考え方」では、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、時間を要するため、スクラムが間に合う、との見解だが、炉容器に対して大きな変位型地震動が一度加わるだけで、上下部プレナムの冷却水が一方向に集まり、その領域の炉心内で沸騰開始点が制御棒挿入率の小さい炉心上方に押し上げられるおそれがあると考えられる。</p> <p>➤ 鉛直方向の加速度の場合、「考え方」では、強制対流によるチャンネルボックス内の流速は十分速く、地震加速度の影響は十分小さい、との見解だが、チャンネルボックス下部の沸騰寸前の熱水に上下方向の交代圧が作用すると、沸騰開始点より下方で突発的な沸騰が生じてその上の熱水を炉心上方に押し上げるおそれがあると考えられる。</p>	<p>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。</p> <p>② 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。</p> <p>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く、これに伴う著しい反応度の投入はないと考えられます。</p> <p>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。</p> <p>② 運転中の原子炉では、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13,520～48,300t/h）（※1）。再循環系ポンプは、地震により原子炉スクラムしても低速度で運転を継続します。仮に再循環系ポンプの電源が喪失した場合でも、ポンプ回転数半減時間は5秒以上であり、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。</p>

#### IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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）。</p> <p>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）。</p> <p>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東海第二では発生しない事象です。</p>

## IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>(2) LOCA時のECCS水注入に伴う反応度投入事象</p> <p>LOCA時に何らかの原因でECCS水注入が遅れて炉心が過熱された場合、「考え方」では、制御棒が溶け落ちる状態（約1200℃）では燃料棒（ジルカロイ被覆管の融点は約1850℃）は損傷しており、炉心の幾何学的形状が維持されるとは考えられないので反応度投入は考えられない、との見解だが、部分的に幾何学的形状が維持されることは否定できない。また、「ほう酸水注入系」により炉心損傷後の未臨界を維持するとのことだが、炉容器底部が既に損傷していた場合、注入したほう酸水が漏出してしま</p>	<p>(※1) 保安規定(定格流量48,300t/h、28%~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))</p> <p>➤ 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ないと考えられます。</p> <p>① BWRの制御棒では<math>B_4C</math>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<math>B_4C</math>との共晶反応により制御棒被覆が溶融する状態(約</p>

#### IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>うことはないのか。被覆材溶融温度が燃料棒より制御棒で 600°C 以上も低いという著しい不安全隐患を放置するのは設計思想上許されない。福島事故の経験をふまえて、全ての ECCS 水をほう素入りとし、いつどの系統が自動作動しても反応度事故に至らないよう備えることは最低限の対策である。</p>	<p>1, 200°C) 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ません。</p> <p>② このような状態は、BWRの炉心を模擬したDF-4 (※) の実験でも見られています。</p> <p>仮に部分的に炉心の幾何学的形状が維持された場合でも、部分臨界となる可能性は極めて低いと考えられます。さらに、部分臨界となった場合でも、負の反応度フィードバック効果により大きな出力にはならないと考えられます。</p> <p>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高圧電源装置から給電され、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。</p> <p>なお、原子炉圧力容器底部が既に損傷していた場合には、御指摘のとおりほう酸水が漏出しますが、減速材である水も漏出するため、炉心は未臨界が維持されると考えられます。</p> <p>(※) R. O. Gauntt, R. D. Gasser, L. J. Ott, 「The DF-4 Fuel Damage Experiment in ACRR with a BWR Control Blade and Channel Box」, NUREG/CR-4671 (1989).</p>

IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 冷却できなくなれば、福島原発事故のように加熱した挙句、福島原発事故よりも悲惨な結果になることが予想されます。</p>	<p>➤ 審査書（案）「IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」において、高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失が重畳した場合においても、重大事故等対処設備による原子炉への低圧注水及び原子炉格納容器からの除熱等の対策により、炉心損傷が防止できることを確認しています。</p>

IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失」p.165において、代替原子炉補機冷却系として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/チャンバー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。</p>	<p>➤ 審査書（案）「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」に記載のあるとおり、安定状態に向けた対策として、常設代替高圧電源装置による給電を開始した後、残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を実施することを確認しています。また、これらの操作は、中央制御室での操作となります。</p> <p>なお、東海第二においては、御指摘の代替原子炉補機冷却系としての可搬式熱交換器ユニットを用いる対策とはなっていません。</p>

#### IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査書案 187 ページ 設計基準事故（LOCA を除く）とありますが、どういうことか。想定外が考えられるが無視をするということか。</p> <p>➤ 審査案 192 ページで、規制委員会は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用時でも、「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ることはない。」と判断している。そもそも、「著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない」とはどういうことなのか。</p>	<p>➤ 御指摘の事故シーケンスグループ「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（残留熱除去機能が喪失した場合）」の起因事象として「設計基準事故（LOCA を除く）」としているのは、LOCA の場合は発生とともに原子炉圧力及び水位が低下するため、他の起因事象と事象進展が異なるためです。LOCA を起因事象とした場合については、他の事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、LOCA の発生に加えて高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失（※）が重畳した場合の炉心損傷防止対策の有効性を確認しています。</p> <p>（※）低圧注水機能が喪失していることから、残留熱除去系の機能喪失に伴い崩壊熱除去機能も喪失しています。</p> <p>➤ 御指摘の「著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない」について、炉心損傷防止対策の有効性評価ガイドにおいては、格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループでは、敷地境界での実効線量が発生事故当たり概ね 5mSv 以下となることを確認することとされています。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」においては、炉心損傷を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用しています。この場合の敷地境界での実効線量は、5mSv を下回ることから、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ることはないことを確認しています。</p> <p>なお、有効性評価ガイドにおける「5mSv」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）における設計基準事故の判断基準である 5mSv を</p>

#### IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査案 192 ページで、規制委員会は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用時でも、「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ることはない。」と判断している。しかしながら、東京電力が柏崎刈羽原子力発電所の安全対策として発行している『原子力発電所に質問です Vol. 3』の 26 ページに、「粒子状放射性物質の 99.9%はフィルターで除去できるが、希ガスと呼ばれる気体状の放射性物質は放出してしまうためこの設備を使用するようなことになった場合は、近隣にお住いの皆様には避難をして頂く必要があります。」とある。どうして両者に対応の差があるのか。</p> <p>➤ 審査書案「1-2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」について、「④安定状態に向けた対策: 逃がし安全弁(自動減圧機能)の開維持及び低圧代替注水系(常設)により、炉心の冷却を継続するとともに、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を実施する。」とあるが、逃がし安全弁を用いた場合、その弁を通して放射性物質が拡散される危険はいかほどと算定されているのか。またその範囲はいかほどと算定されているのか。</p>	<p>適用したものです。</p> <p>➤ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」においては、炉心損傷が発生する前に格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用しています。一方、御指摘の東京電力の「原子力発電所に質問です vol. 3」における格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントについては、炉心損傷後の格納容器ベントと思われ、両者は想定が異なります。</p> <p>➤ 逃がし安全弁から放出された水蒸気は、原子炉格納容器内のサブレーション・チェンバに導かれる設計となっており、直接大気に放出されるものではありません。</p>

#### IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順(第 44 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.1 関係)」</p>	<p>➤ 重要事故シーケンス「過渡事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗」において、主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、制御棒</p>

#### IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>を示しているが、1985年の東海第二原発の控訴審で問題提起された全電気負荷喪失・タービンバイパス弁不動作の際にスクラム（緊急停止）が僅か0.5秒遅れたら暴走事故となって圧力容器が破壊されるという解析に対する答えになっていない。緊急停止に失敗した時点で、暴走事故が発生してしまい、全く安全対策とはなっていない事からしても東海第二原発は再稼働すべきではないと思われる。</p> <p>➤ A TWSと給水の停止を競合させて炉心損傷防止機能は機能するのか再検証すべきだ。A TWSと過渡変化を組み合わせた原子炉停止機能喪失の解析では、外部電源は失わないと仮定されているが、真に厳しい条件は、冷却材投入が電源喪失により実施できなくなった場合であるから、これに全電源喪失を加えて解析をやり直すべきである。</p> <p>➤ 原子炉スクラム失敗時には、原子炉を停止させるためにほう酸注入システムからホウ素を投入することになっているが、大規模地震により制御棒駆動機構の配管が全損し全て機能しないような事態を想定した場合、同様にほう酸注入システムの配管やポンプ、制御システムが破壊されて機能しない事態をも想定すべきである。</p>	<p>が原子炉に緊急挿入されない場合を想定しており、御指摘のスクラム遅れよりも厳しい想定で評価をしています。これに対し、再循環系ポンプトリップによる原子炉出力の抑制、ほう酸水注入系による未臨界の維持、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱等による炉心損傷防止対策が有効なものであることを確認しています。</p> <p>➤ 本重要事故シーケンスにおける事故条件としては、外部電源があるものとして評価をしています。これは、事象発生と同時に再循環系ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管最高温度、原子炉格納容器内の圧力及びサプレッションプール水温の上昇の観点で、外部電源がない場合に比べて厳しい設定となるためです。仮に、事象発生とともに外部電源喪失が発生した場合は、外部電源喪失とともに再循環系ポンプがトリップし、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水は停止することで、原子炉出力が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認しています。</p> <p>➤ ほう酸水注入系は、重大事故等対処設備として、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ように設計することを確認しています。また、ほう酸水注入系は、制御棒駆動機構等に対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られているとともに、異なる駆動源を用いていることにより多様性を有していることなど、共通</p>



#### IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>➤ 冷却方法はサプレッションプールに蒸気を送り冷却することしかないが、この系統が飽和した場合、熱を捨てる場所が無くなる危険性がある。福島第一原発事故のような崩壊熱の除去までで熱の影響が留まるのであれば、冷却も出来る可能性があるが、炉の出力が30%などという状況下ではサプレッションプール水は直ぐに沸騰状態となる。停止操作の喪失に伴う熱出力の変化と、サプレッションプール水で冷却が可能な時間を求めるべきであるが、規制委はサプレッションプール水を冷却し続けるRCICが働いているから冷却を続けることが可能との見解は甘い想定と言わざるを得ない。もう一度原子炉停止操作の喪失による影響度合いの検証をやり直すべきだ。</p> <p>➤ 当該過渡事象は初期の厳しい条件であり、停止操作に長期間かかり止められない時間が長くなる状況について解析がない。原子炉停止失敗により発熱量が十分高いままであればサプレッションプール水は早期に沸騰状態となり、格納容器の耐圧限界0.62MPaにおける飽和温度を超え、さらに進めば「格納容器過圧・過温破損」へと進む。この解析がないため、格納容器の過圧破損をどの</p>	<p>要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように設計することを確認しています。</p> <p>さらに、基準地震動を超えるような大規模な自然災害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、体制の整備を行う方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」において、主蒸気隔離弁の誤閉止後、制御棒が原子炉に緊急挿入されない場合を想定し、再循環系ポンプトリップによる原子炉出力の抑制、ほう酸水注入系による未臨界の維持、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱等による炉心損傷防止対策が有効なものであることを確認しています。</p> <p>また、この対策により、サプレッション・プール水の最高温度は約115℃（事象発生から約45分後）に抑えられ、残留熱除去系ポンプの最高使用温度は182℃、残留熱除去系熱交換器の最高使用温度は249℃であることから、除熱機能が維持されることを確認しています。</p> <p>➤ ほう酸水注入系起動操作が遅れた場合、未臨界になる時間が遅くなることでサプレッション・プール水温度の上昇が大きくなりますが、本重要事故シーケンスにおけるサプレッション・プール水の最高温度は約115℃（事象発生から約45分後）であり、御指摘の原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]におけるサプレッション・プール水の飽和温度167℃に対して余裕はあることから、操</p>

#### IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>ようにして回避するのがわからない。事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」では格納容器ベントを行うまで 24 時間以上経過している。しかし A TWS によるサプレッションプール冷却は遙かに早期に耐圧限界に達するものと思われるから改めて解析を行う必要がある。</p> <p>➤ 「給水ランバック操作」により原子炉水位を極限まで下げて出力を低下させる方法を実施するとされているが、これは人為的に冷却材を喪失させる行為でもあるから実行不可能である。</p>	<p>作のための時間余裕があることを確認しています。</p> <p>➤ 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、原子炉水位の調整は、ほう酸水注入系の全量注入完了確認までの間、事故対応手順に基づき原子炉出力の上昇を抑制する目的で、高圧炉心スプレイ系の流量調整により原子炉水位異常低下（レベル1）（※）近傍に維持するとしています。この近傍とは、原子炉水位異常低下（レベル1）（※）から+50cm～+150cmの高さに維持することを目標としており、燃料有効長頂部の冠水の観点からは余裕を持った水位で実施するとしていることを確認しています。（※）燃料有効長頂部から+41cm</p>

#### IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失

御意見の概要	考え方
<p>➤ 圧力容器から出ている再循環系配管である大口径配管の危険性は容易に想像が付くが、再循環ポンプそのものと出口配管であるリングヘッダー配管については、大口径破断を考慮すればそれに包絡していると考えられているが、電源を失ったポンプそのものは小口径破断に相当し、リングヘッダー配管の一部（一本）破損は中口径破断に相当する。このような場所からの漏えいを想定して水位低下時には ECCS を作動させることとなるが、電源喪失ではこれも出来ない。原子炉圧力を下げるための逃がし弁からの</p>	<p>➤ 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、再循環系配管（出口ノズル）における中小破断 LOCA の発生に加えて、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合の炉心損傷防止対策が有効なものであることを確認しています。破断位置については、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径であることから、再循環系配管（出口ノズル）としています。この場合、大きな水頭がかかることにより、原子炉冷却材の流出流量が大きくなることから、炉心の冷却の観点で</p>

**IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失**

御意見の概要	考え方
<p>漏えいだけでなく、こういったところからの冷却材喪失は想定されていない。</p>	<p>は厳しいことを確認しています。また、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、再循環系配管（出口ノズル）における大破断 LOCA の発生に加えて、高圧注水機能の喪失、低圧注水機能の喪失及び全交流動力電源喪失が重畳した場合の格納容器破損防止対策が有効なものであることを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 格納容器バイパス事故の評価対象として、「過渡事象（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」事故を取り上げることが求められる。</p> <p>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。なお、柏崎刈羽原発 6、7 号機の審査書案に対するパブリックコメントにおいて、考え方として、「地震 PRA にもとづいて頻度及び影響度の観点から総合的に判断して排除することを妥当とした」旨述べている。しかし、地震 PRA にもとづく頻度及び影響度は何ら検証されたものではなく、定量的に信頼できるものではないので、規制委の判断は不適切である。地震 PRA にもとづく頻度及び影響度を検証した資料があるのか。あれば資料名を提示されたい。</p>	<p>➤ 「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。</p> <p>具体的には、以下のことを確認しています。</p> <p>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を確認しています。また、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り、影響度に大きな幅があるが、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を確認しています。</p> <p>これに関して、頻度は「申請書（追補 2. I）別添 1.2.1 地震 PRA」において、<math>3.2 \times 10^{-8}</math> / 炉年と示されており、影響度は「申</p>

**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
	<p>請書（追補2. I）「事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について」において、上記が示されています。                      （※）炉心損傷を防止するための設備</p>

**IV-1. 2. 1. 8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失**

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子炉建屋にも浸水し炉心損傷に至ることを重大事故としているので、当然この段階で最終ヒートシンクは喪失したものと考えられるが、重大事故等対処設備のうち非常用発電機などの設備は存続するとされているのは何故か。現状の緊急時対策所も基準津波対応であり、重大事故等対処設備も敷地の最高標高を超える超過津波には耐えられないものとして審査すべきである。</p>	<p>➤ 事故シーケンスグループ「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」では、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地に遡上する津波」という。）（※）により、アクセスの一部制限、海水を取水する機能の喪失及び全交流動力電源喪失が重畳することを想定しています。この事故シーケンスグループにおける最大の津波高さは T. P. +24m（防潮堤前面）であり、この津波を想定した敷地内浸水評価により、T. P. +8m にある原子炉建屋周辺の最大浸水深は約 40cm となりますが、水密扉等による原子炉建屋への流入防止対策により原子炉建屋内は浸水せず、また、常設代替高圧電源装置、緊急時対策所建屋等が設置される T. P. +11m 以上の高さまで津波が到達しないことを確認しています。</p> <p>この想定に対し、敷地に遡上する津波に対する防護対策を講じた可搬型設備、接続口、緊急用海水系等により炉心損傷を防止できることを確認しています。</p> <p>（※）本事故シーケンスグループでは、T. P. +20m～T. P. +22m 及び T. P. +22m～T. P. +24m の津波を想定し、重要事故シーケンスは、T. P. +22m～T. P. +24m の津波を選定しています。</p>

IV-1. 2. 1. 8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心損傷につながる事故シーケンスに超過津波による冷却失敗を加えるべき。</li> <li>➤ 津波浸水による最終ヒートシンク喪失（審査書案 P.215）では、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧を行った後、可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されるとしている。しかし、減圧が急速であることから、炉心及び機器（配管、圧力容器、炉心シュラウド、燃料集合体構造物など）は、注水開始時点で高温状態と考えられる。したがって、炉心損傷防止対策が有効なものであるか否かは、崩壊熱の除去だけではなく構造物の冷却を考慮した解析モデルでなければ判断できない。可搬型代替注水中型ポンプの仕様、解析条件及び解析結果を具体的に説明してください。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 御指摘のとおり、逃がし安全弁を使用した原子炉の急速減圧により原子炉が減圧され、構造物から冷却材への熱伝達が発生しますが、評価項目である燃料被覆管温度に対し構造物からの熱による寄与は、崩壊熱の寄与に比べて小さいものと判断しています。可搬型代替注水中型ポンプの主要仕様は、申請書（添付八 第4.3-2 表等）に具体的に記載されています。また、有効性評価において可搬型代替注水中型ポンプを用いた場合の解析条件及び結果は、申請書（添付書類十 7.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）等）に記載されています。</li> </ul>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 代替循環冷却系を使用する場合等に、配管破断等により格納容器の圧力・温度上昇を抑える必要がある。代替循環冷却系のように新たに冷却系を追加することはよいが、圧力抑制プールによる蒸気凝縮性能について基本的性能について検討する必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価では、原子炉格納容器内での蒸気凝縮を含む物理現象をモデル化しており、さらに申請者によるサプレッション・プール水の初期温度及び初期水位の設定が妥当であることを確認していることから、サプレッション・プールでの蒸気凝縮による原子炉格納容器の圧力抑制効果が適切に考慮されているものと考えます。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における評価では、大破断LOCAの発生を想</li> </ul>

#### 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
	<p>定しており、LOCA 破断口からの高温の原子炉冷却材等の流出に伴い格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇します。これに対して、サプレッション・プールでの蒸気凝縮による原子炉格納容器の圧力抑制効果、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱などにより、原子炉格納容器の最高圧力及び温度は、評価項目である原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回ることを確認しています</p>

#### IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「4-1. 2. 2. 2 高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱」において、「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されている」としているが、あらゆる条件下で、「原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下」などということとはできない。高圧で原子炉が破壊し、格納容器が同時に破壊する可能性をきちんと評価すべき。炉心溶融した場合、原子炉が高圧で破損することがないとする根拠を明示すべき。</p>	<p>➤ 事故シーケンスグループ「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」においては、格納容器破損防止対策の有効性を評価するため、原子炉圧力容器への注水手段が全て使用できないものと仮定し、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損まで進展させています。</p> <p>高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止する対策として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した場合に逃がし安全弁（自動減圧機能）を開操作し、原子炉圧力容器の減圧を実施することで、原子炉圧力容器の破損時点において原子炉冷却材圧力を 2.0MPa[gage] 以下に低減できることを確認しています</p>

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
<p>➤ 炉心溶融が発生した場合、真下に水があり水蒸気爆発の危険性が高い。しかし、審査書案では「水蒸気爆発が起こる可能性は極めて低い」として評価を行っておらず、安全性の審査が十分とは言えない。</p>	<p>➤ 実機において大規模な水蒸気爆発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。</p> <p>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/GSNI 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。</p> <p>実規模の大量溶融炉心落下に関しては、こうした意図的に設定された条件の連鎖が発生する可能性は低いと考えます。実機の原子炉圧力下部には、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</p>

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
<p>➤ 東海第二原発の格納容器は MARK-II 型であり、炉心溶融が発生した場合、真下に水があり水蒸気爆発の危険性が高い。しかし、審査書案では「水蒸気爆発が起こる可能性は極めて低い」として評価をしていない。</p> <p>➤ 東海第二原発では、炉心溶融事故が発生し、原子炉圧力容器から溶融燃料が流出した場合、予め水深 1メートルで水張りしたペDESTAL部に落とし、水冷することとしているが、そこで、溶融燃料と水が接触し、水蒸気爆発が生じるおそれがある。審査書案では、「実験的研究と分析から発生確率は極めて低いと判断されている」とした上で、「申請者が水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いとしていることは妥当」と判断しているが、実機の条件を網羅した実験は行われていない。</p> <p>➤ 水蒸気爆発の危険性がある型式ではないか。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>



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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水蒸気爆発の発生確率がゼロであると言えない理由を明らかにすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「FCI の方というのは、これは極めて実験でも起こさせるのに苦労するような現象である」と述べているが、現実に TROI 実験では自発的水蒸気爆発が何度も生じているので、「極めて起こさせるのに苦労する」という表現は事実と反しているため、訂正すべきではないか</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 このため、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査案 479～481 ページで、「三 原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策に関すること。」が求められているが、手順書の整備の項において、東海第二独特の危険性に対する考慮が抜けている。東海第二では下部に水のプールがあるため、福島原発事故のように溶融した核燃料が压力容器を突き破り下部に流失すると水蒸気爆発の可能性がある。この事態を想定した重大事故緩和対策がここでは示されるべきである。福島原発事故で現に発生した原子炉格納容器破損緩和の具体策なくして、設置認可基準規則に適合しているものと判断することは不適切であるとする</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 なお、原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策については、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として求めており、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が、それらの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。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ KROTOS 実験の実験装置の形状（直径が 95mm、水深が約 1000mm の水槽）は実機条件（水深が数メートル、直径が 6メートル以上）とかけ離れている。自発的な水蒸気爆発が起こらなかった理由は、水槽の容量が非常に小さいことにも理由の一つがあると推定される。つまり、KROTOS 実験では、初期状態を常温程度（高サブクール度）の水としてあっても、膜沸騰で沈降中に水温が上昇して低サブクール度となり、水蒸気爆発が起こりにくい条件を作り</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 実験装置における水槽の内径は実験パラメータの一つですが、それだけでなく、溶融ジェット径、水深、サブクール度等のパラメータについても検討対象としています。このことを踏まえて、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実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、これらのパラメータについて実験条件と実機条件を比較した上で、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</li> </ul>

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
<p>出していると考えられている。結局、水量が少ないため、投入後水温が上昇して、自発的な水蒸気爆発が抑制され、水蒸気爆発が起こらなくなっている可能性がある。その後実験の水槽の直径を200mmにしているが、いつの時点で200mmになったのか不明であり、申請書の引用は、どちらの水槽の結果のものか定かではない。KROTOS 実験の結果を引用するのであれば、どちらの水槽を用いた結果であるかを明記すべきである。</p> <p>➤ FARO 実験では、L-33 において、水蒸気爆発とみなせるような激しい現象が確認されたとしている論文もあり、水蒸気爆発が起こりにくいことのエビデンス（証拠）とするのは疑問。</p>	<p>めて低いことを確認しています。</p> <p>KROTOS よりも水槽の内径が大きい FARO では、外部トリガーを作用させなければ水蒸気爆発は発生しないことを確認しています。また、OECD/NEA/GSNI SERENA2 で実施された、水槽の内径が大きい TROI-VISU 実験においても、外部トリガーを作用させなければ水蒸気爆発は発生しないことを確認しています。</p> <p>➤ 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実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、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。</p> <p>御指摘の FARO の試験ケース L-33 については、外部トリガーを作用させた試験ケースであり、実機条件と異なることから、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと判断していることに変わりはありません。</p> <p>なお、試験ケース L-33 では、2 段階の外部トリガーを作用させており、その 1 回目に発生した圧力伝播に対して申請者が引用している文献（※1）では、mild propagation（緩やかな伝播）の発生とされており、水蒸気爆発の発生が確認されたとの報告はされていません。また、御指摘の文献（※2）では、2 回目については有意な圧力変化は見られなかったとされています。実験者によるこのような考察を踏まえて、試験ケース L-33 を自発的な水蒸気爆発が発生しにくいことのデータの一部としています。</p>

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
<p>➤ FARO 実験では、TROI 実験で自発的な水蒸気爆発が確認された 70%U<sub>2</sub>-30%ZrO<sub>2</sub> の溶融物での実験を行っていない点は不十分である。</p>	<p>(※1)「申請書(追補2. 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 第5部 MAAP 添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」参考文献[4]「D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.」</p> <p>(※2)「D. MAGALLON, I. HUHTINIEMI, ENERGETIC EVENT IN FUEL-COOLANT INTERACTION TEST FARO L-33 Proc. 9th Int. Conf. Nucl. Eng. (ICONE-9), Nice, 2001.」</p> <p>➤ 原子炉压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実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、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。</p> <p>なお、FARO における 80%U<sub>2</sub>-20%ZrO<sub>2</sub> の溶融物組成に関して、申請者が引用している文献(※)では、OECD/NEA/CSNI SERENA2 で実施された TROI 及び KROTOS により 70%U<sub>2</sub>-30%ZrO<sub>2</sub> 及び 80%U<sub>2</sub>-20%ZrO<sub>2</sub> の溶融物組成による試験結果への影響が比較されており、観察された水蒸気爆発の挙動は、両組成の間で相違が見られなかったとされています。</p> <p>(※)「申請書(追補2. 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 第5部 MAAP 添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」参考文献[22]</p>

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
<p>➤ 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) 防止のため、ドライウェル部に注水するというが、当初 6.1m の水深だったものが 1m となった。なぜ「6.1m」だったのか？なぜ「1m」にしたのかの根拠が不明である。</p> <p>➤ FCI の脅威は「なるべく取り除いておく」ことですまされるものではない。何故ならば、衝撃圧を伴う水蒸気爆発が生じると、格納容器破壊という破滅的結果を招くおそれがあるからである。MCCI と FCI は優先付けして対処する問題ではなく、どちらも同等にその発生を防止すべきものである</p> <p>➤ TROI 実験では水深 1.5m の場合でも自発的な水蒸気爆発が複数回確認されている。SERENA プログラムの実施責任者の DANIEL MAGALLON は、「実機の中で水蒸気爆発がトリガーされるか、されないかを予測することは事実上不可能」、「水蒸気爆発を防ぐ対策を明確にすることは非常に困難」としている。すなわち、「膜沸騰状態にある溶融燃料と冷却材の混合物には、十分なエネルギーが供給されれば、水蒸気爆発が発生しうる。問題は、トリガーの大きさと、事故時の炉心溶融状態にその大きさのトリガーが生じうるかどうか」だが、「これまでの研究は、このような点について結論が出ておらず、そして、FCI (燃料-冷却材相互作用) の研究に</p>	<p>「NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.」</p> <p>➤ 申請者は、当初、溶融炉心・コンクリート相互作用による影響抑制の観点から、ペDESTAL (ドライウェル部) の貫通部の水密化により、水位 6.1m を確保するとしていました。また、ペDESTAL (ドライウェル部) の水位を 1m に変更した考え方は、審査書 (案)「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」に記載されているとおりです。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 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。なお、TROI-14 の実験では、実験者の論文 (※1) において、測定に使用した二つの温度計による最高温度の指示値が 4,000K、3,200K と乖離が見られたと報告されています。また、同様に自発的な水蒸気爆発が発生した TROI-13 の実験においては、溶融物温度をより低い 2,600K としながらも、ガス発生による測定誤差により実際には 3,500K 以上であると推測されるとしています。このように、これらの TROI 実験では、溶融物温度の計測法に不確かさが大き</p>

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
<p>ついでに現状から言って、近い将来においてもこの分野での研究の進展はほとんど期待できないので、「水蒸気爆発発生リスクについては、FCIがあれば水蒸気爆発は必ず起きると考える（すなわち、トリガリングされる確率は1）、そして、周辺の構造は、水蒸気爆発に耐えられるように設計すべきである」と結論づけている。さらに、原発メーカーでさえ、福島原発事故が起こる前から「EURはIVRもしくはコアキャッチャーを容認。事前水張りの実施例は海外では存在しない」「水蒸気爆発防止-下部DWへの事前水張りの禁止」という認識を持っていたことが分かる。にもかかわらず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却する。とんでもないことだ。</p>	<p>かったと考えられます。</p> <p>また、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。</p> <p>御指摘の文献（※2）において、御意見で引用されている記載については、現段階で自発トリガーに関する数学モデルとして、多くの専門家が同意しているものが確立していないため、解析による構造応答評価を行う場合には、外部トリガーなどのモデルを与え、トリガー以降の影響について評価することを意味していると考えられます。</p> <p>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あり、御指摘の EUR (European Utility Requirements For LWR Nuclear Power Plants) においても、原子炉圧力容器外のデブリ保持について、所謂コアキャッチャーと言われるデブリの収集と冷却のための装置 (CCCD : Corium Collecting and Cooling Devise) 以外の方法を除外しているものではありません。</p> <p>御指摘の事前水張りについては、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の影響抑制の観点も考慮した上で、溶融炉心・コンクリート相互作用への影響抑制の観点から、落下した溶融炉心の冠水状態を維持するための対策として妥当なものであると判断しています。</p> <p>なお、事前水張りの実施例については、北欧の BWR の一部で実施</p>

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
<p>➤ 実機事故時の炉外でのFCIに関する溶融物温度の見積もりが低すぎる。東京電力の解析、例えば2号機では2800℃まで温度が上昇してメルトダウンしている。2800℃は3073Kであり、申請者の見積もりは、この温度より423Kも低い。自発的な水蒸気爆発が観察された実験のひとつであるTROI-14の温度は3000Kであり、極めて実機に近い条件である。</p>	<p>されています。</p> <p>(※1)「申請書(追補2. 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 第5部 MAAP 添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」における参考文献[19](J. H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003)</p> <p>(※2)「Edited by BAL RAJ SEHGAL, NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS Severe Accident Phenomenology, Elsevier Science Publishing Co Inc(2011)」</p> <p>➤ 東京電力は福島第一原子力発電所の事故に関し、地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報をもとにMAAPにより事故の進展解析を行っています。御指摘の温度については、本解析において燃料等の炉内構造物の融点等を踏まえて、MAAPによって評価された炉心領域内の一部の最高温度を示しているものであり、格納容器へ落下する際の下部プレナム内の溶融物温度を示しているものではありません。</p> <p>一方、申請者が想定している溶融物温度2,650Kは下部プレナム内での温度を示しています。これは、実機における水蒸気爆発の発生可能性の検証のために、大量の溶融炉心が下部プレナムで溶融プールを形成しペDESTAL(ドライウェル部)に落下することを想定していることから、下部プレナム内での温度として適切なものであると判断しています。</p> <p>なお、御指摘のTROI-14の実験では実験者の論文(※)において、測定に使用した二つの温度計による最高温度の指示値が4,000K、</p>

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
<p>➤ COTELS 実験における溶融物の温度測定について、柏崎刈羽 6 / 7 号機のパブコメの際に、溶融物の温度が示されていないと指摘した。この指摘に対して、東京電力が新たに示した文献では、測定値ではなく推測した値 (3000 から 3100K であろうと見積もられた) であることが明記され、しかも、推測に関する記述が全くない。これでは高温物質の状態が不明であり、水蒸気爆発が起こらないエビデンスとするのは不適切。</p> <p>➤ COTELS 実験のほとんどは低サブクール水による実験であり、高サブクール度での実験はわずか 1 回のみ。実質 1 回の実験で水蒸気爆発は起こらないという結論を導き出すのは無理。</p>	<p>3, 200K と乖離が見られたと報告されています。また、同様に自発的な水蒸気爆発が発生した TROI-13 の実験においては、溶融物温度をより低い 2, 600K としながらも、ガス発生による測定誤差により実際には 3, 500K 以上であると推測されるとしています。このように、これらの TROI 実験では、溶融物温度の計測法に不確かさが大きかったと考えられます。</p> <p>(※)「申請書(追補 2. 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 第 5 部 MAAP 添付 2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」における参考文献 [19] (J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003)</p> <p>➤ COTELS 実験では、誘導加熱において入力された電気出力、溶融物及び溶融炉部品の熱容量、ヒートロス等を考慮した熱バランス計算により溶融物温度を推定しています。</p> <p>➤ 原子炉压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実験である COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI において得られたデータを整理し、実験条件と実機条件を比較した上で、実機</p>

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
<p>➤ ペDESTALに原子力圧力容器から噴出又は落下した溶融デブリがスワンネックを直撃し、覆ってしまうか排水口をふさいでしまった場合は、水深のコントロールができなくなり容易に水深1メートル超となり、水蒸気爆発の規模を大きくする。反対に、ペDESTALへの注水口が塞がれる事態になれば、溶融デブリの冷却が不能となり、サプレッションプールに落下し、そこで大きな水蒸気爆発を引き起こす危険性が生まれる。半径3メートル、高さ7メートルのペDESTALの空間において、噴出又は落下してくるデブリの多少にかかわらず水蒸気爆発を発生させることなく、デブリを冷却しようとする発想が綱渡りのように危険な発想である。</p> <p>➤ 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。</p>	<p>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。</p> <p>御指摘の高サブクール度での実験については、KROTOS 及び FAROでも実施されており、外部トリガーを与えなければ水蒸気爆発は発生しないことを確認しています。</p> <p>➤ 審査において、ペDESTAL（ドライウエル部）には、原子炉圧力容器破損により溶融炉心が落下する前に、水位 1m となるよう水位調整されており、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した際に、ペDESTAL（ドライウエル部）に設置されたドレンサンプへの排水流路を塞いだ場合でも、原子炉圧力容器外への溶融燃料-冷却材相互作用の影響抑制に対して影響がないことを確認しています。</p> <p>また、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための格納容器下部注水配管の注水口は、原子炉圧力容器破損に伴う溶融炉心等の落下時の悪影響を防止するため、制御棒駆動機構ハウジング（炉心最外周部）の真下の位置よりペDESTAL（ドライウエル部）の側面側に位置するとともに、ペDESTAL（ドライウエル部）における溶融炉心の堆積高さより十分な余裕を持った高さに設置することにより、塞がれるおそれがないような設計としていることを確認しています。</p> <p>➤ 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（ドライウエル部）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</p>



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
<p>➤ 溶融炉心とペDESTALへ注水した水との接触により水蒸気爆発が発生する危険性がある。水蒸気爆発の脅威を無視して、コアコンクリートに対策を優先することは、水蒸気爆発による格納容器の大規模破損を誘発する可能性があり容認できない。リスクとして水蒸気爆発のリスクをまず回避すべきである。また、コアコンクリート反応を抑制しつつ、もし、水蒸気爆発が発生した時にその規模が限定されるようにということで水深1mとしたようであるが、あまりに小手先の対策で、重大事故発生時にそのような水位制御をできるとすること自体が無理な計画である。</p>	<p>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、サプレッション・プール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、原子炉圧力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。</p> <p>➤ 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。</p> <p>また、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、原子炉起動前に事前水張りを行うとともに、溶融炉心が落下する前に水位調整を行い、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）に必要な水量を蓄水できるとともに、溶融炉心が落下した後に溶融炉心を冠水できる設計とすることを確認しています。</p>

#### 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
<p>➤ 東海第二原発では、炉心溶融事故が発生し、原子炉圧力容器から溶融燃料が流出、落下した場合、水深1メートルで水張りしたペDESTAL部に落として、水冷することになっている。溶融燃料の量によっては、ペDESTAL部の水が蒸発してしまい水冷が十分なされなくなることも想定される。その場合は外部から水を注入することが必要になる。外部からの水の注入が何らかの理由によって不可能となれば、ペDESTAL部に穴が空いて、下部の水槽に溶融燃料が落下し、水蒸気爆発のおそれが生じるのではないか。ペDESTAL部で、溶融燃料を止めることができるのか。また、ペDESTAL部の厚さは1.8メートルで、3つのサンプがあるが、サンプに溶融燃料が入った場合は、下部の水槽への落下の危険性が増すのではないか。</p> <p>➤ BWRマーク2型一番の問題点は圧力容器の直下に水を大量に湛えたサプレッションプールが配置されていること。すさまじい高温、重量の溶融燃料がプールの水に落下する危険性を否定できない。そうなれば末期的な巨大水蒸気爆発もあり得る。原電はペDESTAL床面を特殊な金属の板で覆い、さらにその床上1mの水深で水を張り、溶融核燃料を冷却保持して、プールへの落下を防</p>	<p>➤ 審査において、ペDESTAL（ドライウェル部）には、原子炉圧力容器破損により溶融炉心が落下する前に、水位1mとなるよう水位調整されており、落下した溶融炉心は、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されるまでの間、落下した溶融炉心による水の蒸発によっても溶融炉心の冠水が維持されることを確認しています。</p> <p>また、原子炉格納容器下部注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とし、常設低圧代替注水系ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とすることを確認しています。</p> <p>なお、ペDESTAL（ドライウェル部）の既存のサンプ（※）については、溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防止するためコンクリートの埋め戻しにより平坦化するとともに、溶融炉心のサプレッション・チェンバへの移行を防止するため、サンプの排水流路の構造を変更することで、排水経路内で凝固停止することを確認しています。</p> <p>（※）機器ドレンサンプ、床ドレンサンプ、油ドレンサンプ</p> <p>➤ ジルコニア耐熱材を構造材とするコリウムシールドは、申請者が示した実験結果に基づき、国外実験データに基づく不確かさを考慮した上で、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制する効果があることを確認しています。</p> <p>具体的には、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を踏まえた溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高</p>

#### 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
<p>止できると主張している。本当なら、これはまさにあのコアキャッチャーの機能とほぼ同じである。老朽化したコンクリートの床に、チープな改造を付け足したものが、高価なコアキャッチャーと同じ機能を発揮できるなんてあり得ない。有効というなら実機・溶融核燃料を使って実証試験をする必要がある。</p> <p>➤ 東京電力福島第一原発の事故解析では、例えば2号機では炉心損傷開始からわずか3時間足らずで2800℃(3073K)まで温度が上昇して、メルトダウンしている。コリウムシールドの健全性・有効性は、安全性を考慮して界面温度を炉心温度2800℃とした場合に対して検討すべきである。模擬炉心溶融温度2100℃では低すぎ、コリウムシールドの有効性は疑問である。</p> <p>➤ ペDESTAL下部で接続されている排水配管に水を流しこむためにコリウムシールドとコンクリートにはスリット形状の排水流路が設けられているが、このスリットの数と形状、寸法を明示されたい。スリット内の溶融炉心の凝固特性及びその周辺コンクリートの温度評価を検証するための実証試験は行われていないので、その実施を求める。規制委員会には溶融炉心の凝固特性と周辺コンクリートの温度評価のクロスチェック解析の実施を求める。溶融炉心が入り込んで排水配管を損傷すると、いわば「底抜け」になって想定外事象に進展するから、これはきわめて重要な問題である。</p>	<p>温での反応によるコリウムシールドの侵食に加え、ジルコニアの伝熱物性値の温度依存性の不確かさも考慮した感度解析を実施し、コリウムシールド裏面に接するコンクリートの温度は上昇するものの、コンクリート侵食開始温度に達しないことを確認しています。</p> <p>➤ 御指摘の2,100℃については、模擬炉心溶融温度ではなく、申請者が実施した耐熱材侵食試験結果に基づき保守的に設定したジルコニア耐熱材の侵食開始温度です。</p> <p>➤ ペDESTALに設置されたドレンサンプへの排水流路は2つ(※)あり、それぞれに対してペDESTAL床面に堆積する溶融炉心による熱影響を抑制するコンクリート深さまで通じる縦方向の流路(縦スリット)と、流入した溶融炉心を凝固させる横方向の流路(横スリット)を新たに設置し、既設のドレンサンプへの排水配管へ接続する構成としています。縦スリット及び横スリットは中空平板型の形状とすることで、流入した溶融炉心の冷却及び凝固停止を促進させる設計としています。溶融炉心の流入については、米国EPRI及びFAIにおいて、配管内の流路内における溶融炉心の流動・凝固挙動に関する試験が行われています。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離(凝固距離)</p>

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
<p>➤ IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 (251 頁) 申請者は解析コード MAAP による解析結果をもとに、コリウムシールドによってペDESTAL (ドライウェル部) の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じないと評価し、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ある。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認試験を実施して、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</p>	<p>は 0.79m であり、実機条件との違いを踏まえても溶融炉心の流入は新たに設置する横スリットの長さを超えることはなく、この長さの範囲内で凝固停止することを確認しています。</p> <p>また、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。</p> <p>(※) 床ドレンサンプへの排水流路及び機器ドレンサンプへの排水流路</p> <p>➤ 審査書 (案) 「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」にあるとおり、溶融炉心とコンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性確認を行っています。</p> <p>コリウムシールドを考慮した場合については、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を踏まえた溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応によるコリウムシールドの侵食に加え、ジルコニアの伝熱物性値の温度依存性の不確かさも考慮した MAAP による感度解析を実施し、コリウムシールド裏面に接するコンクリートの温度は上昇するものの、コンクリート侵食開始温度に達しないことを確認しています。</p> <p>また、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。</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策として、2つの想定事故に対する対策が検討されているが、どちらも使用済燃料プールが単独で異常な事態になった場合の対策である。福島第一原発の事故にも見られるように、全電源喪失など、使用済燃料プールだけでなく原発本体と共に異常な事態に陥ることが考えられるため、複合的な災害について対応を検討しておくことが必要である。</li> <li>➤ 262ページ、1.(1)、丸数字1:「……使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。」とあるが、BWRの使用済燃料プールの最高使用温度は66℃である。使用済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。</li> <li>➤ 「想定事故1」として、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、プール内の水温が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策により最低水位</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者が計画している炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策において、全交流動力電源喪失時など、原子炉側の対応のみならず、使用済燃料プールへの対応も必要となる場合も想定し、これに必要な要員及び燃料等も併せて評価していることを確認しています。</li> <li>➤ 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、代替燃料プール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。</li> <li>➤ 使用済燃料プールに注水する代替燃料プール注水系として用いる可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等対処設備であり、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</li> </ul>

**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
<p>到達まで十分な時間余裕があるとしているが、防止対策のいずれかに不具合が生じるなどして代替注水ができないか、もしくは想定した 11 時間を超える可能性を考慮し、それに代わる対策を講じるべき。格納容器の中に入っている圧力容器と異なり、燃料プールの使用済燃料は何ら容器に収められることなく水に遮蔽されただけの状態です。原子炉建屋内に設置されており、その危険性に比して防護措置があまりにも不十分。</p> <p>➤ 想定事故2についても同様に、代わる対策を講じるべき。</p> <p>➤ 注水機能が停止しても代替注水システムの稼働により毎時 50 立方メートルの冷却水が確保できるため燃料冷却は問題なく出来るとしている。「可搬型代替注水中型ポンプ等を用いた注水操作」としていることから同ポンプの動作が不能となった場合の解析も必要である。</p>	<p>要求事項) に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認しています。さらに、代替燃料プール注水系としては可搬型代替注水中型ポンプの他に、可搬型代替注水大型ポンプ、常設低圧代替注水系ポンプ等を用いた注水手順も確保されていることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

**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
<p>➤ 申請者の事故解析に関して、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、対象ケースは抜き取りでよいからクロ</p>	<p>➤ シビアアクシデントの解析には比較的大きな不確かさを伴うことを踏まえ、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</p>

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
<p>スチェック解析を実施することを求める。</p>	<p>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考慮されていることを確認しています。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 炉心損傷後を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。</li> <li>② 使用された解析コードが、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により、一定の信頼性が確認されていること。</li> <li>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。</li> </ul> <p>(※)「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」、「格納容器破損防止対策の有効性評価 (MELCORE コードによる解析) についての規制委員会の技術報告」</p>

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
<p>➤ 重大事故等時の対処については、それぞれ対応する要員数が明記されているが、複合災害時や悪天候時に必要人員が確保できるのか。</p> <p>➤ 299 ページでは重大事故に対処するための手順に対する共通の要求事項(重大事故防止技術的能力基準1.0関係)のアクセスルートの確保に「可搬型重大事故対処設備を運搬するための又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること」と述べている。しかし、柏崎刈羽原発差止訴訟において、「想定を超える大地震が発生した場合、格納容器バイパス冷却材喪失に加えて、全電源喪失が生じ、本件原発の敷地及び周辺の地盤の脆弱さによりケーブルの断線や道路・高台法面の崩壊などが生じて”可搬式”の対策が困難となり、炉心溶融と水素爆発による破局的な放射性物質の放出、さらに悪くすると使用済み燃料プールの破壊による燃料溶融となる。長期にわたる大量の放射性物質の放出も加わった福島原発事故をさえ超える大事故に至る可能性がある」と指摘されて、東海第二原発も同様な事態が予測されている。</p> <p>➤ 全電源喪失とメルトダウンという事態になってしまえば、現場は想定通りに動けないし、指揮官側も情報不足や勘違いで十分な対</p>	<p>➤ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に災害対策要員（初動）39名を常時確保する方針であることを確認しています。また、事象発生後2時間以内に災害対策要員72名を確保するとともに、これらの参集要員については、複数ルートから通行可能なルートを選択し発電所へ参集する方針としていることを確認しています。</p> <p>➤ 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、基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）による影響を受けない高所に、アクセスルートを少なくとも1ルート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。</p> <p>（※）防潮堤前面におけるせり上がり波高がT.P.+24mとなる津波</p> <p>➤ 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること、各要員の役割に応じた教育及び</p>



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
<p>応が取れないという事を、福島原発事故対応に関しての吉田調書からも十分窺える。</p>	<p>訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置する方針であることなど、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項にのっとりたものであることを確認しています。</p>
<p>➤ 想定外の事故や災害にも対応できるような体制や訓練が必要。そういう検討がなされていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 取りまとめ資料「添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」の「別紙32 地震随伴内部溢水の影響評価について」では、溢水源のうちスロッシングについては、使用済燃料プールを考慮しているが、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングを含めていない理由は何か？</p>	<p>➤ 御指摘の箇所の溢水評価における溢水源については、「溢水による損傷の防止等（第9条関係）」において、作業等のアクセス性に影響がないことを確認しています。                  具体的には、以下のとおり確認しています。</p> <p>① 施設定期検査中の原子炉ウェルやドライヤセパレータプールの水張り状態におけるスロッシング対策として、溢水拡大防止堰の上に止水板を設置し、かつ、原子炉棟6階西側床ドレンファンネルを閉止する運用とすることで、原子炉棟6階にて発生した溢水を下層階へ流下拡大させないこと</p> <p>② この場合の原子炉棟6階の滞留水位は、使用済燃料プール及びドライヤセパレータ外周部に異物混入防止を目的とした堰（高さ約10cm）が設置されていることから、約10cmとなり、作業等のアクセス性については影響のない水位であるが、さらに確実に床面に溜まる水がプール側に流入するよう、堰の一部を切欠く対策を実施する方針であること</p>
<p>➤ 遡上津波では使用済燃料乾式貯蔵建屋が浸水することになる。その影響をどのように評価したのか審査書案には見当たらない。漂流物が乾式キャスクに衝突して破損させたり、逆に乾式キャスク</p>	<p>➤ 重大事故等防止技術的能力基準1.0項の審査において、基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）による遡上解析の結果等を踏まえ、乾式キャスクの安全機能（除熱機能、密封機能、遮蔽機能及</p>

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
<p>自身が漂流物となって、他の重要な施設を破壊する可能性もあり、非常に危険である。</p> <p>➤ Ss を超える地震に遭遇したら原子炉冷却系統は機能喪失し重大事故等対処に係る能力は消失する。</p> <p>➤ 漂流物評価についても重大事故等対処に係る技術的能力の観点</p>	<p>び臨界防止機能) に影響がなく、東海第二発電所の原子炉及び使用済燃料プールに対する重大事故等対策に影響がないことを確認しています。</p> <p>具体的には、以下のとおり確認しています。</p> <p>① 貯蔵建屋への津波波力及び外部からの漂流物による衝突荷重の評価により、貯蔵建屋が倒壊しないこと</p> <p>② 貯蔵建屋内への津波による浸水によって発生する漂流物が乾式キャスクに衝突しても、乾式キャスクの安全機能に影響がないこと</p> <p>また、津波は貯蔵建屋内の大物搬入口と床面の隙間等からゆっくり浸水すると考えられること、乾式キャスクは基準地震動 Ss に対しても支持構造物によって転倒しない設計であることから、津波の浸水によって転倒することはないと考えられます。</p> <p>なお、仮に乾式キャスクの転倒を想定しても海水に浮くことはなく、貯蔵建屋内の堰や狭隘な貯蔵建屋内の通路が障害となり、建屋外に流出することはないと考えられます。</p> <p>(※) 防潮堤前面におけるせり上がり波高が T. P. +24m となる津波</p> <p>新規制基準においては、設計上の想定を超えるような事態を想定外とせず、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、手順書の整備等を要求しています。これらに対して、申請者が整備する対策が新規制基準に適合していることを確認しています。</p> <p>➤ 基準津波を超え敷地に遡上する津波(※)により、敷地内のアク</p>

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
<p>から見直しが必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 津波により、瓦礫や車、コンテナといった漂流物が構内に流れ込み、構内の海水が引いたとしても、可動電源車や可動ポンプ車を移動させ、停電時の冷却対応をとることなど、現実的に不可能である。</li> <li>➤ 東海村という場所は、組織体は異なるがかつて「バケツで臨界」を起こした場所であり、このとき救急に伝達しなかったため、救急隊員に被ばくさせたという前例がある。しかし重大事故対策、通報などの記述において、この反省を踏まえたものが見当たらない。</li> <li>➤ 津波を避けるため高台に配置した電源車やポンプ車は異常な積</li> </ul>	<p>セスルート上に漂流物が散乱し、アクセスルートの復旧作業には不確かさがあることから、申請者は、復旧を不要とするため、可搬型重大事故等対処設備の保管場所、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の接続口、水源を敷地に遡上する津波が到達しない高台（T.P. +11m 以上）に設置するとともに、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した常設の緊急用海水系を用いることにより対策が成立することを示しました。これにより、敷地に遡上する津波が発生した場合においても重大事故等対策に成立性があるものと判断しています。</p> <p>（※）防潮堤前面におけるせり上がり波高が T.P. +24m となる津波</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 重大事故等が発生した場合には発電所の災害対策要員が対応し、重大事故等対策の成立性は、必要な資機材の確保や災害対策要員の被ばく評価等から確認しています。また、重大事故等が発生した場合に必要な情報共有については、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、地方公共団体を含む発電所の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 審査においては、想定される重大事故が発生した場合において、</li> </ul>

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
<p>雪や凍結時に原子炉建屋などに安全に近づくことができるのか。</p> <p>➤ 気象庁の資料によれば、交通への被害想定として、一日5センチ以上の降灰で除灰は不可能となり、道路は通行不能になる。降雨時では一日5ミリの降灰で除灰車が動けず通行不能になると想定している。 これらを考慮すれば、原発敷地内の重大事故対策の消防車両や電源車等、また原発周辺からの事故対策応援車両等も動けず、事故収束は不可能となる。</p> <p>➤ 50センチも火山灰が降る状況では救援も避難もできない。</p> <p>➤ もし不測の事態が発生した場合に、日本原電は責任ある対応が取れるのか。この点について、具体的かつ裏付けのあるエビデンスを提示せよ。</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認していることを確認しています。また、積雪時や凍結時に走行可能なタイヤ等を装着すること、アクセスルートの積雪状況等を踏まえ、ホイールローダによる除雪が可能であることを示していることを確認しています。</p> <p>➤ 同上 さらに、審査においては、噴火発生の情報を受けた際はあらかじめ体制を強化していることを確認しています。アクセスルートの復旧においては、アクセス性に支障が生じる前に除雪や除灰等の活動を開始する運用とすることを確認しています。</p> <p>➤ 審査においては、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認しており、また、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。 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。</p> <p>➤ 重大事故等が発生した場合に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。設計上の想定を超えるような事態を想定外とせず、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突そ</p>

**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
	<p>他のテロリズムによる大規模損壊を想定すること、及びその対策をとるための手順書等を作成し、対応する方針であることを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 地震に対し、水蒸気爆発や格納容器破損がないと、どうして言い切れるのか。</p> <p>➤ 重大事故時に蒸気と共に、非凝縮性ガスが大量に出ることで、格納容器が過圧、過温状態になるが、余震等による地震力やスロッシングによる荷重を同時にかかるものとして評価をすべきである。</p>	<p>➤ 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。その上で、重大事故等対処施設は、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれる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。これらにより、格納容器破損に至らないように設計する方針であることを確認しています。</p> <p>設置変更許可に係る審査においては、重大事故等対処施設の耐震設計について、荷重の組合せの基本的な方針として、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれはないが、いったん発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせることを確認しています。具体的には、事故発生時を起点として<math>10^{-2}</math>年までの短期間は地震荷重との組み合わせは不要とし、<math>10^{-2}</math>から<math>2 \times 10^{-1}</math>年の期間は弾性設計用地震動との組み合わせを、<math>2 \times 10^{-1}</math>年以降は基準地震動との組み合わせを考慮することとしています。</p>

#### 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
	これらの設計については、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-3.3 津波による損傷の防止（第40条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 本当に今申請されている防潮堤などの津波対策で、津波による過酷事故を防ぐことができるのか。</p>	<p>➤ 「Ⅲ-3 津波による損傷の防止（第5条関係）」において、設計基準対象施設は、基準津波に対して安全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。新規制基準では、設計基準対象施設における対策をとった上でもなお重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合を想定し、重大事故の発生防止対策として、炉心の著しい損傷等を防止するための対策を講じることが求めており、審査書（案）「IV-1.1 事故の想定」に示してあるとおり、PRAを実施した結果、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加し、基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）を考慮した炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認しています。</p> <p>（※）防潮堤前面におけるせり上がり波高が T. P. +24m となる津波</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 過酷事故が起きたときの温度上昇、電源喪失、水素爆発の危険等をかんがみるに火災が防げない等の重大事態に結びつく可能性がある。</li> </ul>	<p>重大事故等が発生した場合において、対処するために必要な電力を確保するとともに水素爆発による原子炉格納容器及び原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等を整備する方針であることを確認しています。</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 複数で同時に発火するような過酷な状態になった場合の逃げ道はどこにもない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置が作動した際に、格納容器外での非常時のケーブル火災が発生した場合の想定がされていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置の使用時か否かにかかわらず、格納容器外のケーブル火災については、「Ⅲ-6 火災による損傷の防止（第8条関係）」において、設計基準対処設備に係る火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減に係る設計方針を確認しています。また、重大事故等対処施設については、「IV 3-4 火災による損傷の防止（第41条関係）」において、同様に設計方針を確認しています。</li> </ul>

IV-3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等対処施設の位置は海拔23mで超過津波に耐えられない 超過津波は24mを超えてくるから23mでは浸水するとしなければ整合性がない。敷地全域が冠水した場合、原子炉建屋にも浸水し炉心損傷に至ることを重大事故と定義づけている</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案における「基準津波を超え敷地に遡上する津波」とは、海面全体がT.P.+24mとなるものではなく、沖合でT.P.+10m程度の津波が、東海第二の防潮堤に衝突し、防潮堤に沿ってせり上がり、その高さが防潮堤前面でT.P.+24mとなるものです。この津</li> </ul>

#### IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係）

御意見の概要	考え方
<p>から、この段階で最終ヒートシンクは喪失したものと考えられる。ところがこの段階で重大事故等対処設備のうち非常用発電車などの設備は存続するとの記述になっており、その整合性を理解することは困難である。</p> <p>➤ 審査書（案）p.318に、「2. 審査過程における主な論点」として、遡上津波対策について記している。日本原電は、「流入経路の特定、施設及び設備が漂流物となる可能性の評価等を行った上で、新たな流入経路に対する流入防止対策、漏水による重大事故等対処設備が有する機能への影響防止対策、屋外タンクの損傷による溢水と敷地に遡上する津波の重畳に対する浸水防止対策、引き波による水位低下の影響防止対策等を講じるとの方針を示した」として、「規制委員会は、敷地に遡上する津波を考慮した耐津波設計方針が適切なものであることを確認した」と述べている。規制委員会が示している「東海第二発電所に関する審査の概要（案）」の、p.111にある図は、T.P.+11m以上の地点には津波が遡上しないかのように描かれているが、その保証はあるのか。</p> <p>➤ 31 ページ (3) 津波防護施設、浸水防止設備等に関して、津波による海水が防護施設を乗り越えて入ってきてしまった場合に、防護施設があると却って海水が排出されないのではないか。その際の、対策は考えてあるのか。</p>	<p>波における防潮堤の高さ（防潮堤前面で T.P.+20m）を超えた部分の海水が、防潮堤の内側に流入すること等を仮定し、敷地内への浸水を評価しています。このような津波の解析を行った結果、原子炉建屋南側（T.P.+8m）における浸水深は約 0.4m となることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>さらに、地震により破損が生じるおそれのある屋外タンクからの溢水も含め考慮した場合は、T.P.+8m の原子炉建屋周辺における最大浸水深は 0.5m~1.0m となります。このため、原子炉建屋の外壁及び水密扉を新たに津波防護施設とし、漂流物の衝突を考慮した設計とするとともに、重大事故等対処設備を内包する区画のうち当該津波の影響が及ぶ地上の開口部に新たに浸水防止設備を設置する方針としていることを確認しています。また、当該津波による漂流物が散乱する可能性を考慮し、当該津波が到達しない T.P.+11m 以上の敷地に、緊急時対策所、可搬型重大事故等対処設備の保管場所、西側淡水貯水設備、接続口及び常設代替高圧電源装置を設置する方針であることを確認しています。</p> <p>これらの対策により、基準津波を超え敷地に遡上する津波に対しても炉心の著しい損傷を防止するための対策が有効であることを確認しています。</p> <p>➤ 基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）によって敷地内に流入した海水は、放水路ゲート及び構内排水路に設置する逆流防止設備（フラップゲート）から防潮堤外側へ排出される設計とする方針であることを確認しています。</p>



IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 東日本大震災で津波をかぶる危険な状況になりかけた原発である。そもそも配電盤の位置にしても、福島事故の教訓が生かされていない。</p> <p>➤ 東海第二発電所では基準津波 17.1m としながら、24m の津波が防潮堤を越えて敷地に遡上することを前提に津波浸水による最終ヒートシンク喪失が重大事故シーケンスに追加され、炉心損傷対策が策定された。24m の津波を想定しているのであればどうして24m の津波に耐えられる防潮堤を作らないのか。</p> <p>➤ 超過津波では防潮堤の大きな損傷はないとされているが、実際の東北地方太平洋沖地震に伴う津波では多くの防潮堤が決壊した。その結果を受けて損傷の発生を前提としても大規模な崩壊は生</p>	<p>(※) 防潮堤前面におけるせり上がり波高が T. P. +24m となる津波</p> <p>➤ 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審査しました。</p> <p>御指摘の配電盤については、常設代替高圧電源装置から給電する緊急用メタルクラッド開閉装置及び緊急用パワーセンタを、基準津波を超え敷地に遡上する津波 (※) が到達しない T. P. +11m にある常設高圧電源装置置場の屋内に設置すること等により、非常用ディーゼル発電機から給電する非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすることを確認しています。</p> <p>(※) 防潮堤前面におけるせり上がり波高が T. P. +24m となる津波</p> <p>➤ 審査において、基準津波を超え敷地に遡上する津波 (※) の津波荷重及び荷重の組合せを考慮しても、防潮堤が弾性状態に留まる設計とすることにより、止水機能を維持する方針であることを確認しています。</p> <p>(※) 防潮堤前面におけるせり上がり波高が T. P. +24m となる津波</p> <p>➤ 同上</p>

#### IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係）

御意見の概要	考え方
<p>じないのか、それとも破壊そのものは生じないとの結論なのか。超過津波が過小であることもあり、損傷を受けても大規模破壊が生じないとする結論は受け入れがたいので、想定そのものに無理がある。</p> <p>➤ 取りまとめ資料「重大事故等対処設備 補足説明資料 共 - 8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」の「共 8-40」ページでは、溢水源としてスロッシングによる影響のみを考慮しているが、耐震性が確保されていない機器の破損を考慮しなくとも良いとした理由について確認したい。</p> <p>➤ 取りまとめ資料「重大事故等対処設備 補足説明資料 共 - 8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」の「共 8-40」ページでは、溢水源としてスロッシングによる影響のみを考慮しているが、取りまとめ資料「添付資料 1. 0. 2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」の「別紙 3 2 地震随伴内部溢水の影響評価について」では、溢水源をスロッシング及び耐震性が確保されない機器としている。溢水源の想定が異なる理由はなぜか。</p> <p>➤ 防潮堤を越えてくる漂流物の評価が現実離れしている。超過津波の波高または遡上高は30メートルを超えると仮定すれば船舶の喫水線から防潮堤上端部まで10メートルもあるので多くの大型船舶も通り抜ける。超過津波を24メートルとして20メートルの防潮堤を越えるのは4メートル以下の吃水の船であるとの仮定で大型船舶は超えないとしているのか、超過津波と漂流物</p>	<p>➤ 御指摘の箇所の溢水評価については、基準地震動による地震力に対する評価を行った上で、耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管、容器その他の設備の全てを溢水源の対象とする方針としていることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 日立港、常陸那珂港に停泊中又は付近を航行中の大型船舶については、基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）襲来時の流速及び流行の経時変化を踏まえると本発電所に漂流してこないことを確認しています。本発電所敷地内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船については、津波警報等の発令時に緊急待避することが基本です。基準津波に対しては到達までに時間的余裕があることか</p>

### IV-3.5 重大事故等対処設備（第43条関係）

御意見の概要	考え方
<p>の評価における整合性がはっきりしていないので明確にすべきだ。同時に大型船舶はそもそも漂流物にならないとの事業者の見解を認めるべきではない。</p> <p>➤ 全体を通して、それぞれの事故対策に自然災害が重なった場合、想定通りに進められない可能性が大であり、そのことを想定する必要がある。</p> <p>➤ 審査書(案) p317IV-3.4 1. 審査確認事項(3)可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）(マル2) 確実な接続「可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続にはケーブルはボルト・ネジ接続等を用いる」とあり、原則有線により信号のやり取りが行われるものと読み取れますが、無線によるやり取りは無いのでしょうか？もし有る場合は、ノイズジャミングの様な故意による妨害、傍受についての対策を検討し、問題無い事を示して下さい。</p>	<p>ら、荷役等を中止した上で緊急待避することが可能であるため漂流物とはならないことを確認しています。</p> <p>(※) 防潮堤前面におけるせり上がり波高が T. P. +24m となる津波</p> <p>➤ 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。</p> <p>➤ 可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続する場合には、容易かつ確実に接続できるように、原則として、ケーブルは、ボルト・ネジ接続又は簡便な接続規格を用いる方針であることを確認しており、御指摘のとおり原則は有線による接続となります。一方で、ご質問の「無線によるやり取り」に関しては、中央制御室及び緊急時対策所までのデータ伝送系、モニタリング・ポストの伝送系に有線及び無線（衛星回線含む）を使用すること、中央制御室、緊急時対策所、原子炉施設の内外の通信連絡に衛星電話設備、無線連絡設備（携帯型又は固定型）を使用することなどにより、多様性を有する設計とする方針であることを確認しています。</p>

IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査書（案）p321 規制要求に対する設備及び手順等審査書案によれば、「ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備する。」としています。確かにこのような代替対処設備を設けることは改善には違いないが、しょせん同類の機構をダブルトラックで設けるのみであり、制御プログラムの不具合はカバーできるかもしれないが、信号系統の不具合、動力機構の不具合等は同じように起こる可能性は高いと思われる。</p> <p>➤ 炉心損傷につながる出力の暴走を止める方法はあるのか。</p>	<p>➤ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系と共通要因により同時に機能を喪失しない設計としていることを確認しています。</p> <p>具体的には、以下のとおり確認しています。</p> <p>① 検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁までを設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系に対して、独立した構成とすること</p> <p>② 設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有していること</p> <p>万が一、御指摘の信号系統の不具合や動力機構の不具合等が発生し、原子炉緊急停止系及びATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により原子炉を停止できない場合でも、原子炉を未臨界に移行するために、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いることを確認しています。このほう酸水注入系は、制御棒駆動機構等に対して、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることなど、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように設計していることを確認しています。</p> <p>➤ 新規制基準は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために必要な設備及び手順等を整備することを要求しています。これらに対して、申請者はATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒挿入、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）に</p>

IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 核反応を停止しようとしてもシュラウドが破断して制御棒の挿入が出来なくなる。ほう酸水の注入で代用できることを確認したと言うが机上の計算しかしていない。計算どおりにゆくならお金をかけた実験などやる必要はないはず。</li> <li>➤ 原子炉の未臨界達成のための手段の最後に、手動で自動減圧機能を止める操作を要求する手段は、事故時の混乱状態で確実に実施できるか極めて疑問である。これらの手順の前にも、類似した操作が多くあり、事故時に混乱することなく、対処できるとは限らない。</li> <li>➤ 不安定な出力振動が生じた時に、地震による炉水の水面揺動（スロッシング）が発生し、急激な出力上昇に至ることがないことを確認すべきである。出力振動とスロッシングの基礎的な関係は不明であれば、早急に現象の解明と対策をすべきであろう。</li> </ul>	<p>よる原子炉出力の抑制、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入等により原子炉を未臨界に移行する対策等を整備しており、これらの対策が、新規制基準へ適合していることを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ほう酸水注入系は、緊急停止失敗の場合に原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 審査書（案）「IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失」において、自動減圧系の自動起動阻止操作については、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間等を考慮して事象発生から約4分後と設定されていますが、本操作は中央制御室制御盤スイッチの簡易な操作であることを確認しています。さらに、自動起動阻止操作が行われず自動減圧系が作動した場合でも、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水が始まる原子炉圧力に減圧されるまでに約160秒間はあることから、運転員1名が中央制御室から開状態の逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動により閉止し、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を防止するには、時間余裕があることを確認しています。</li> <li>➤ 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。             <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul> </li> </ul>

IV-4. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「代替制御棒挿入機能をもった設備」と「代替再循環系ポンプトリップ機能をもった設備」の2種類あるということと解釈したが、そうであれば、「ATWS 緩和設備」という呼称ではなく、その機能にふさわしい設備名を表記するのが普通だと考える。それをしないのは、その機能をどのように実現するかという見通しが立っていないからではないのか。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>➤ 申請者は御指摘の機能を有する設備を、それぞれ、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）としており、これらが新規制基準の要求に適合していることを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 東海第二で計画されている高圧代替注水系は、国内原発では運転実績が無く、試験設備での作動試験、環境条件適合試験等の実証試験データが必要。</p>	<p>➤ 審査において、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである常設高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする方針であることを確認しています。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。</p> <p>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。</p>

**IV-4. 5 最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 5関係）**

御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査書P359 手順ではa. 緊急用海水系による残留熱除去系海水系のバックアップ b. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント c. 耐圧強化ベント系による格納容器ベントの三段階の手順構成とされています。このうち a と b の間では、電源喪失、RHRポンプの故障等の場合直ちに格納容器ベントによる対処に移るとされていますが、代替循環冷却が有効な対処であるので手順選択の判断順序が飛躍しています。系外放出を伴わない代替循環冷</p>	<p>➤ 申請書の添付書類十の「7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価」の「第7.1.4.2-2 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の対応手順の概要」に記載があるとおり、最終ヒートシンクに熱を輸送するための手段として、使用が可能であれば、格納容器圧力逃がし装置に優先して代替循環冷却系が使用されます。</p> <p>なお、設置許可基準規則第48条の解釈において、「残留熱除去系</p>

**IV-4.5 最終ヒートシンクに熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）**

御意見の概要	考え方
<p>却系を最終ヒートシンクに熱を移送する手順として格納容器ベント（上記bおよびcの手順）の前の選択肢として位置付ける必要があります。</p> <p>（理由）「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）」の有効性評価において、全交流動力電源喪失下においても代替循環冷却系は、緊急用海水系の準備を含めて90分でインサービス可能とされています。（審査書 P224）伝熱容量は14MWであるのでその時点での崩壊熱と釣り合うには少し不足ですがサプレッションプール水の熱バッファ機能を含めれば48条として有効な手段である上、炉心冷却を継続させることとベントタイミングを遅らせる意味でも中継ぎとしての重要な機能を果たせます。公衆被ばくの抑制の観点から格納容器ベント前の48条機能を果たす設備群の一部として代替循環冷却系を登録しそれを活かした対処手順に改善する様、事業者を指導すべきです。</p>	<p>（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること」としており、代替循環冷却系は、残留熱除去系の水源（サプレッション・プール水）や熱交換器等が同じであることから、設置許可基準規則第48条に適合する設備ではなく、御指摘の箇所では記載していません。</p>

**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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新たに格納容器圧力逃がし装置が設置される。ウェットベントは原子炉建屋からパイプで引き出された先にあるが、その間の脆弱性は明らかであり、漏洩の有用な対策が求められる。</li> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置は、本来格納容器内で閉じ込めるべき放射性物質を含んだ気体を配管を通し格納容器外のフィルタ部分</li> </ul>	<p>格納容器圧力逃がし装置の流路を構成する配管及び弁は、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



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
<p>へ導くが、格納容器外の箇所で漏洩が発生した場合の対策が想定されていない。</p> <p>➤ 高温高圧の水蒸気を冷水に直接放出すると、水蒸気の放出条件によっては、振動、騒音、水撃現象による衝撃圧力の発生などが起こる。特に、凝縮圧力波の発生は、スクラバー容器の破損の可能性も考えられ、その際には、放射性物質や水素を含む気体が大気中に放出されることになってしまう。凝縮圧力波や振動の発生がないことを確認しているのか。</p> <p>➤ 格納容器圧力逃し装置の使用後に原子炉格納容器の負圧破損を防止するために窒素を供給するよう指導しているが、窒素は熱除去の妨害となる故、熱伝達率の良いヘリウムを使用して、原子炉格納容器内の圧力調整と熱除去をすべき。</p> <p>➤ 代替循環冷却系の運転可能性は主に代替循環冷却ポンプの有効吸込水頭の評価をもって判断している。しかし、水源からポンプ</p>	<p>➤ 高温高圧の水蒸気が冷水に放出された際の凝縮に伴う圧力発生については、蒸気流速が高い場合においては、微細な気泡の生成により凝縮が比較的安定していることが知られています。格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始時は、蒸気流速が高い場合に分類されることから、蒸気凝縮による圧力振動等は発生しづらいと考えられます。また、格納容器ベント後期などの蒸気流速が中・低流速の場合には、蒸気凝縮による圧力振動等が発生する場合がありますが、スクラバー水がベント開始後比較的短時間で格納容器圧力逃がし装置のスクラバー水が飽和温度に至るため、その後の蒸気凝縮に伴う現象は限定的であると考えられます。</p> <p>➤ 設置許可基準の解釈において、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備することとしており、審査においては、可搬型窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とすることにより、新規制基準に適合することを確認しています。なお、可搬型窒素供給装置による窒素供給は、原子炉格納容器の負圧破損を防止することを目的としており、原子炉格納容器内の冷却を目的としていないことを確認しています。</p> <p>水温が高く飽和蒸気圧がより大きい残留熱除去系熱交換器の上流等においても減圧沸騰が起こらず、代替循環冷却系の機能が維</p>

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
<p>までのサクションラインが長く高低差が大きい上に高温水が流れる場合には、系統のうち高温かつ低圧となる箇所の本味の静水圧と飽和蒸気圧の比較検討を行う必要がある。また、サプレッションプール水温が高い場合にも代替循環冷却系の安定運転ができるように液面加圧効果を目的とした窒素供給を行う旨を明示的に示す必要がある。</p>	<p>持できることについては、工事計画において、ポンプや配管等の詳細設計に基づき確認することとなります。</p>
<p>➤ 376 ページに「格納容器圧力逃がし装置は、粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99%以上、有機よう素に対して 98%以上の除去効率を有すること、」との記述があるが、これではとても十分とは考えられない。想定される原子炉の事故が起これば、数十テラベクレルの放射性物質が漏出するはずで、99.9%除去したとしても充分とは言えない。そもそもこれは事業者が申し出た数値であり、原子力規制委員会としての基準値ではない。</p>	<p>➤ 審査において、審査書（案）「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）」に記載のとおり、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 日間で最大約 18TBq であり、有効性評価ガイドで定められた 100TBq を十分下回っていることを確認しています。また、100TBq については、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、放出量が多く半減期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq を下回っていることを確認することを求めています。</p>
<p>➤ フィルター付きベント (P374) フィルターを 2 重にして 98%~99.9%の除去率を示していますが、環境に放射能を出さないためにフィルターは 3 重 4 重にした方がよいと考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子炉設置時点の住民への約束は、重大事故発生時においても敷地境界で 430 マイクロシーベルト程度とされた。格納容器ベントはドライベントであろうとウェットベントであろうと、実施その</p>	<p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故において、当該事故前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、審査内容を大幅に見直すこととしました。具体的に</p>

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
<p>ものが約束違反であるから、ベント装置を設置するのであれば立地審査からやり直さなければならない。ベント装置を取り付けるならば、原子炉設置許可を取り消し、再度放射性物質拡散モデルと過酷事故時のドライベントを前提とした影響評価をすべきだ。</p>	<p>は、従来の「重大事故」、「仮想事故」として想定した放射性物質の放出量を用いる考え方を改め、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、基本設計ないし基本的設計方針において、原子炉格納容器の破損及び敷地外への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。</p> <p>また、原子炉格納容器の破損を防止するために、希ガスを含む放射性物質の放出を伴わない（※）代替循環冷却系の設置を求め、代替循環冷却系は格納容器圧力逃がし装置に優先して使用することとしています。</p> <p>加えて、原子炉格納容器の破損防止対策においては、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、原子力発電所の近隣の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の放出を制限するため、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、100TBqを下回っていることを確認しています。</p> <p>東海第二の審査においては、希ガスを含む放射性物質の放出を伴わない（※）代替循環冷却系を、信頼性を向上させるために多重化する方針であることを確認しています。それでもなお、代替循環冷却系が有効に機能しない場合においては、後段の設備である格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うこととなります。</p> <p>このため、格納容器ベントを行う可能性は極めて低いと考えますが、仮に行った場合の評価として、審査書案「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）」に記載のとおり、格納容器圧力逃がし装置（フィルタ装置付き）</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新たに格納容器圧力逃がし装置が設置される。5重の壁の壁で守られた安全は反故なのか。</li> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置を稼働させる場合、Xe-133等の希ガスは排出される。タイムスケジュール上でも住民避難と連携させた事故対策が必要。</li> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置を通して希ガスは放出される。炉心溶融よりはましだからと住民に許容を迫るもので、認めるわけにはいかない。審査書で住民の避難に一切触れていないのは規制委員会の設置目的に反する。</li> </ul>	<p>を使用し、サプレッション・チェンバ側からベントした場合のCs-137の放出量は約15TBq、ドライウエル側からベントした場合は約18TBqであり、100TBqを下回っていることを確認しています。なお、サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側からフィルタを経由せず放出する耐圧強化ベント系については、炉心損傷前に使用すること、敷地境界での実効線量は5mSv以下であることを確認しています。</p> <p>(※) 原子炉格納容器バウンダリを維持することを意味し、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる手段についての考え方は上記のとおりです。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。</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

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
<p>➤ 格納容器圧力逃がし装置を作動した場合、一般環境に放射性物質が放出されることを意味する。一般公衆の被ばく回避のため、事前に避難が必要となることが、検討されていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二号機のドライウェル容積は小さく、出力当たりで女川2号機の半分程である。このため格納容器ベントは早期に必要となり、人口密集地の東海近辺では避難が間に合わず、実際使うことができない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用時、東海第二原発で避難が必要かどうかの判断とその定量的根拠の説明を求める。更に、避難の必要がある場合（ない場合は考えられない）、どこまでの範囲をどうやって避難させるかの説明を求める。それらが明確になって確認されない限り、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用は認めるべきではないと考える。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 茨城県は、避難計画を立てたとしていますが、数合わせをしたのみであり、実行不可能と現場の人は皆、知っています。何かあってベントだけで済む場合にも、放射性キセノンなど希ガスは（フィルターベントでも減らせず）そのまま外に排出されるため避難が必要です。なのに、実行可能な避難計画は存在しません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 格納容器圧力逃がし装置について、希ガスと呼ばれる気体状の放射性物質はフィルターは役に立たず、全部外に出てしまう。住民避難が必要となる。その際の住民を被ばくからどう護るかの準備がされているか非常に不安である。</p>	<p>➤ 同上</p>

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
<p>➤ 格納容器圧力逃がし装置または耐圧強化ベント系による各種時系列、条件下での対応の設定は、地震、津波等により計器が故障していたら正常な判断ができない、または、作業員が近づけないほどの放射線量になっていたら手動によるベントの作業ができないか、大量被ばくしながらの作業となり、人数を準備すれば、解決する問題ではないと考えます。</p> <p>➤ 格納容器圧力逃がし装置は、全く故障もなく、機能喪失もしないということは、なかなか想像しにくいので、2台以上設置すべきである。</p>	<p>➤ 審査書（案）「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）」に記載のとおり、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測又は推定するため、重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける方針であることを確認しています。重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする方針であることを確認しており、重大事故等時の環境条件のうち、自然現象による影響としては、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む）等を考慮する方針であることを確認しています。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁は、遠隔人力操作機構又は操作ハンドルを設け手動操作を可能とすることにより、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とすることを確認しています。</p> <p>なお、耐圧強化ベント系については、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、炉心損傷前に使用する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 審査書（案）に記載したとおり、審査の過程において、系統を構成する1つの隔離弁の開操作に失敗したとしても格納容器圧力逃がし装置が使用できるようにすることを求め、これに対して、申請者は、格納容器圧力逃がし装置の系統の構成について、配管</p>

**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
<p>➤ 格納容器圧力逃がし装置について詳細なタイムスケジュールを立てているが、事故が単独で起こればこの通りに動ける可能性も高いかもしれないが、2011年のような複合災害のなかで起こった場合は、まず実行不可能と思われる。</p> <p>➤ P. 376 に「逃がし装置の満たすべき仕様：粒子状物質に対して99.9%以上、無機ヨウ素に対して99%以上、有機ヨウ素に対して98%以上の除去効果を有すること。」とあるが、実際のガスによる実証不可能であり、この様な文章は絵に描いたモチである。装置の有効性に関する具体的実証プロセスを詳述すべきと考える。</p>	<p>が合流した後に設置される隔離弁には、バイパス弁を併置すること、遠隔人力操作機構を当該バイパス弁に対しても設置し、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に操作できるようにすること示し、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。</p> <p>➤ 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おり、今後は、保安規定変更認可に係る審査において、重大事故発生時等における訓練の具体的な方針について確認していきます。さらに、保安検査において重大事故等発生時における対応の手順が、決められた要員数により、かつ時間内に成立することを確認していきます。</p> <p>➤ 格納容器圧力逃がし装置の実機使用条件を考慮した性能検証試験の結果が示されており、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機ヨウ素に対して99%以上、有機ヨウ素に対して98%以上の除去効率を有することを確認しています。</p>

**IV-4. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 9関係）**

御意見の概要	考え方
<p>➤ 爆発したときの対応策がちゃんとできていると思えない。</p>	<p>➤ 審査では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するた</p>

**IV-4. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 9関係）**

御意見の概要	考え方
<p>➤ 可搬型窒素供給装置は地震、津波、暴風雨、豪雪などの厳しい自然条件のもとでは搬入、接続などが困難となり、機能の信頼性を欠く。窒素供給装置を使用するのであれば、屋内に常設すべきであり、また、運転員、作業員に依拠することなく、酸素濃度の検出と窒素供給を全自動にすべきである。</p>	<p>め、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内を不活性化するために、可搬型窒素供給装置を整備することを確認しています。また、原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出のため、格納容器圧力逃がし装置を整備することを確認しています。さらに、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）を整備し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視することを確認しています。</p> <p>➤ 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、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、各要員の役割に応じた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。</p>

**IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）**

御意見の概要	考え方
<p>➤ ブローアウトパネルは、設計基準事故、重大事故等における原子炉格納容器外での蒸気流出・蓄積による原子炉建屋及び格納容器</p>	<p>➤ ブローアウトパネルについては、重要安全施設である原子炉建屋原子炉棟（原子炉建屋外側ブローアウトパネル付）として確認し</p>



IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）

御意見の概要	考え方
<p>の損壊防止及び格納容器からの水素流出・蓄積による爆発防止のための開放機能、及び開放後の放射性物質の拡散抑制のための閉止機能という安全上重要な設備であるから、ブローアウトパネル本体とその強制開放装置、閉止装置の基本仕様を設置変更許可申請書添付書類八に記載すべき。</p> <p>➤ ブローアウトパネルは、水素だけではなく大量の放射能を意図的に放出させる。放水砲では放射能の拡散を止めることはできない。水素だけを放出するような別の対策を講ずるべき。</p>	<p>ています。また、ブローアウトパネル閉止装置については、「IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順書等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）」において確認しており、申請書添付書類八に記載されていることも確認しています。</p> <p>➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、自主対策設備である原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置よりも前に使用するものとして、水素排出及び放射性物質の低減のための非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機等の設備及び手順等を、水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合器（PAR）、PAR 動作監視装置及び手順等を整備する方針であることを確認しています。また、これらの対策により、想定される重大事故時において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満とすることができる排出容量を確保すること並びに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水素処理容量を有することを確認しています。</p> <p>なお、上記により規制要求を満足していることは確認していますが、万が一これらの対策により原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素を排出又は処理できず、水素の発生源を断つための格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、自主対策設備である原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウ</p>

IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ ブローアウトパネルについて、福島原発事故では水素とともに大量の放射能が放出された。ブローアウトパネルの開口部を覆うように放水して放射能拡散を抑制することとしているが、大規模損壊時に放水機能が維持できるのかどうか、放水によりどの程度放射能拡散が抑制できるのか。水素だけを逃がし放射能を閉じ込める機能となっていない。</p> <p>➤ 開閉式ブローアウトパネルの実験は、閉止操作で失敗したのだから、信頼性を保証できない。また、事故時には開放すれば爆発の危険のある水素と一緒に放射性物質を環境に放出することになる。放水砲だけでは放射能の拡散を防ぐことはできない</p>	<p>トパネル閉止装置を用いた水素排出を行います。その際に放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施します。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。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>また、御指摘のブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とすること、現場において人力により操作できる設計とすることを確認しています。</p> <p>なお、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、ブローアウトパネル閉止装置の</p>

IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ ブローアウトパネルは、設置許可基準規則第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）で定められた水素排出設備に該当するものである。水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器（PAR））を設置するから、水素排出設備は自主的対策であるとの論理付けだと推測するが、大きな空間容積の原子炉建屋内でのPARの機能有効性はいまだ実証されていない。</p> <p>➤ 福島第一原発と同じように爆発したらどうするのか。</p> <p>➤ 「ブローアウトパネル開口部を閉止するための設備」という表現でブローアウトパネル閉止装置について記されているが、まったく具体性に欠けている。</p>	<p>機能に問題がないか等を確認することとなります。</p> <p>➤ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機が、水素濃度を可燃限界未満とすることをできる排出容量を確保していること並びに静的触媒式水素再結合器（PAR）が水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理性能を有する設計とすることを確認しています。</p> <p>また、PARの設置場所については、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し、かつ同階に滞留することが予想されることから、PARを原子炉建屋原子炉棟6階に設置する方針であることを確認しています。PARによる水素処理性能については、解析を通じて原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 審査において、ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とすること、現場において人力により操作できる設計とすることを確認しています。</p> <p>なお、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、ブローアウトパネル閉止装置の</p>

**IV-4. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）**

御意見の概要	考え方
<p>➤ ブローアウトパネル閉止装置の固定について耐震実験の再試験を行うとされているが、その結果を得てから成立性を確認し審査書案に記載すべきである。また、基準地震動の1.1倍程度で閉塞を維持するのでは能力不足である。3倍以上の揺れを投入しても閉塞が確保できる程度の性能要求をすべき</p>	<p>機能に問題がないか等を確認することとなります。</p> <p>➤ 同上</p>

**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
<p>➤ 基準規則55条の要求に対し、原電の対策は、格納容器上部が破損し、気体の放射能が放出した場合、それを放水砲でたたき落とすというだけで、高濃度汚染水という形態での放射性物質の放出についての抑制効果はありません。</p>	<p>➤ 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おり、審査においてその対策を確認しています。</p> <p>また、汚染水の海洋への拡散抑制対策として、発電所から海洋への流出箇所の雨水排水路集水柵及び放水路に汚濁防止膜を設置することにより放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認しています。</p> <p>さらに、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。</p>

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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 液状化に伴う砂質土層等の変形及び沈下、発電所港内の防波堤並びに茨城港日立港区及び茨城港常陸那珂港区の防波堤が損傷する可能性があるなかで、海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス）の配備はどのように行うのか。</li> <li>➤ 地震や当該事故等による損傷で地下水流入が起きた場合には、東京電力福島第一原発事故のような深刻な汚染水問題が起こることが予想される。地下水による汚染水を拡散させないための措置はどのようにになっているのか。</li> <li>➤ 放水砲による拡散抑制効果はどの程度あるのか。検証は行われているのか。行っているならばどのような条件で検証したのか。結果はどうだったのか。現実との差はないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 海洋への放射性物質の拡散を抑制するために、新たに整備する汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する12箇所（雨水排水路集水柵9箇所及び放水路3箇所）に設置できる設計とすることを確認しています。</li> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 審査においては、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の容量については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲の性能曲線から可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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。</li> </ul>

**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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放水砲に効果があるのか、模擬実験さえ行われていないので信頼性に欠ける。また、放水砲の水源は海水であるとされており、電源系統に大きな脅威とならないか。高温になった建屋等に海水を掛ければ塩分が析出して機器類に悪影響を与える懸念がある。</li> <li>➤ 流した水は「汚濁防止膜を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順」で除くとしている。しかし、どれだけの濃度の汚染物質がどのような場合に出るのか想定ができていないのか。もし高濃度の汚染水が生じた場合、汚濁防止膜では除くことは不可能ではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上。 また、放水砲による放水は、炉心の著しい損傷を防止及び原子炉格納容器の破損の防止又は使用済燃料貯蔵槽内燃料損傷防止の対策が有効に機能せず、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手段であることから、海水による他の設備への影響の有無にかかわらず実施すべきものと考えています。</li> <li>➤ 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、汚濁防止膜については、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため雨水排水路集水枘及び放水路に設置することを確認しています。</li> </ul>

**IV-4. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）**

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ SA用海水ピットは、フジツボが付いて使い物にならなくなるから、資金の無駄使いになる様な指導をすべきで無い。またフジツボ対策は、自然破壊になる故、実施すべきでない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等対処施設は重大事故等の想定される環境条件において、その機能を有効に発揮することができるものであることが求められています。このため、SA用海水ピットについても必要な機</li> </ul>

**IV-4. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）**

御意見の概要	考え方
	<p>能を維持するため、原子力発電の安全に係る品質保証規程に基づき、適切に保守管理を実施する方針であることを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 非常電源を丘に移したといっても、それでも、時代に逆行している。</p>	<p>➤ 審査において、常設代替高圧電源装置は常設代替高圧電源装置置場に設置することで、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。以下同じ。）に対して、独立性を有し、位置的分散が図られていること、常設代替高圧電源装置の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する設計としていることから、共通要因によって設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と同時に機能を損なわないことを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 重大事故等への対処に関する議論において、機械の誤動作にどう対応するかという視点が抜けている。例えば重要な計器類が異常値を示した時には、別の手段でその正しさを確認する手段を講じる等のコンティンジェンシープランを強く求める。</p>	<p>➤ 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。</p>

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
<p>➤ 「審査書（案）」P. 437-444 の表IV-4. 15-1には、重大事故等対処設備により計測する監視パラメータが示されている。そのなかに原子炉圧力容器水位の監視パラメータも示されている。原子炉水位計は、福島原発事故に際し、その誤表示によって原子炉内に水があるかのような誤情報を与え、事故の拡大につながったことはよく知られている。ところで、ここに水位監視の対処設備に挙げられているのは、福島第一に使われていたと同じ原理の「差圧式水位検出器」である。それを多重化したのが対処設備だという。同種の装置をいくつ付けても、重大事故時には同じように壊れると考えるのが常識ではないのか。「差圧式水位検出器」の対処設備が、同じ「差圧式水位検出器」といいうのは人を食った話である。当然、別方式の水位計を設置することを求めるべきである。それができないならば、不適合とすべきである。この表には、「多重性を有する重要計器の他チャンネル」という分かりにくい表現で、同種の設備を多重化して対処装置とする同様の事例が多数ある。再検討すべきである。</p> <p>➤ 同様の原子炉水位で、広帯域と燃料域で基準点（0mm）が異なることの説明を求める。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>具体的には、原子炉水位の計測に関する代替手段として、原子炉圧力容器への注水量（高圧代替注水系系統流量等）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。</p> <p>➤ 炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位（広帯域）は蒸気乾燥器スカート下端を基準点（0mm）として、原子炉水位制御範囲（原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8））を監視可能とし、原子炉水位（燃料域）は燃料有効長頂部を基準点（0mm）として、燃料有効長底部まで監視可能としています。原子炉水位は広帯域と燃料域で基準点は異なりますが、原子炉水位高（レベル8）から燃料有効長底部まで連続して監視可能であることを確認しています。</p>



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
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 水位計は改善の必要がある。事故の際の減圧操作時に計測配管内の水が減圧沸騰することにより、水位計測が不能となる。対応策として、計測配管を常時冷却する必要があるが、現在その対応がなされていない。これでは過酷事故を防げない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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（高圧代替注水系系統流量等）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。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可搬型計測器の詳細が明らかにされておらず、63分以内に実施できる技術的保証はまったくない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可搬型計測器は、乾電池を電源として、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量を計測します。審査において、申請者は、災害対策要員の出動準備、放射線防護具の着用、緊急時対策所から原子炉建屋付属棟4階空調機械室への移動、放射線防護具の脱衣、身体サーベイ及び同機械室から中央制御室への移動のそれぞれに要する時間を保守的に積み上げ、準備に要する時間を含めた緊急時対策所から中央制御室への移動時間を53分とし、中央制御室における1測定点の計測を10分で実施することにより、可搬型計測器による計測を63分以内に実施可能であることを示していることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可搬型計測器の測定時間について、最大で言えば項目だけで57項目有り、1項目1測定すると約60時間かかる。1測定点当たりでなく、最大で何人何時間かかるかを人員配置の計画に反映すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 また、可搬型計測器による計測は、中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続して測定し、複数のパラメータを計測する場合であっても、同じ中央制御室内での作業となるため、追加計測は短時間で行うことができると考えられます。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 可搬型重大事故対処設備が必要なケースは常設設備が使えない前提であり、計装設備のみ使えるとの前提だとすると無理が有るのではないかと。各所からの計器の配線を配線接続箱等からつなぎ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査において、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段があることを確認しています。可搬型計測器は可搬型重大事故等対処設備で</li> </ul>

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
<p>換えて可搬型重大事故対処設備につながるのだとすると下記の点について検討の上、問題無い事を示すべき。・可搬型重大事故対処設備から各計器への電源供給ができる機能を持っている事・配線接続箱等が放射線の影響が無く、作業可能な場所に設置されている事・配線接続箱等が非危険場所（いわゆる非防爆場所）に設置されている事</p> <p>➤ 水素発生、酸素発生箇所では局所的に濃度が高いはず。水素濃度計、酸素濃度計は、局所的な濃度上昇も検知可能である事、または、それができなくとも、局所的な濃度上昇があっても問題無い根拠を示すべき。その際、吸引式の場合は、時間遅れも考慮すべき。</p> <p>➤ 「格納容器内水素濃度（SA）」、「フィルタ装置入口水素濃度」は多重化されていますが、多様性が無く触媒式等、他の方式も併用すべき。「格納容器内酸素濃度（SA）」は多重化されていますが、多様性が無くジルコニア式、電極式等、他の方式も併用すべき。「格納容器雰囲気放射線モニタ」、「フィルタ装置出口放射線モニタ」、「耐圧強化ベント系放射線モニタ」は多重化されていますが、多</p>	<p>あり、想定される重大事故等が発生した場合における環境条件（温度、圧力、湿度、放射線）を考慮した設計とすること、中央制御室及び緊急時対策所に保管すること、中央制御室の端子台に接続して使用すること等を確認しています。</p> <p>➤ 審査において、申請者は、格納容器内の気体について、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られるとの既往の知見により、東海第二の格納容器内の気体についてもミキシング効果が得られるとの考えを示していることを確認しています。また、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）は、サンプリング装置による計測を実施しており、サンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で実行されるように設計することを確認しています。この時間遅れについては、有効性評価における保守的なG値（水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合）を使用した解析結果による酸素濃度の上昇傾向から、測定上の大きな問題にはならないと考えられます。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第58条では、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることを求めています。申請者は、御指摘のパラメータについて、多重性を有する重要計器の他チャンネルを用いて推定す</p>

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
<p>様性が無く他の方式も併用すべき。「フィルタ装置水位」は多重化されていますが、多様性が無く電波式、ガイドパルス式等、他の方式も併用すべき。</p> <p>➤ 2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震時、東海第二原発で発生した計装電源喪失により原子炉水位（広域帯）の計測が一時不可能となったことへの根本的解決がなされていない。電気・計装設備の老朽化が懸念される本設備の安全・信頼性向上のためには、DCSを中心とした計測・記録・制御システムへの抜本的な更新が不可欠である。</p> <p>➤ 沸騰水型軽水炉の炉心水位計は圧力容器の下部と上部から管を引き出す構造になっている。上部には基準面器（凝集槽）と呼ばれるタンク構造を持っている。通常は水位測定に問題は生じないが、容器内の冷却材が減少し、基準水面が失われた後に再度冷却材を投入した場合、液面が正しく計測できなくなる場合がある。東海第二は水位計を増設し、従来は一つしかなかったものを3箇所に取り付け、仮に誤差が生じた場合は多数決で決定するとした。福島第一原発事故のようなケースでは三つの水位計総てが同じエラーを出すだろう。仮にバラバラに出ているとして多数決で正しい水位を取ることなど出来ない。</p>	<p>る手段を示し、審査において新規制基準への適合性を確認しています。</p> <p>➤ 審査において、計測に必要な常設の直流電源が喪失した場合には、常設代替交流電源設備（充電器を含む）及び可搬型代替直流電源設備から給電する方針であることを確認しています。これに加えて、可搬型計測器によっても計測する方針であることを確認しています。</p> <p>また、原子炉水位計の基準面器（凝縮層）における基準水位の低下により計器の指示値に疑いがある場合等には、代替手段として原子炉圧力容器への注水量（高圧代替注水系系統流量等）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。</p> <p>➤ 同上</p>

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
<p>➤ ブローアウトパネルの規制要求は、「開放した場合は、速やかに閉止できること」。実験結果はこれが満たされないことを示した。放射性物質を含んだ空気が周辺に漏れ出すリスクがある。</p>	<p>➤ 審査において、ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とすること、現場において人力により操作できる設計とすることを確認しています。なお、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、ブローアウトパネル閉止装置の機能に問題がないか等を確認することとなります。</p>
<p>➤ ブローアウトパネルは建屋内の圧力が高くなったとき、その圧力を逃がすことで大爆発を防ぐものである。開放したらただちに閉鎖してそれ以上の漏出を防がなければならない。ところが実験してみたら閉まりきらなかった。そもそもそのような危険物を含んだ空気をそのまま外部に放出しなくてはならない仕組みも問題だが、それすらまともに働かないのでは日本原電や下請けで施工した各社の技術力を信用できない。</p>	<p>➤ 同上 また、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、日本原子力発電株式会社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。</p>
<p>➤ ブローアウトパネル閉止装置について、手動操作も想定していますが、事故時に高線量で人が立ち入れるかどうか分からない。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則の解釈第59条第2項 e)において、「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</p>

**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
<p>➤ ブローアウトパネルの閉塞作業は、相当長時間の作業になる危険性が高い。線量が極めて高い場所であることや地震や津波などの影響でアクセス性が悪くなっているなど考えられるのに、閉止作業は一人で17分などと、条件の設定がいかに甘すぎる記述が多い。ブローアウトパネルの閉塞は実態としては極めて困難であることを認め、その上で拡散放射性物質の量と影響度合いを再度検証すべきである。</p>	<p>力による操作が可能なものとする。」と規定しており、交流動力電源が確保されている場合であって、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する方針であることを確認しています。また、ブローアウトパネル閉止装置は、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給電が可能な設計とする方針であることを確認しています。</p> <p>さらに、全交流動力電源喪失時に原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放状態の場合であって、炉心が健全であることを確認した場合には、人力による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開口部を閉止する手順に着手する方針であることを確認していることから、基準に適合していることを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則の解釈第59条第2項e)において、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としており、御指摘の閉止作業については、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが10箇所全て開放した場合に中央制御室からブローアウトパネル閉止装置を操作し、全ての開口部を閉止するまで17分以内で対応可能であることを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 基準規則61条は「基準地震動に対し、免震機能等により、緊急時</p>	<p>➤ 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</p>

**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
<p>対策書の機能を喪失しないようにする」ことを要求おり、免震機能は必須である。</p>	<p>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。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。</p>

**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
<p>➤ 「大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。」とありますが。要するに、テロには対応が出来ず、しかも、事故が起きたら放射性物質が放出されることを前提として考えているということか。</p>	<p>➤ 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。</p>
<p>➤ 航空機落下火災は想定されているが、テロ、ハイジャック等故意による航空機衝突が想定されていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 地震や津波、火山噴火など発生頻度の低い事象は過去の記録等に基づく最大規模の推定には限界がある。従来 of 想定を超える規模の自然災害が複合的に発生する可能性も考慮して安全対策の実効性を評価するべき。</p>	<p>➤ 同上</p>

**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
<p>➤ 重大事故対処設備の設置されているところまで津波で冠水することを想定した対策を構築するべきである。</p> <p>➤ （484p VI審査結果）審査書案を見ると、例えば超過津波においては炉心損傷は免れず、基準地震動を超える地震が発生したら重要機器類（スタビライザー等）は破損している。原子炉停止に失敗しA T W Sが発生した際には停止は出来ないままに格納容器破損に至る可能性は否定できず、審査書もそのような事故シーケンスを前提として記述している。</p> <p>➤ 大型航空機の激突に対する見込みが甘すぎる。原子炉格納容器が激突で破壊されないとしても、一面火の海になり、消火活動を行ってすぐに鎮火できると考える方がおかしい。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>なお、「IV-3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）」に記載のとおり、重大事故等対処設備は、基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）を考慮した耐津波設計方針とすることを確認していますが、屋外の可搬型重大事故等対処設備については、同津波を超える津波に対して、裕度を有する高台に保管することを確認しています。</p> <p>（※）防潮堤前面におけるせり上がり波高がT.P.+24mとなる津波</p> <p>➤ 審査書（案）「IV-1. 1 事故の想定」に示してあるとおり、PRAを実施した結果、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加し、基準津波を超え敷地に遡上する津波（※）を考慮した炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認しています。また、基準地震動を超える地震など想定を超える大規模な自然災害等により、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、体制の整備を行う方針であることを確認しています。</p> <p>（※）防潮堤前面におけるせり上がり波高がT.P.+24mとなる津波</p> <p>➤ 大規模損壊発生時の対応については、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</p>

**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
<p>➤ 478 ページからの「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」について、480 ページで「環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、・・・」とあるが、高線量の放射性物質放出をどのように低減させるのか何も具体的に書かれていないのに、481 ページで「適切なものと判断した」というのはおかしい。</p> <p>➤ 航空機等の落下はミサイルの落下とは比較にならず、ミサイル対策に効果ありとする根拠にはならない。原子炉建屋に直接でなくとも、周辺に落下した場合でも複雑な配管・ケーブルなどが損傷し、機能不全になるが、その対策はきわめて楽観的である。</p> <p>➤ ミサイル攻撃（航空機衝突）に依る破壊行為について、原発施設は全て海岸沿いの陸上に設置されており、公海上からのミサイル攻撃で数分で施設は破壊され、その瞬間原発施設は国民に向けた殺人兵器になってしまう。原電は、これは国の問題ですとして完全な防備を行わず原発再稼働を目指しているが、絶対容認出来ない。施設が破壊された後の全く不確実で希望予測的な対応に頼る</p>	<p>とを確認しています。          なお、テロの想定脅威の具体的内容や対策の具体的内容を確認していますが、防護上の観点から公開しておりません。</p> <p>➤ 大規模損壊発生時の対応については、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、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制、放水による汚染水流出に対する汚濁防止膜による海洋への拡散範囲抑制及び放射性物質吸着材設置による汚染水の海洋拡散抑制といった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、テロの想定脅威の具体的内容や対策の具体的内容を確認していますが、防護上の観点から公開しておりません。</p> <p>➤ 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。</p> <p>➤ 同上</p>



**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
<p>前に原発施設の万全な防備こそが急務である。</p> <p>➤ 審査書案「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）」について、体制の整備（1）教育及び訓練：これは再稼働前にも、後にもきちんと定期的に行われるべきで、何か起きたらすぐ対応できるのか疑問である。</p> <p>➤ 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。東海第二原発を襲う直下型地震が発生した場合、制御棒の挿入が不可能になり、作業者が行けない場合は、収束作業が不可能となる。</p> <p>➤ 体制の整備①⑨の待機人数が果たして「大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし」た人数なのか。</p>	<p>➤ 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て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。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ことを確認しています。また、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により力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された災害対策要員を必要人数配置する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 同上 さらに、高線量下等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること、放射線防護具等の資機材を確保する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 申請者の体制の整備の計画については、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断します。また、大規模な自然災害が発生した場合に、万一召集までに時間を要する場合であっても、常時確保する発電所構内の災害対策要員（初動）の39名により当面の間は事故対応を行うことができる体制とすることを確認しています。</p>

**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
<p>➤ 重大事故を予防するための組織づくりについては本審査書の各所で論じられているが、驚くべきは原電申請書で具体的方策については触れずに、「適切に整備する」とか「これから検討する」とか「考慮する」としているだけなのにそのまま認めてしまっていることである。とくに最終章のVの大規模自然災害や大型航空機の衝突、テロについて具体的対策はまったく考えられていない。</p> <p>➤ 航空機の直撃による建屋や格納容器、使用済燃料プール等の評価すべきである。航空機落下は、曖昧な確率で評価することをやめて、直撃した場合の構造強度評価とその二次的影響を評価すべきものである。</p>	<p>➤ 重大事故等が発生した場合に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。設計上の想定を超えるような事態を想定外とせず、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すること、及びその対策をとるための手順書等を作成し、対応する方針であることを確認しています。</p> <p>なお、具体的な想定や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。</p> <p>➤ 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としており、防護設計の要否判断の基準を航空機落下確率が <math>10^{-7}</math> 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 <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はないことを確認しています。また、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、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。</p>

**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
<p>➤ 「地震が起きても大丈夫なように基準を作った」「津波が来ても大丈夫なように基準を作った」・・・だから大丈夫だ、という論調であるが、では万が一に「地震が来たけれど大丈夫ではなかった」場合、「津波が来たけれど大丈夫ではなかった」場合に、ではどうするのか、ということは書かれていない。</p> <p>➤ 9.11のように人為的な落下について考慮し、格納容器を2重にするとか、最外部の壁の強化が必要ではないでしょうか。航空機ではありませんが宇宙からの落下物、隕石は最近ロシアで被害を出しています。</p>	<p>➤ 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。</p> <p>➤ 同上          なお、規制基準においては、満足すべき性能水準を規定しており、二重格納容器といった特定の技術は要求していません。また、隕石の落下等の発生頻度が極めて小さい事象については、これを想定し対策を実施することまで要求していません。</p>

**審査書案の表記**

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 11ページの19行目「本発電所敷地内」は、他の箇所と同様に「敷地内」のほうが適当です。(12ページの16行目等についても同様)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 当該箇所については、明確化のために、「本発電所」と付けていますので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 12ページ、③：「これらの不整形地盤が【,】敷地の地震動に与える影響について、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査、微動アレイ探査結果等に基づき作成した二次元地盤モデルを用いて【,】敷地の解放基盤表面における地震動について検討した。二次元地盤モデルを用いた解析結果では【,】敷地周辺において特異な増幅を示す傾向は見られず【,】敷地直下の地盤構造に基づく成層モデルによる解析結果を下回ることを確認した。」の【】部コンマ(,)は読点(、)に統一すべき。</li> <li>➤ 12ページの24行目、25行目の「,」は、「、」の誤記です。</li> <li>➤ 18ページ、b.：「SMGAの短周期レベルは、諸井ほか(2013)で検討されている宮城県沖【,】福島県沖【,】茨城県沖で発生した地震の平均的な短周期レベルを設定した。」の【】部コンマ(,)は読点(、)に統一すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 14ページの18行目「福島県浜通りの地震」は、「2011年福島県浜通りの地震」のことを指しているのですか？</li> <li>➤ 17ページの11行目「2011年福島県浜通り地震」は、「2011年福島県浜通りの地震」の誤記ではないですか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 14ページ：「これに対して、申請者は、F1断層及び北方陸域の断層と塩ノ平地震断層【との同時活動】については、断層の</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「これに対して、申請者は、断層の走向・傾斜の類似性等を勘案し、F1断層及び北方陸域の断層と塩ノ平地</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>走向・傾斜の類似性等を勘案し、これらの断層の同時活動を考慮【して】、F 1断層南端から塩ノ平地震断層北端までの約 58km を、震源として考慮する活断層と【評価を見直した。】の【】部表現は「同時活動」が重複している等文章として不適切。「これに対して、申請者は、F 1断層及び北方陸域の断層と塩ノ平地震断層については、断層の走向・傾斜の類似性等を勘案し、これらの断層の同時活動を考慮するよう評価を見直し、F 1断層南端から塩ノ平地震断層北端までの約 58km を、震源として考慮する活断層とした。」とすべき。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 14 ページの 28 行目「活断層」は、「活断層である」のほうが適当と思います。</li> <li>➤ 15 ページの 22 行目「中央防災会議（2013）」では、16 ページ 3 行目「中央防災会議（2004）」で想定されている地震は抽出していないのですか？</li> <li>➤ 15 ページの 27 行目「同日」は、何月何日を指しているのですか？</li> <li>➤ 21 ページ、「これに対して、申請者は、2004 年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか（2013）で推定された基盤地震</li> </ul>	<p>震断層との同時活動を考慮して、F 1断層南端から塩ノ平地震断層北端までの約 58km を震源として考慮する活断層であると評価を見直した。」に修正します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本申請におけるプレート間地震の検討用地震の候補とした、中央防災会議（2013）における茨城県南部での想定地震は、中央防災会議（2004）と同一の想定地震であり、本記載は最新の評価を引用していることを確認しており、誤りではありません。なお、海洋プレート内地震については、中央防災会議（2013）では最新の知見をもとに、中央防災会議（2004）とは異なる地震を想定しているため、双方を検討用地震の候補としていることを確認しています。</li> <li>➤ 本震である 2011 年東北地方太平洋沖地震の発生日、2011 年 3 月 11 日です。ご意見を踏まえ、明確に記載します。</li> <li>➤ 「震源を特定せず策定する地震動」の評価については、審査の過程において、当初設定していた「加藤ほか（2004）に基づき</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>動に不確かさを考慮した【地震動も】「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。」の【】部「地震動も」は「地震動を」では？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 22ページの13行目「1009」は、「1,009」のほうが適当です。</li> <li>➤ 36ページ、(2)：「また、杭基礎構造部は、その周辺地盤を強制的に液状化させることを仮定した場合においても、支持機能及び構造成立性が確保されるよう設計する方針としている。」の「強制的に液状化させることを仮定した場合」は、意味不明。液状化は評価の条件であるので、「その周辺地盤を強制的に液状化させることを仮定した場合においても、」は、「その周辺地盤の液状化を仮定した場合においても、」とすべき。</li> <li>➤ 36ページ、下から2行目：「杭基礎構造を有する耐震重要施設について、強制的に液状化させることを仮定した場合は、第四系の杭周面摩擦力を支持力として考慮せず、杭先端の支持岩盤への最大鉛直力度（接地圧）に対する支持力を評価した。」の「強制的に液状化させることを仮定した場合は、」は、意味不明。液状化は評価の条件であるので、「強制的に液状化させることを仮定した場合は、」は、「液状化を仮定した場合は、」とすべき。</li> </ul>	<p>設定した応答スペクトル」に加え、2004年北海道留萌支庁南部地震による地震動に不確かさを考慮した地震動を追加しています。本審査結果をもとに、このような表現としていますので、原案のとおりとします。なお、「加藤ほか（2004）に基づき設定した応答スペクトル」は基準地震動 Ss-D1 に包絡されるため、基準地震動としては策定されていません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 第3条における設計基準対象施設に対する地盤に関する審査のうち、耐震重要施設の地盤の支持においては、基礎地盤のすべり及び基礎の支持力について評価する際に、基礎地盤のうち、浅部の第四紀層（第四系）の基礎地盤による液状化評価は行わず、全ての周辺地盤を強制的に液状化させたと仮定し、すべりにおいては強度を持たない層として、支持力においては杭周面摩擦力を生じない層として、評価をしています。そのため、評価内容を的確に示すため、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>➤ 37ページ、(6)：「なお、杭を介して岩盤で支持する施設における極限支持力度の算定においては、杭周面摩擦力を支持力として考慮していない。」の「極限支持力度」は「極限支持力」では？</p>	<p>➤ 本記載における評価は単位面積当たりの極限支持力が杭先端の支持岩盤への最大鉛直力度に対応することから、単位面積当たりの極限支持力を極限支持力度として、評価基準値としています。上記の考え方に従い、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。</p>
<p>➤ 37ページの12行目「S」は、全角で「S」と記載すべきです。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ 41ページ、(9)：「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源に対して、パラメータの不確かさについて、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間を合理的と考えられる範囲で詳細パラメータスタディを実施した。」は文章として不適切。「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源に対して、パラメータの不確かさについて、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間を合理的と考えられる範囲で【変化させた】詳細パラメータスタディを実施した。」とすべき。〔【】部追加。〕</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ 41ページの26行目「防災科学研究所」は、「防災科学技術研究所」の誤記ではないですか？</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ 41ページの26行目「DEM」：「DEM データ」を指しているのですか？（巻末の「略語等」に、「DEM」は数値標高モデルである旨の記載があったほうが良い）</p>	<p>➤ 御意見を踏まえて、「DEM」を「DEM（数値標高モデル）」と修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 308ページ、(2)：「また、杭基礎構造部は、その周辺地盤を強制的に液状化させることを仮定した場合においても、支持機能及び構造成立性が確保されるよう設計する方針としている。」の「強制的に液状化させることを仮定した場合」は、意味不明。液状化は評価の条件であるので、「その周辺地盤を強制的に液状化させることを仮定した場合においても、」は、「その周辺地盤の液状化を仮定した場合においても、」とすべき。</li> <li>➤ 309ページ、(5)：「緊急時対策所建屋について、強制的に液状化させることを仮定した場合は、第四系の杭周面摩擦力を支持力として考慮せず、杭先端の支持岩盤への最大鉛直力度（接地圧）に対する支持力を評価した。」の「強制的に液状化させることを仮定した場合は、」は、意味不明。液状化は評価の条件であるので、「強制的に液状化させることを仮定した場合は、」は、「液状化を仮定した場合は、」とすべき。</li> <li>➤ 34ページ、1行目：「審査の過程において、申請者は、…その後、耐震裕度向上の観点から、盛土防潮堤を鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁に構造・仕様を変更した。」は文章として不適切。「審査の過程において、申請者は、…その後、耐震裕度向上の観点から、盛土防潮堤【の構造・仕様を再検討し、】鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁【の形式に変更した。】」とすべき。</li> <li>➤ 26ページの22行目「あたって」は、「当たって」の誤記では？</li> <li>➤ 51ページ、e.の下：「規制委員会は、……津波防護施設を設置するとともに、併せて浸水防止設備を設置することとしており、…」とあるが、「浸水防止設備」がd.で言われている「防潮扉」のことであれば、「併せて浸水防止設備【としての防潮扉】を設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 第38条における重大事故等対処施設に対する地盤に関する審査のうち、地盤の支持においては、基礎地盤のすべり及び基礎の支持力について評価する際に、基礎地盤のうち、浅部の第四紀層（第四系）の基礎地盤による液状化評価は行わず、全ての周辺地盤を強制的に液状化させたと仮定し、すべりにおいては強度を持たない層として、支持力においては杭周面摩擦力を生じない層として、評価をしています。そのため、評価内容を的確に示すため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 盛土防潮堤について、構造・仕様の検討をした訳ではないため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて修正します。</li> <li>➤ 浸水防止設備は防潮扉のことではないため、原案のとおりとします。</li> </ul>



審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>する」と明記すべき。〔【】部追加。〕</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 53 ページ、オ. の下 : 「なお、本発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合、循環水ポンプ及び補機冷却系海水ポンプの停止並びに放水路ゲート閉止手順を整備する。」の「閉止手順」は「閉止の手順」とすべき。〔「循環水ポンプ及び補機冷却系海水ポンプの停止並びにゲート閉止」の手順であるので。〕</li> <li>➤ P63「鋼製防護壁の可動式止水板については、1ブロック規模の振動試験を実施し地震時の変位追従性を確認する方針であること、また、止水対策の多重化については、一次機構である可動式止水板及び二次機構である止水膜等を設置する方針であることを示した」とあるが、鋼製防護壁の可動式止水板については、2ブロック規模の振動試験を実施し地震時の変位追従性を確認していること、二次機構にはシートジョイントを採用する方針であることから、「鋼製防護壁の可動式止水板については、2ブロック規模の振動試験を実施し地震時の変位追従性を確認すること、また、止水対策の多重化については、一次機構である可動式止水板及び二次機構であるシートジョイント等を設置する方針であることを示した」が適切と考えられる。</li> <li>➤ 8 ページ、丸数字 3, : 「設計及び工事並びに運転及び保守において不適合が発生した場合、各業務を主管する組織の長は、不適合を除去し、原因を特定した上で是正処置を実施する。」の「是正処置」は「是正措置」の方がよい。</li> <li>➤ 98 ページ、丸数字 1、a. : 「発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。〔「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。〕</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第75条で「是正処置」と定めているため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませぬので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 98ページ、丸数字1、b. :「発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。[「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 98ページ、丸数字1、e. :「発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。[「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 101ページ、丸数字3 :「感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況の温度や煙の濃度を監視し、……」の「平常時の状況の温度や煙の濃度を監視し、」は文章として不適切。「平常時の温度や煙の濃度を監視し、」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて、「感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、」に修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 102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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 103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【での遠隔手動操作により作動する】固定式消火設備」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 103ページ、丸数字6、c. :「中央制御室への消火設備の故障警報を発するための吹鳴機能の確保」の「中央制御室への消火設備の故障警報を発する」は文章として不適切。「中央制御室【に】消火設備の故障警報を発する」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 105ページ、1行目：「申請者は、消火設備の放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計するとしている。」の「消火設備の放水」は「消火設備【から】の放水」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 105ページ、第2段落：「なお、消火設備の放水による溢水に対する防護設計については、……」の「消火設備の放水」は「消火設備【から】の放水」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 108ページ、丸数字6の下：「規制委員会は、申請者による原子炉格納容器における火災の影響軽減対策が、……」の「原子炉格納容器における火災」は「原子炉格納容器【内】における火災」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 111ページ、3行目：「……使用済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「……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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 111ページ、2.の上：「……使用済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「……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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 112ページ、(2)の上：「規制委員会は、……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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 118ページ、(6)：「……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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 118 ページ、下から2行目：「……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。</li> <li>➤ 98 ページ、丸数字1：「火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、以下を考慮した設計とする。」の「発火性又は引火性物質」は「発火性又は引火性【の】物質」とすべき。〔「発火性物質」又は「引火性物質」の意味であるので。〕</li> <li>➤ P131 (3) 7行目 「離隔距離を確保した上で」とあるが、申請書では、近接した鉄塔を移設することを前提としていることから、「確保するとした上で」が適切と考えられる。</li> <li>➤ P84 イ.6行目「これらを基に設定している。」とあるが、申請書では、これらを基に設定していることに加え、卓越風向については、より発電所周辺の状況を考慮するため、発電所の過去10年間の観測データも参照しているとなっており、申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ P87 「b. 発電所敷地内の危険物による火災の設定」とあるが、申請書では、発電所敷地内の危険物による火災及び爆発の設定について記載している。また申請書には、発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等のガス爆発を想定し、危険限界距離を算出している旨を記載しており申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ P91 11行目「再循環運転」とあるが、申請書では「閉回路循環運転」となっており、申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ 3ページの14行目「全ての」と、21ページの22行目「すべての」とは、字句の統一が必要です。</li> <li>➤ 4ページの12行目「福島第一原子力発電所事故」、6ページの1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、「また、風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と卓越風向の調査に加えて、卓越風向については、より本発電所周辺の状況を考慮するため、本発電所の過去10年間の観測データも参照し、これらを基に設定している。」に修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、「全ての」に統一します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、審査書案「Ⅱ」において、「東京電力福島第一</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>6行目「東京電力福島第一原子力発電所事故」、135ページの2行目「東京電力福島第一原子力発電所の事故」及び466ページの脚注の1行目「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故」は、それぞれの文言の統一が必要です。</p> <p>➤ 5ページの4行目等の「発電所」は、「本発電所」のことを指しているのですか？</p> <p>➤ 7ページの15行目「発電所」と29行目「本発電所」とは、字句の統一が必要です。</p> <p>➤ 7ページの20行目「発電所長」は、「本発電所長」のことを指しているのですか？</p> <p>➤ 70ページの17行目「Fスケール」は、後段に当該略語の記載がありません。</p> <p>➤ 129ページの「ローマ数字3-15」について：冒頭に第27条の規定が何を要求しているかについて記載すべきと思います。</p> <p>➤ 131ページの17行目「変電所等が停止」は、同13行目の「変電所が停止」と整合していません。</p> <p>➤ 131ページの18行目「全て停止しない」について：（一部は停止することはあっても）「全て停止することはない」が文意であるならば、記載の適正化が必要です。</p> <p>➤ 132ページの最下行から上に4行目「7日間分」は、「7日間」</p>	<p>原子力発電所事故」に修正します。</p> <p>➤ 御指摘の「発電所」は、「本発電所」を指しており、御意見を踏まえ記載を修正します。また、他の箇所についても併せて修正します。</p> <p>➤ 御指摘の箇所における②の「発電所」は社内体制として同社の他の発電所も含めて一般的な名称として用いており、⑥では東海第二発電所の品質保証活動の説明であるため、東海第二発電所を指すものとして「本発電所」を用いています。</p> <p>➤ 職位としての「発電所長」を指しています。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御指摘の箇所は、新規制基準で追加された要求事項に対する確認ではなく、設備の撤去に伴って放射性廃棄物の処理能力に影響がないことを確認したものであることから、規制の要求事項を記載しないこととしています。</p> <p>➤ 「変電所等」は、設置許可基準規則解釈第33条第4項における「変電所又は開閉所」を指していることから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見も考慮し、より平易な表現として「全て」を削除し、「当該発電用原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が停止しないとしており、」に修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>のほうが適当ではないですか？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 134ページの4行目「設置許可基準規則解釈第13条」は、138ページの6行目等と同様に「第13条の設置許可基準規則解釈」としたほうが良いと思います。</li> <li>➤ 134ページの22行目、25行目の「原子力安全委員会」は、「原子力委員会」の誤記です。</li> <li>➤ P416 c.6行目 「泡消火を開始するまでの作業を計5名により」とあるが、申請書では泡消火を開始するまでの作業を計8名により対応することとなっている。</li> <li>➤ P158 5行目 「なお、溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応の可能性を考慮した感度解析を実施した結果、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、」とあるが、申請書では、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を踏まえると、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じる記載となっている。</li> <li>➤ P261 (3)10行目 「加えて、申請者は、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を基に溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応によるコリウムシールドの侵食開始温度の低下に加え、ジルコニアの伝熱物性値の温度依存性の不確かさも考慮した感度解析を実施し」とあるが、申請書では、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を踏まえ4cmの侵食を仮定し、これに加え、ジルコニアの伝熱物性値の温度依存性の不確かさも考慮した感度解析を実施している。</li> <li>➤ P265 丸3 「本想定事故において、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を全出力で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約614.3kL、常設代替高圧電源装</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、「なお、既往実験の知見を踏まえ、溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応の可能性を考慮した結果、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、コンクリートの侵食は生じず評価項目(i)を満足することに変わりない。」に修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、「加えて、申請者は、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を踏まえた溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応によるコリウムシールドの侵食に加え、」に修正します。</li> <li>➤ 平仄を揃えた記載に修正します。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>置 2 台を全出力で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 141.2kL であり、合計約 755.5kL 必要である。これに対して、軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。また、可搬型代替注水中型ポンプを 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12.0kL である。これに対して、可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を備蓄しており、対応が可能である。」とあるが、本事象以外の事象では、各軽油貯蔵設備の合計軽油消費量のみ記載を行っており、また、本事象以外の事象では緊急時対策所用発電機の燃料評価を行っているため、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置 2 台を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約 755.5kL、可搬型代替注水中型ポンプを 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12.0kL、緊急時対策所用発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 70.0kL である。これに対して、軽油貯蔵タンクには約 800kL、可搬型設備用軽油タンクには約 210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを記載するのが適切と考える。</p> <p>➤ P399 丸 2 19 行目 「原子炉格納容器漏えい率 (10%/日) 等」とあるが、申請書とともに提出された資料 (6 月 27 日 HP アップ資料 6-3) では、原子炉建屋ガス処理系に期待した評価 (ケース 1) における原子炉格納容器漏えい率は、最大 1.5%/day となっている。</p> <p>➤ P472 「(1) 可搬型代替低圧電源車から給電するための設備及び手順等」とあるが、この項での可搬型代替低圧電源車は「緊急時対策所用」として重大事故等対処設備の可搬型代替低圧電源車と</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>は区別して記載するのが適切と考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P150 表 4-1「原子炉冷却材の流出量が最も大きいことから残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤りを選定する。」とあるが、申請書では他の原子炉冷却材流出事象と比べて事象検知の観点で厳しいことから、残留熱除去系停止時冷却注入弁の操作誤りによりミニマムフロー弁が自動開となる事象を選定する記載となっている。</li> <li>➤ P267 丸 2 c. 2 行目「崩壊熱による蒸発量である約 13m<sup>3</sup>/h」とあるが、申請書では崩壊熱による蒸発量は「約 16m<sup>3</sup>/h」となっている。</li> <li>➤ P141※103 行目「安全機能への影響から 3 つに区分(T. P. +20m～T. P. +22m、T. P. +22m～T. P. +24m、T. P. +24m 以上)した。」とあるが、申請書では「安全機能への影響から 3 つに区分(T. P. +20m～T. P. +22m、T. P. +22m～T. P. +24m、T. P. +24m 超過)した。」となっている。また、「T. P. +24m 以上の場合は防潮堤損傷により」についても、申請書では「T. P. +24m 超過の場合は防潮堤損傷により」となっており、申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ P149 1 行目「防潮堤損傷(津波高さ T. P. +24m 以上)」とあるが、申請書では「防潮堤損傷(津波高さ T. P. +24m 超過)」となっており、申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ P289(3)「「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能な APEX を使用している。」とあるが、申請書では APEX 及び単一チャンネルの燃料エンタルピを解析する SCAT (RIA 用) を使用しているとなっている。</li> <li>➤ P285 2 行目「原子炉圧力容器の蓋は閉止状態とし、原子炉水位は通常運転水位とする。」とあるが、RPV 蓋の開閉状態や原子炉</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請書には、「事象認知までに要する時間(点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易)及び原子炉冷却材の流出量の観点」が選定理由とされていることから、「事象認知までに要する時間及び原子炉冷却材の流出量の観点から」に修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>



**審査書案の表記**

御意見の概要	考え方
<p>水位は特定していないため、この記載は不要と思われる。</p> <p>➤ P431a. 4 行目「給電の確認等を計 3 名により、4 分以内に実施する。」とあるが、申請書では給電の確認等を計 1 名により、4 分以内に実施するとなっており、申請書と記載が異なる。</p> <p>➤ P431a. 8 行目「給電の確認等を計 4 名により、92 分以内に実施する。」とあるが、申請書では給電の確認等を計 3 名により、92 分以内に実施するとなっており、申請書と記載が異なる。</p> <p>➤ P432g. 6 行目「給油等を計 2 名により 110 分以内に実施する」とあるが、申請書では給油等を計 2 名により 120 分以内に実施するとなっており、申請書と記載が異なる。</p> <p>➤ P165 5 行目「さらに、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に直流電源の喪失及び原子炉隔離時冷却系の本体故障」となっているが、TBDは直流電源の喪失が重畳するシーケンスであり、TBUは原子炉隔離時冷却系の本体故障による高圧注水失敗が重畳するシーケンスであるため、「直流電源の喪失又は原子炉隔離時冷却系の本体故障」が適切と考えられる。</p> <p>➤ P166 丸 36 行目及び P175 丸 37 行目 125V 系蓄電池 A 系のみが記載されているが、逃がし安全弁（自動減圧系）による減圧は、125V 系蓄電池 A 系もしくは 125V 系蓄電池 B 系どちらかの給電により可能であり、申請書では A 系及び B 系を重大事故等対処設備として位置づけている。</p> <p>➤ P210※322 行目、4 行目「自動起動に期待できないため」となっているが、申請書では「保守的に機能喪失としたため」となっており、申請書と記載が異なる。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて、「同じ原子炉建屋東側に設置されている原子炉隔離時冷却系は機能喪失している可能性があるため、」及び「同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイ系は機能喪失している可能性があるため、」に修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ P216 丸 36 行目 125V 系蓄電池 A 系のみが記載されているが、逃がし安全弁（自動減圧系）による減圧は、125V 系蓄電池 A 系もしくは 125V 系蓄電池 B 系どちらかの給電により可能であり、申請書では A 系及び B 系を重大事故等対処設備として位置づけている。</li> <li>➤ P288 丸 1-12 行目「「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の評価」とあるが、申請書では「高圧・低圧注水機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」についても SAFER を使用しているとなっている。</li> <li>➤ P150 表 4-1「高圧注水・減圧機能喪失」の「選定理由」にて、「高圧・低圧注水機能喪失と同一の選定理由となる。」とあるが、申請書では「起因事象として抽出された「過渡事象」、「通常停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。」となっており、申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ TBD と TBU を分けて記載しているが、申請書では一つの事故シーケンスグループとしている。</li> <li>➤ P400 9 行目「計測誤差を考慮した上で、0～20vol%を計測範囲としている」としているが、申請書では、0～10vol%と 0～20vol%の計測範囲の 2 種類の濃度計となっている。</li> <li>➤ P426 丸 1 及び丸 2「可搬型代替注水中型ポンプの起動等を計 10 名により」となっているが、申請書では可搬型代替注水中型ポンプの起動等を計 9 名となっており、申請書と記載が異なる。</li> <li>➤ P441 表 4-4. 15-1 の「最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）」欄に「フィルタ装置スクラビング水温度」の記載が漏れていると思われる。</li> <li>➤ 審査書 282 頁について、「また、（中略）燃料有効長頂部まで原子</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」について追記します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「起因事象として抽出された「過渡事象」、「通常停止」、「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。事象進展が早いことなどから、原子炉減圧に必要な設備容量の観点で、より厳しい事故シーケンスとなる。」に修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、原子</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>炉水位が低下するまでの時間は2時間以上であり、確認後、原子炉注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作に必要な時間（約1.1時間）に対して、時間余裕がある。」とある。一方、281頁には、「運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により1時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から1時間後とする。」とある。これを踏まえると、水位低下の確認後注水操作及び流出の停止操作が実施されるのは2.1時間後であり、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間である2時間（以上）に対して、時間余裕があるかが読めない。また、281頁には「待機している残留熱除去系（低圧注水系）による注水は、（中略）事象発生から2時間後とする。」との記載もあるが、こちらも時間余裕があるかが明確でない。燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間として、2時間以上としている数値を再度確認し、時間余裕があることが明確に分かるように記載すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 147ページの13行目「以上のとおり・・・」の前行として空白行を挿入したほうが適当です。</li> <li>➤ 147ページの14行目「妥当である」と、同ページの最下行から上に1行目「妥当なものである」とは、文言の統一が必要です。</li> <li>➤ 161ページの最下行から上に2行目「切替え操作」と、172ページの11行目「切替操作」とは、字句の統一が必要です。</li> <li>➤ 262ページの1行目「同項」は、他の箇所と同様に「同条同項」のほうが良いと思います。</li> <li>➤ 263ページの8行目「10mSv/h」は、後段と同様に「原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h」のほうが良いと思います。</li> <li>➤ 280ページの最下行から上に6行目「RHR切替」は、「RHR系統切替」の誤記では？</li> </ul>	<p>炉初期水位を通常運転水位と想定した場合、事象発生から1時間後に水位低下を確認し、その後、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2時間以上あることから、原子炉水位の低下を確認してから原子炉注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作を行うために必要な時間である約1.1時間に対して、時間余裕があることを確認しています。</p> <p>このため、御意見を踏まえ、「また、原子炉初期水位を通常運転水位と想定した場合でも、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は、水位低下の確認後、2時間以上であり、原子炉注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作に必要な時間（約1.1時間）に対して、時間余裕がある。」と修正します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「妥当である」に統一します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「切替操作」に統一します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませぬので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 282ページの12行目「RHR 系統切替え」は、「RHR 系統切替」の誤記では？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 290ページの1行目「指針」は、出典の記載が漏れています。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 291ページの7行目「判断できる。」： 「判断した」のかどうかを明示するべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 291ページの12行目「1点」と、297ページの2行目「一点」とは、字句の統一が必要です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 293ページの12行目「認められる。」： 「認めた」のかどうかを明示するべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 297ページの5行目「SCAT コード」は、他の箇所と同様に「SCAT」のほうが適当です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 304ページの最下行から上に1行目「所長」は、「本発電所長」のことを指しているのですか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「所長」は、職位としての「発電所長」を指していますので、御意見を踏まえ、「所長」は「発電所長」に修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 315ページの17行目「切替操作」は、文脈上「切替える操作」のほうが適当です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 421ページの最下行から上に3行目「水源切替」と、424ページの23行目「水源切替え」とは、字句の統一が必要です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「水源切替え」に統一します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 440ページの脚注142の「3,030」は、単位の記載が漏れています。また値はプラスとマイナスのどちらですか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 449ページの最下行から上に7行目「被ばく線量が実効線量において」は、同3行目の要件の「被ばくによる実効線量が」と同じ文言のほうが良いと思います。（451ページの8行目等についても同様）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえ、「被ばくによる実効線量が」に統一します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 475ページの7行目「発電所外」と、21行目「本発電所外」とは、字句の統一が必要です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 479ページの2行目「要求している」： 何が要求しているので</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項において、大規模損壊に</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>すか？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 481ページの22行目「発電所構内」と、482ページの2行目「本発電所構内」とは、字句の統一が必要です。</li> <li>➤ 482ページの18行目「確立できよう」は、意味が不明です。</li> <li>➤ 487ページの「JRC」、「OECD/NEA」、「SNL」は、本文に当該略語の記載がありません。</li> <li>➤ 487ページの「代替制御棒挿入機能」： 320ページの7行目での定義「代替制御棒挿入回路」と異なっています。</li> <li>➤ 202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、二次隔離弁を全開として、格納容器圧力が0.31MPa[gage]において、13.4kg/s とする。」は文章として不適切。「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、【二次隔離弁全開、原子炉格納容器内の圧力0.31MPa[gage]の条件で、】13.4kg/s とする。」とすべき。</li> <li>➤ 224ページ、d. 機器条件：「可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入量は、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な量を考慮して200m<sup>3</sup>/h（窒素198m<sup>3</sup>/h及び酸素2m<sup>3</sup>/h）とする。」とあるが、「m<sup>3</sup>/h」は基準状態（大気圧、0℃）での値か？ そうであるなら、「m<sup>3</sup>/h[normal]」と記述すべき。そうでないなら、体積流量を定義する圧力・温度を明記すべき。</li> <li>➤ 225ページ、1行目：「可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）到達時に実施し、……」は、文章として不適切。「可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）【に到達した時】</li> </ul>	<p>対する対応を要求しており、この内容は、審査書（案）「IV」において記載しています。従って、原案のとおりとします。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「確立できるよう」に修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「代替制御棒挿入回路」に修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえ、「200Nm<sup>3</sup>/h（窒素198Nm<sup>3</sup>/h及び酸素2Nm<sup>3</sup>/h）」に修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>に実施し、……」とすべき。</p> <p>➤ 226 ページ、d. :「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 7.5TBq であり、100TBq を下回っている。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度が約 4.3vol% (ドライ条件) に到達することにより使用する格納容器圧力逃がし装置を經由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量も含めた場合は、100 日間で約 7.5TBq であり、100TBq を下回っている。」の後半の文章は説明不足であり、不親切。「……格納容器圧力逃がし装置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【を含めた場合でも、同放出量が非常に少ないので、】100 日間で約 7.5TBq であり、100TBq を下回っている。」とすべき。</p> <p>➤ 254 ページ、d. 機器条件 :「代替循環冷却系の循環流量は、原子炉圧力容器の破損前及び破損直後は原子炉格納容器内のスプレイに 250m<sup>3</sup>/h とし、その後の流量配分は、原子炉格納容器内のスプレイに 150m<sup>3</sup>/h、原子炉圧力容器の注水に 100m<sup>3</sup>/h とする。」の「原子炉圧力容器の注水に」は「原子炉圧力容器【へ】の注水に」とすべき。</p> <p>➤ 262 ページ、IV-1. 2. 3. 1 想定事故 1 :「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失することにより、……」とすべき。</p> <p>➤ 135 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</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>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。ここでは「審査の概要は、以下のとおりである。」のみを記述すればよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 136 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。</li> <li>➤ 137 ページ：「3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準2. 1）」は、V章（478 ページ）で記載されているので、ここでは不要では？</li> <li>➤ 137 ページ、注記（※6）：「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。[「停止中評価ガイドには、……と示している。」→「停止中評価ガイドでは、……と定義している。」]</li> <li>➤ 139 ページ、丸数字3、a.：「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失」は「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は【同貯蔵槽への】注水機能の喪失」とすべき。</li> <li>➤ 140 ページ、b.：「内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。」の「現時点では」は「現時点での知見に基づき」といった表現にすべきでは？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 重大事故等防止技術的能力基準には2. 1項もあるため、必要です。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>➤ 262 ページ、1. (1) 丸数字 1 : 「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能の喪失により、……」とすべき。</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 263 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……」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……」とすべき。</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 263 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。</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 264 ページ、下から 2 行目 : 「……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。</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 296 ページ、(※51) : 「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。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ 296 ページ、(※52) : 「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。</p>	<p>➤ 御意見を踏まえ、「et al.,」に修正します。</p>
<p>➤ 311 ページ、(3) : 「……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</p>	<p>➤ 御指摘の「値」とは、応力、ひずみ等の値のことですが、文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>



審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>すことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。】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。」又は「その施設の機能に影響を及ぼすことがない応力、ひずみ等の制限値を許容限界とする。」といった文言にすべきでは？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 316 ページ、丸数字 3 : 「……使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を有する設備等……」は「……使用済燃料プールの冷却機能及び【同プールへの】注水機能を有する設備等……」とすべき。</li> <li>➤ 409 ページ、丸数字 3-1)、b. : 「a. の手順着手の条件に至った場合であって、常設低圧代替注水系ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料プールへの注水ができない場合には、……」の「ディーゼル駆動消火ポンプ」は自主的対策設備であるので、ここでは記述不要では？</li> <li>➤ 410 ページ、丸数字 3-3) : 「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し……」とすべき。</li> <li>➤ 412 ページ、(1)、丸数字 1 : 「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し……」とすべき。</li> <li>➤ 416 ページ、b. : 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、……」の「行うと判断した場合には、」は文章として不適</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御指摘のとおり、ディーゼル駆動消火ポンプは自主対策設備ですが、使用可能な場合には使用済燃料プールへの注水手順に含まれるため、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>切。「行う【必要がある】と判断した場合には、」とすべき。</p> <p>➤ 417ページ、丸数字1：「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、……」の「行うと判断した場合には、」は文章として不適切。「行う【必要がある】と判断した場合には、」とすべき。</p> <p>➤ 418ページ、表IV-4. 12-1：「ガンマカメラ及びサーモカメラ」は本文に記述がない。</p> <p>➤ 419ページ、丸数字1：「原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心【へ】注水するための代替水源……」[「炉心注水する」→「炉心へ注水する」]</p> <p>➤ 420ページ、丸数字1：「原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心【へ】注水するための水源……」[「炉心注水する」→「炉心へ注水する」]</p> <p>➤ 420ページ、丸数字2：「原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心【へ】注水するための代替水源……」[「炉心注水する」→「炉心へ注水する」]</p> <p>➤ 421ページ、h.：「淡水から海水への水源切替え。」の「切替」は「切替え」とすべき。〔公用文表記に準拠。〕</p> <p>➤ 438ページ、表IV-4. 15-1、重要計器欄「高圧炉心スプレイ系系統流量」、「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スプレイポンプの最大注水量（438L/s）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L/sであるので。〕</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御指摘の「ガンマカメラ及びサーモカメラ」については、審査書（案）「IV-4. 12」3.（3）において記載しているとおり、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（表IV-4. 12-1参照。）を必要に応じて用いることを確認しています。従って、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 143 ページ、b. :「内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル 1.5PRA (※13) の手法と工学的な判断により検討を実施した。」の「現時点では」は「現時点での知見に基づき」といった表現にすべきでは？</li> <li>➤ 150 ページ、「格納容器破損防止対策」「水素燃焼」「大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」の「選定理由」欄：「…大破断 LOCA 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗とした。」は「……大破断 LOCA【+】高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗とした。」とすべき。</li> <li>➤ 150 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「重要事故シーケンス」欄：「RHR 機能喪失 (RHR 喪失)」は「RHR 機能喪失 (RHR【フロントライン系故障】)」とすべき。</li> <li>➤ 150 ページ、「運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策」「原子炉冷却材の流出」の「重要事故シーケンス」欄：「原子炉冷却材の流出 (RHR 系統切替時の LOCA) の「系統切替時」は「系統切替え時」とすべき。〔公用文表記に準拠。〕</li> <li>➤ 154 ページ、3 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、二次隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が 0.31MPa[gage]において、13.4kg/s とする。」は文章として不適切。「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、【二次隔離弁全開、原子炉格納容器内の圧力 0.31MPa[gage]の条件で、】13.4kg/s とする。」とすべき。</li> <li>➤ 177 ページ、e. 操作条件：「可搬型代替注水中型ポンプによる炉心の冷却開始時間は、現場操作による系統の構成、可搬型代替注水中型ポンプの接続等に要する時間を考慮して、事象発生から</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、「切替時」に統一しています。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>3 時間後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧は、可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の準備が終了した後に実施するものとし、操作時間を考慮して、事象発生から 3 時間 1 分後とする。」とあるが、「可搬型代替注水中型ポンプによる炉心の冷却開始時間」は「可搬型代替注水中型ポンプによる炉心の冷却【の準備終了】」とすべき。〔ポンプによる注水開始は原子炉圧力容器の減圧後に行うのであるから。〕</p> <p>➤ 189 ページ、4 行目：「格納容器圧力逃がし装置の排気流量は、二次隔離弁を全開として、格納容器内の圧力が 0.31MPa[gage]において、13.4kg/s とする。」は文章として不適切。「格納容器圧力逃がし装置の排気流量は、【二次隔離弁全開、原子炉格納容器内の圧力 0.31MPa[gage]の条件で、】13.4kg/s とする。」とすべき。</p> <p>➤ 195 ページ、e. 機器条件：「逃がし安全弁（逃がし弁機能）の自動作動により原子炉圧力容器内の圧力上昇を抑制するとし、1 個当たりの容量は設計値とする。」の「圧力上昇を抑制するとし、」は「圧力上昇を抑制する【もの】とし、」とすべき。</p> <p>➤ 201 ページ、c.：「破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である再循環系配管（出口ノズル）（最大破断面積：約 2,900cm<sup>2</sup>）とする。」の「（最大破断面積：約 2,900cm<sup>2</sup>）」は「（最大配管内断面積：約 2,900cm<sup>2</sup>）」とすべき。〔破断面積は、約 3.7cm<sup>2</sup> であるのだから。〕</p> <p>➤ 438 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：「重大事故等時の常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量（38L/s）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 L/s であるので。〕</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御指摘の「再循環系配管（出口ノズル）（最大破断面積：約 2,900cm<sup>2</sup>）」とは、再循環系配管（出口ノズル）が両端破断した場合の等価面積を示しています。</p> <p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>

**審査書案の表記**

御意見の概要	考え方
<p>➤ 438ページ、表IV-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(40L/s)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L/sであるので。〕</p>	<p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 438ページ、表IV-4. 15-1、重要計器欄「低圧炉心スプレイ系系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量(456L/s)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L/sであるので。〕</p>	<p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 438ページ、表IV-4. 15-1、重要計器欄「代替循環冷却系原子炉注水流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「重大事故等時の代替循環冷却系による原子炉圧力容器注水時における最大注水量(100m<sup>3</sup>/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m<sup>3</sup>/hであるので。〕</p>	<p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 438ページ、表IV-4. 15-1、重要計器欄「低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)」、「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(常設)による原子炉圧力容器注水時における最大注水量(378m<sup>3</sup>/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m<sup>3</sup>/hであるので。〕</p>	<p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>
<p>➤ 438ページ、表IV-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(470L/s)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L/sであるので。〕</p>	<p>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</p>

**審査書案の表記**

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 438 ページ、脚注 (※132) : 「LOCA の発生がなく、水位を主蒸気配管より上まで注水した場合には、原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から炉心の冠水を推定。」の「水位を主蒸気配管より上まで注水した場合は文章として不適切。「水位【が】主蒸気配管より【上になるまで】注水した場合」とすべき。</li> <li>➤ 439 ページ、表 IV-4. 15-1、重要計器欄「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄: 「重大事故等時の代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ時における最大注水量 (300m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/h であるので。]</li> <li>➤ 439 ページ、表 IV-4. 15-1、重要計器欄「代替循環冷却系格納容器スプレイ流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄: 「重大事故等時の代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量 (250m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/h であるので。]</li> <li>➤ 439 ページ、表 IV-4. 15-1、重要計器欄「低圧代替注水系格納容器下部注水流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄: 「重大事故等時の格納容器下部注水系による格納容器下部注水時における最大注水量 (80m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/h であるので。]</li> <li>➤ 321 ページ、(3) の第 2 段落: 「規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第 43 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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 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できる科学的根拠の有無をも含めて、その適</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>求事項。以下「第43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。[「(第43条等)等」となり、「等」が重複するため。]</p> <p>➤ 321ページ、脚注(※63):「以降、” ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)及び ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)手動スイッチ”を、” ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)”という。」の「以降」は「以下」とすべき。[「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。]</p> <p>➤ 322ページ、脚注(※64):「以降、” ATWS 緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能)、再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチ”を、” ATWS 緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能)”という。」の「以降」は「以下」とすべき。[「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。]</p> <p>➤ 324ページ、下から4行目:「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】」の「等」は何を意味するのか? この最後の「等」は不要であり、「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)」とすべきではないか。もし「等」をつけるのであれば、「重大事故等防止技術的能力基準1.0項」以外の要求事項を明示すべき。なお、この「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</p>	<p>合性を判断しています。したがって、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。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 1.0項以外に本該当条文である1.1項があるため、原案のとおりとします。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>事項)等」という表現は、これより先の記述に頻出するので、同様に訂正すべき。</p> <p>➤ 324 ページ、脚注 (※67) : 「以降、” ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の手動操作を実施した場合であって、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合” を、” ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合” という。」の「以降」は「以下」とすべき。[「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。]</p> <p>➤ 326 ページ、丸数字 7 : 「ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、給水系 (タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ) による給水量の調整等により、レベル 1 より 500mm から 1,500mm 高い原子炉水位を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する。」の「給水系」は、327 ページの表 IV-4. 1-1 と整合を取り、「給水制御系及び給水系」とすべき。</p> <p>➤ 327 ページ、表 IV-4. 1-1、「手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」」の欄 : 「手動スクラム・スイッチ」は、326 ページの丸数字 1 では「手動スクラムボタン」となっている。整合をとるべき。</p> <p>➤ 335 ページ、表 IV-4. 2-1 : 「ほう酸水注入系 (原子炉へ【の】注水を継続させる場合)」[「原子炉へ注水」→「原子炉への注水」]</p> <p>➤ 341 ページ、脚注 (※78) : 「……することをいう。(以降、本節において同じ)」の「以降」は「以下」とすべき。[「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。]</p>	<p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 「給水制御系」は耐震性があることから、「表 IV-4. 1-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由」から「給水制御系」を削除します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて、「手動スクラム・スイッチ」に統一します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p>



審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 341 ページ、脚注 (※79) : 「……することをいう。(以降、本節において同じ)」の「以降」は「以下」とすべき。〔「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。〕</li> <li>➤ 343 ページ、d. : 「逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が発生した場合には、窒素供給系から非常用窒素供給系への切替の手順に着手する。」の「切替」は「切替え」とすべき。〔公用文表記に準拠。〕</li> <li>➤ 343 ページ、f. : 「……により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。」の「インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合」は表現不適切。「インターフェイスシステム LOCA 【が発生したと】判断した場合」とすべき。</li> <li>➤ 345 ページ、下から2行目 : 「……により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。」の「インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合」は表現不適切。「インターフェイスシステム LOCA 【が発生したと】判断した場合」とすべき。</li> <li>➤ 351 ページ、丸数字3 : ここでの記述は a. が低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の手順、b. が低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の手順となっているが、脚注 86 では、注水に使用する手段は、低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型) の順で選択することになっている。したがって、ここでの記述は、a. と b. を逆にすべきではないか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 設置許可基準規則第47条の解釈において、 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。 b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 と規定されています。このため、審査書 (案) 「IV-4. 4」2. (1) ③では、この基準の順に沿って a. (可搬型) 、b. (常設) を記載しています。 一方、手順の優先順位としては、b. 、a. の順であることから、脚</li> </ul>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
	注(※86)では、手順の優先順位に従って記載しています。従って、原案のとおりとします。
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 352ページ、下から4行目:「規制委員会は、申請者の計画において、a)フロントライン系故障時の手順の優先順位をb.、a.の順に、……」となっているが、「a.、b.の順に」でなく、「b.、a.の順に」となっているのは奇異である。上記の351ページのa.とb.の順序を入れ替えるなら、「優先順位をa.、b.の順」でよいはず。</li> <li>➤ 358ページ:「規制委員会は、申請者の計画において、a)残留熱除去系冷却に用いる緊急用海水ポンプを代替電源から給電することにより、……」の「緊急用海水ポンプ【を】代替電源から給電することにより、」は文章として不適切。「緊急用海水ポンプ【に】代替電源から給電することにより、」とすべき。</li> <li>➤ 366ページ、脚注(※95):「……(以降、本節において同じ)」の「以降」は「以下」とすべき。[「以降」は時間について「ある時より後」の意味であるので。]</li> <li>➤ 403ページ、(1):「……使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失……」とすべき。</li> <li>➤ 407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……」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……」とすべき。</li> <li>➤ 409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……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し……」とすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 439ページ、脚注(※137):「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から流量を推定し、この流量から原子炉格納容器へのスプレイ流量(または原子炉圧力容器への注水量)を差し引いて、代替循環冷却系原子炉注水流量(または代替循環冷却系格納容器スプレイ流量)を推定。」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。[「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。]</li> <li>➤ 440ページ、脚注(※142):「基準点(0m)は通常運転水位EL. 3,030【mm】(サプレッション・チェンバ底部より7,030【mm】)。」[水位の退位としてmmを追記。]</li> <li>➤ 441ページ、表IV-4. 15-1、重要計器欄「代替循環冷却系原子炉注水流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄:「重大事故等時の代替循環冷却系による原子炉圧力容器注水時における最大注水量(100m<sup>3</sup>/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m<sup>3</sup>/hであるので。]</li> <li>➤ 441ページ、表IV-4. 15-1、重要計器欄「代替循環冷却系格納容器スプレイ流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄:「重大事故等時の代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量(250m<sup>3</sup>/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m<sup>3</sup>/hであるので。]</li> <li>➤ 442ページ、表IV-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(470L/s)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L/sであるので。]</li> <li>➤ 442ページ、脚注(※154):「原子炉圧力容器温度と残留熱除去</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見も考慮し、申請書に記載のとおり「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から流量を推定し、この流量から原子炉圧力容器への注水流量を差し引いて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定。」に修正します。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 申請書に記載のとおりであり、文意は通じるものであることから、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>系熱交換器入り口温度の関係（実績値）を元に推定。」の「入り口」は「入口」とすべき。</p> <p>➤ 444 ページ、脚注（※163）：「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定。」の「入口」は「入口」に、「出口」は「出口」に。〔カタカナの「口」でなく、漢字の「口」に。〕</p> <p>➤ 463 ページ：「規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 発電用原子炉施設から放出される放射線量の測定について、……」の「放出される放射線量」は「放出される【放射性物質からの】放射線量」とすべき。</p> <p>➤ 467 ページ、丸数字 1：「緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。」とあるが、免震構造としなかった理由を記載すべき。</p> <p>➤ 470 ページ、第 2 段落：「なお、災害対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件に入っていない評価を行い、緊急時対策所は 7 日間で約 35mSv であることを確認した。」の「緊急時対策所は 7 日間で約 35mSv である」は文章として不適切。「緊急時対策所【にとどまる災害対策要員の被ばくによる実効線量】は 7 日間で約 35mSv である」とすべき。</p> <p>➤ 478 ページ、下から 2 行目：「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、</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 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。東海第二発電所については、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おり、耐震構造、免震構造のいずれかを選択するかは事業者の選択です。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて、「なお、緊急時対策所にとどまる災害対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7 日間で約 35mSv であることを確認した。」に修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、「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</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>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。</p> <p>➤ 479 ページ、2 行目：「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。</p> <p>➤ 炉心損傷前からの代替循環冷却系の使用を制限すると解釈されかねないような記載は避けるべきです。事故対処の連続性を考えた現実的な運用方法に沿った記載は「残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol% 以下の場合に代替循環冷却系の使用開始を判断し炉心冷却の継続及び格納容器ベント時期の遅延を図る。その後に炉心損傷に至った場合にあっては代替循環冷却系は継続使用して格納容器破損防止を図る。」の趣旨とすべきです。</p> <p>➤ 「なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系には、それぞれサプレッション・チェンバ側及びドライウェル側の 2 経路がある。」取り出しペネトレーションは同じであるので「それぞれ」という表現は不適切。「それぞれ」は削除すべき</p> <p>➤ 単に「(長期 TB の際に) 原子炉格納容器内の圧力及び温度が最大となるのは事象発生から 24 時間後よりも前であることから、」を</p>	<p>た、IV 章において、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。」に修正します。</p> <p>➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 審査書(案)「IV-4. 7」では、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な設備及び手順等を整備する方針であることを確認しています。従って、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえて、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失(長期 TB)」において原子炉格納容器</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>理由として緊急用海水系による対処が可能と言っていますがこれでは理由にはなっていません。次の段落に記載のある崩壊熱と除熱容量の観点からの理由付けに一本化すべきです。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 解析手法 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、「原子炉格納容器内の圧力に応じた設計漏えい率を用いる。」とあるが、「原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価する。」が適切ではないか。</li> <li>➤ 3. (2) Cs-137 の放出量評価におけるベント経路の影響「原子炉格納容器の許容漏えい率に基づいて原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を仮定し」とあるが、「原子炉格納容器の設計漏えい率に基づいて原子炉格納容器内の圧力に応じて漏えい率を仮定し」が適切ではないか。</li> <li>➤ 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で示された Cs-137 の放出量評価が、審査書では「溶融炉心・コンクリート相互作用」で示されている。記載箇所の誤りではないか。</li> <li>➤ 「原子炉格納容器が健全であるため、設計基準で見込まれた原子炉格納容器からの漏えい率を考慮する」とあるが、「原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した漏えい率を考慮する。」が適切ではないか。</li> <li>➤ 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） 2. (1) 3 (丸数字) 手順の方針 「全交流動力電源喪失時の手順の優先順位を 3 (丸数字) - 1) a., 3 (丸数字) - 2) a.</li> </ul>	<p>内の圧力及び温度が最大となるのは事象発生から 24 時間後よりも前であること及び下記 b. から、緊急用海水系を用いた場合でも原子炉格納容器内の圧力及び温度の最大値は「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失(長期 TB)」と同じとなる。」に修正します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御意見を踏まえて、「原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。」に修正します。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、「原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用い、」に修正します。</li> <li>➤ 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と「溶融炉心・コンクリート相互作用」は評価事故シーケンスが同一であり審査書(案)では「溶融炉心・コンクリート相互作用」において Cs-137 の放出量を記載しています。従って、原案のとおりとします。</li> <li>➤ 御意見を踏まえて、「原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。」に修正します。</li> <li>➤ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順について、全交流動力電源喪失に加えて、常設代替高圧電源装置が使用できない場合には、中央制御室からの遠隔操作ではなく、現場操作となります。</li> </ul>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>の順に設定して明確化していること（中略）などを確認した。」とあるが、3（丸数字）－1）a（代替循環冷却系による減圧及び除熱）が期待できない場合は、外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳に加え、可搬設備を含む重大事故等対処施設の電源も喪失していると考えられるため、3（丸数字）－2）b.（格納容器圧力逃がし装置による減圧及び除熱（中操操作））ではなく、3（丸数字）－2）a.（格納容器圧力逃がし装置による減圧及び除熱（現場操作））を優先する手順を妥当と確認した旨を明確化すべきではないか？</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「基準点（0m）は通常運転水位 EL. 3, 030（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030）。」とありますが、EL. の説明と単位を記載すべき。</li> <li>➤ 「起動領域計装」、「平均出力領域計装」の表現は一般的でなく分かりにくいため、「～領域中性子束モニタ」としてはどうか。</li> </ul>	<p>このため、御意見を踏まえて、「この手順では、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、遠隔人力操作機構による第一弁の現場操作を計3名により、140分以内、第二弁の現場操作を計3名があらかじめ第二弁操作室に移動し待機することにより、30分以内に実施する。」に修正します。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ EL. については、Ⅲ－1. 1 基準地震動において、「標高（以下「EL.」という。）」と定義しています。 また、御意見を踏まえて、「基準点（0m）は通常運転水位 EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm）。」に修正します。</li> <li>➤ 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。</li> </ul>

**審査書案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30年9月26日**



御意見の概要	考え方
<p><b>【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関係】</b></p> <p>➤ ペDESTALで水蒸気爆発が発生した場合のシミュレーションでは、コンクリート床外壁表面とペDESTAL円筒部外壁表面に生じる反射波による引張応力の評価を行っていないと思われる。鉄筋コンクリート製の床やペDESTALは圧縮荷重には大きい強度を示すが、引張荷重に対しては、圧縮荷重に対する強度の8から10%程度しかなく極めて弱い。コンクリート自体は10MPa以下の強度しかない。これを補うため鉄筋を入れているものであるが、床外表面、ペDESTAL円筒部外表面については補強にならない。</p> <p><b>【審査全般】</b></p> <p>➤ 建設した当時から日本原電という会社は安全第一の思想に基づいて原発を設計していない。通常運転にのみ耐え得るレベルの設計で、トラブルに対しては低コスト優先で、そこそこの安全対策しかしていないのが実態。</p>	<p><b>【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関係】</b></p> <p>➤ 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、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DESTAL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ています。</p> <p>この評価において、ペDESTALの構造応答評価ではLS-DYNAが使用されており、コンクリートの材料モデルとして、コンクリート衝撃解析での利用を想定した状態方程式、構成則及び破壊則により構成されるRHTモデルが使用されています。このRHTモデルについては、コンクリート内を伝播する圧力波が躯体裏面で反射することで生じる引張応力の影響についても考慮可能なモデルとなっており、裏面剥離（スポール破壊）や貫通破壊などの局部破壊状態を判断することが可能であることを確認しています。</p> <p><b>【審査全般】</b></p> <p>➤ 原子力発電所の規制のための基準は、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、原子力規制委員会において作成したものです。発電用原子炉施設の安全性に関する審査においては、その基準に従い、科学的、専門技術的知見を踏まえてその基準に適合していることを判断しています。</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発事故の再発を防ぐ手立てがない以上、再稼動はすべきではないと考える。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設計そのものが甘い想定を基礎として行われているため、過酷事故が発生した場合、福島第一原発事故と同様の被害を出すことを避けられない。同時代に作られた原発だから、同じ欠陥を持っていると考えるのが妥当であり、解消する方法はない。設計時に想定していなかった事故は、その後いくら後付けで対策を考えても、期待される性能を発揮することは出来ない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東日本大震災での今にも続く被害から何も学んでいない東海第二原発については、絶対に反対です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事故が起きれば被害者は必ず発生し、安全対策はないに等しい原発である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年前の古い設計で作られた原発を今さら動かすのは危険極まりないことです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 防火対策その他の防災・事故対策が不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 新規制基準においては、内部火災、外部火災、大規模損壊発生時の大規模な火災等への対策を求めており、審査においてその適合性を確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年を経ようとしている東海第二は、当初設置許可を出した時とまるで状況が変わってしまった。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 原子炉等規制法では、発電用原子炉を運転することができる期間は運転開始後40年と定められており、40年を超えて運転しよ</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子力発電所はFail-Safeのシステムになっていない。システムにトラブルが起きると、Fail-Dangerとなる。どれだけ対策をとっても根本危険であることは変わらない。このようなシステムが地域社会に存在すること自体が間違っている。</p> <p>➤ 審査書は方針の羅列に過ぎず、その成立性はおよそ不明である。</p>	<p>うとする場合には、新規制基準による設置許可、工事計画の認可等に加えて、運転期間延長に係る認可を受ける必要があります。なお、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、現在、審査中です。</p> <p>運転期間延長に係る審査においては、設備の劣化の状況に関する特別点検の結果を確認するとともに、延長しようとする期間の運転に伴う原子炉その他の設備の劣化を考慮しても、十分な安全性が維持されることを確認します。</p> <p>➤ 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、設置許可基準規則では、例えば安全保護回路の論理回路が遮断される等の状況においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行すること等を要求しており、審査においてもこの思想を基本として基準への適合性を確認しています。</p> <p>➤ 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するとともに、工事計画が認可された場合は、使用前検査において認可された工事計画に従って工事が行われていることを確認します。</p> <p>さらに、運転段階の具体的な保安活動等については、保安検査等にて確認します。</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 手順書、体制、資機材のいずれについても、「整備を行う方針」だけで「適切なもの」だとしています。手順書などが、できてから、その内容も含め、再度審査しなおすべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委が仮に基準に合致と主張するのなら、少なくとも原子炉内を綿密に調査した後にするべきでしょう。それも事業者が行ったとするものを鵜呑みにするのではなく、自分たちの手で第三者との評価を受ける形できちんと検査、調査を行うべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 6月27日に設置変更の補正書が再提出（4回目）されたが、工事計画の状況を考えればまだまだ設計に遡る問題点が今後起こることも避けられない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 合格後も設計内容の詳細な実施作業を厳格に評価し、少しでも不備があれば合格を取り消す覚悟を持って今後対処願いたい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上            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います。原子力規制委員会は、発電用原子炉施設が技術基準規則等に適合していないときは、原子炉等規制法に基づき、保安のために必要な措置等を命じることができます。さらに、その命令に違反したときは許可の取り消し又は運転の停止を命じることができます。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発運転前に、東海原発の燃料が全て搬出されている事を規制委員会が責任を持って確認すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二発電所と敷地を共有する東海発電所は、全ての燃料が敷地外に搬出済みであることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発運転前に東海原発の取水路及び放水路が全て埋め戻してある事を規制委員会が責任を持って確認をお願いします。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海発電所の取水路及び放水路の埋め戻しについては、機器等の詳細設計に関する工事計画の審査において確認するとともに、工</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 6月21日に兵庫県三木市にある防災科学技術研究所で、ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験が行われた。想定される最大の揺れを加えた試験の結果、パネルが約5cmも空いてしまい、更に開閉操作のチェーンも切れてしまった。通常であればその改善策後の確認試験が必要であるのにも関わらず、立ち会った山中伸介原子力規制委員は、「設計そのものに問題はなかった」と総括。再確認が必要であり、このような状況では、認可をすべきでは無い。</p> <p>➤ 6月の実験において、ブローアウトパネルの扉を開閉するチェーンの破損により、本来の開閉操作を行うことが出来なかったと聞いている。ブローアウトパネルは、水素爆発を回避したり屋内の作業員の被ばくを抑えるためにも確実に操作できることが要求される。実験の後、抜本的な対策は取られたのか。さらに6月と同じ環境下で再実験を行い稼動確認が取れたのか。</p> <p>➤ 本年6月末に実施した加振試験において、扉に隙間ができたこと及び扉を動かすためのチェーンが切れるなどの問題点が発生したという事と、それを解決するために問なる装置を付加する必要性が生じたという事実は、「設置変更許可申請書」に示された「基</p>	<p>事計画が認可された場合は、使用前検査において認可された工事計画に従って工事が行われていることを確認します。</p> <p>➤ 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。 御指摘のブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験は、日本原電が、機器等の詳細設計である工事計画が規制基準に適合していることを示すために実施したものであり、詳細設計を示した工事計画については、現在審査中です。なお、日本原電は、平成30年6月のブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験において確認された不具合について、当該不具合の原因分析を踏まえた対策を検討し、同年7月の機能確認試験においてその妥当性を確認したとしています。事業者からの申請等を踏まえ、工事計画について審査していきます。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上 平成30年7月のブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験の結果については、同年8月2日に公開の審査会合を行っていません。その際の審査資料等については、セキュリティ等の観点から</p>

御意見の概要	考え方
<p>本設計」に重大な欠陥があったことを示すものである。規制委員会は、そのような問題点をかかえている「設置変更許可申請書」を認めたことになる。</p> <p>その欠陥を修復する対策として、日本原電は門を設けることにしたが、審査会合に示された検討資料を国民に公開する際、その門の構造については、全て白塗りとしている。隠蔽と言わざるを得ない。</p> <p>しかも、7月末に実施した2回目の加振試験においては、1回目の加振試験とはうって変わって、マスコミに非公開のうえで実施した。公開を建前としてきた規制委員会のやり方として、不穏当である。</p> <p>➤ 本年6月21日に実施されたブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験では不具合が報告された。装置改善後の再試験の実施を公開で行い、規制委員会の立会いを求める。</p> <p>➤ 「安全保護回路（第24条関係）」の内容を公表するにあたって、セキュリティ部門の確認を得たのか。また、セキュリティの観点から公表する部分と非公表とする部分の選定の考え方を原子力規制委員会として説明すること。</p> <p>➤ 第588回審査会合（6月14日）の画像公表について、同会合では、「資料2-1 東海第二発電所工事計画認可申請に係る論点整理について（コメント回答）」の説明の途中で、突然中継動画が切</p>	<p>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。</p> <p>また、審査の過程において、必要に応じて実施した現地調査等の議事概要については、原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針に基づき、公開することとしています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 特定核燃料物質の防護のために必要な措置に関する詳細な事項に係る情報の管理に関することは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第91条第2項第27号に基づき、事業者において判断されます。審査資料等は、公にすることにより、公共安全と秩序の維持に支障を及ぼすおそれがあるもの、事業者の正当な利益を害するおそれがあるもの等についてマスキングをし、ホームページで公開しています。</p> <p>➤ 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。御指摘の会議映像については、出席者の手元の資料に記載</p>

御意見の概要	考え方
<p>れ、「公開できない内容が入り込んでしまったから」との説明のあと、何と1週間経った6月21日の夜中にアップされた。問題視されている東海第二であるから、企業秘密などよりも「国民」が安全性を確認することを重視するべきだ。</p> <p>➤ 「黒枠・白抜き」について相変わらず多数の「黒枠・白抜き」が多い。これでは誰にも審査の妥当性を確認できない。以前に情報公開を重視する発言「透明性が最も大事なので技術的に可能なら本来ヒアリングは公開に」との更田委員長の発言があったが、全く改善されていないではないか。第571回（5月15日設置変更） 特に、工事計画の審査における耐震評価において、計算された「裕度」を総て「黒枠・白抜き」にしているのはなぜか？基準地震動を設計時よりも4倍近く上げているため、裕度が全くなくなるか、あるいはマイナスになっているのではないか。</p> <p>➤ 申請者の経理的基礎があるかどうかの審査においては、申請者の説明資料はほぼ白塗りでまったく明らかでなく、それを審査したはずの審査書案は「工事資金の調達に係る自己資金及び外部資金の状況、工事に要する資金の額、調達計画等から」と記述されるのみで、まったく透明性がない。</p> <p>➤ 東海第二原発のサブドレン概要図が商業機密又は核物質防護上の観点から非公開となっているため検討できない。他の原発ではサブドレンの位置も構造も公開している。サブドレンについては、2017年10月18日の事業者との公開ヒアリングにおいて検討</p>	<p>された公開できない情報が映り込んだため、一時的に公開を停止しましたが、適切なマスキングをした上で公開しています。</p> <p>➤ 審査資料等については、公にすることにより、法人の競争上の正当な利益を害するおそれがあること等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。審査の透明性向上に向けた対応策については、平成30年6月6日の原子力規制委員会において、設置変更許可に係る審査会合前のヒアリングは、同一案件については目安として2回までとし、それ以上のヒアリングが必要と考えられる場合であっても、その時点で一度、公開の審査会合において取り上げる等としました。また、工事計画認可、保安規定変更認可に係る審査については、進捗状況等に依らず一定期間毎に公開の審査会合を開催し、審査の状況を事業者に報告させること等としています。</p> <p>➤ 経理的基礎に係る審査資料等については、公にすることにより、法人の競争上の正当な利益を害するおそれがあることからマスキングをし、ホームページで公開しています。</p> <p>➤ サブドレン及び建屋が記載されたサブドレン概要図については、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。</p>

御意見の概要	考え方
<p>されているが、映像も議事録も非公開となっている。サブドレン概要図が完全に白紙状態となっている。</p> <p>サブドレンの汲み上げ最大量が公開されていない。運転開始後記録されている最大汲み上げ量を公開するべき。</p> <p>➤ 特重施設規制委資料に「特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）に係る審査結果のとりまとめに関して、その内容は原則公開することを基本とする。」とあるのに、多くの特重関連施設の審査が非公開で行われるために、審査の妥当性を判断できない。</p> <p>➤ 特定重大事故等対処施設として、「緊急時制御室」を設置する事が示されている。これは、中央制御室がなんらかの理由により使用不能となった場合に、原子炉の一定程度の監視と制御を行うバックアップ制御室の機能をもつものとするが、この緊急時の制御機能を東海第二発電所においてどう具体化するのか、審査書案には全く記されていない。5年間の猶予措置があるにせよ、特に40年以上も前に設計された原発の場合、新規制基準に必要な設備を追加しようにも不可能なこともあり得るので、設置変更許可審査の段階において、実現の可否を検討する必要があると考える。</p>	<p>平成29年10月18日のヒアリングについては、原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針に基づき、議事要旨を公開しています。</p> <p>地下水については、地震により排水ポンプが停止し、原子炉建屋周囲の水位が地表面まで上昇することを想定した上で、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることを確認しています。従って、御指摘のサブドレンの汲み上げ量は審査対象としていないため確認していません。</p> <p>➤ 特定重大事故等対処施設の審査については、審査の透明性を確保するとともにセキュリティの観点にも配慮し、公開の審査会合においては基本的な考え方を確認しています。また、非公開の審査会合においては具体的な施設の仕様や配置場所等について審査し、議事概要及び必要な処理を施した資料を公開しています。なお、特定重大事故等対処施設は、本審査の対象となった設置変更許可申請には含まれていません。</p> <p>➤ 特定重大事故等対処施設については、本審査に係る設置変更許可申請には含まれていません。特定重大事故等対処施設の変更許可申請が提出された場合は厳格に審査していきます。なお、新規制基準においては、重大事故を起こさないための対策に加えて、大規模自然災害やテロを含めて様々な事象により万一重大事故が起きた場合の対策として必要な機能を全て備えていることを求め、事業者の対策がこれらへ適合していることを確認しています。特定重大事故等対処施設の設置は、これらの必要な</p>



御意見の概要	考え方
<p>➤ ケーブルや配管など全てを東日本大震災で被災した後点検できている訳ではなく、新たに地震・津波があった場合被災後の軽微でも影響があった箇所がより大きなダメージを受けて事故につながることは充分考えられる。</p> <p>➤ 東日本大震災で被災している東海第二原発を動かすべきではありません。</p> <p>➤ 東日本大震災の影響も受け停止して7年を超えています。</p> <p>➤ 東海第二原発は、東日本大震災では津波をかぶり、被災していません。目に見える損傷部位は補修したとしても、複雑な機械のすべてのパーツが健全な状態であるかどうかの確認はできていません。</p>	<p>機能を満たした上でのその信頼性をさらに向上させるための対策であることから、その設置に猶予期間を設けたものです。</p> <p>➤ 東北地方太平洋沖地震の地震動による影響については、タービン設備の一部で、耐震クラスBクラス、Cクラスの設備が損傷を受けていたものの、旧原子力安全・保安院により、地震による建屋の応答は建屋及び主要設備の固有周期では当初の工認設計による弾性応答範囲内であったと判断されており、その結果は、公開されています（※）。</p> <p>なお、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、必要な措置を講じることが求められています。これらの対応を含む保安活動の実施状況については、保安検査等により確認しています。</p> <p>（※）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。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、非常用ディーゼル発電機1台が使用不能となった影響については、残留熱除去系1系統が使用できませんでしたが、全制御棒が挿入されたことから圧力容器や機器・配管の設計を超える温度、圧力にはならなかったと考えられます。</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 3.11で東海第二原発は東電福島第一原発と同様、津波の被害を受け、原子炉は自動停止したものの外部電源を喪失。冷温停止まで3日半掛かっています。その間、原子炉内部も大きな影響を受けたとみられますが、詳しい情報は明らかにされていません。</p> <p>➤ 東海第二原発は、7年前の3.11で津波に被災ばかりでなく、地震動によって原子炉圧力容器の制御棒の挿入が185本中5本不良になった、また再循環系ポンプのモーターに擦れ痕を生じた。震度6弱の揺れだったが、更に強い揺れに襲われた場合が懸念される。</p> <p>➤ 昨今、メーカーによる検査データが改竄されることが常態化しています。大丈夫ですか？</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 東北地方太平洋沖地震により、原子炉建屋における最大応答加速度として6階のNS方向において492cm/s<sup>2</sup>が観測されましたが、全制御棒は正常に挿入に成功しことが報告されています。旧原子力安全・保安院により、地震による建屋の応答については、建屋及び主要設備の固有周期では当初の工認設計による弾性応答範囲内であったと判断されており、その結果は公開されています（※）。</p> <p>なお、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、必要な措置を講じることが求められています。これらの対応を含む保安活動の実施状況については、保安検査等により確認しています。</p> <p>（※）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。</p> <p>➤ 御指摘のメーカーによる検査データの改竄が具体的に何を指すかわかりませんが、原子力規制庁は各事業者による、不正のあっ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。現状において安全に影響を及ぼすような事例は確認されていませんが、引き続き、事業者やメーカー等による調査の状況を注視していきます。</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 既設装置に新たに装置を付加することは、故障発生を増大させる要因を増やすことであり、認めるべきでない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 設置変更許可申請に記載された新たに設置する設備は、発電用原子炉施設の安全性を確保するためのものです。審査においては、新たに設置される設備が、既存の設備に影響を与えないようにする方針であることを確認しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ システムが複雑になると、その把握・管理が難しくなる。そのようにシステムをどんどん複雑にしていった状態では、本当に必要なときに間違いなく機能することを期待するのは楽観的すぎる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上 発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、教育・訓練について保安規定に定めることが求められており、新たに設置される設備等の運用については、適切な教育・訓練が行われることとなります。なお、その実施状況は、保安検査等において確認していくこととなります。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 首都圏にある東海第二原発は、もしも事故が起きてしまったら取り返しのつかない事態になってしまうのは明らかです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、万一重大事故が発生した場合の十分な対策を要求しています。東海第二発電所に係る申請について、新規制基準に基づいて、厳格に審査を行いました。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。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発は国道245号線沿いの敷地境界まで500メートル足らずであって、1200～1300メートルある福島第一の半分もない。その福一の敷地境界線における放射線量は事故直後1年間で1000ミリシーベルトを超えたと推計されている。類似の事故が東海第二で生じたとき、100ミリシーベルトとか250ミリシーベルトをはるかに上回る高線量が記録されるはずである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京都心から約 110 km の位置で万が一事故が起きた場合は首都の直撃を免れない。認めるべきではないと考える。</li> <li>➤ 公害の定義は「人の活動に伴って生じる相当の範囲にわたる大気汚染、水質の汚濁、土壌の汚染、騒音、振動、地盤沈下及び悪臭によって、人の健康または生活環境に係る被害が生ずること」とされ、放射性物質は含まれなかった。しかしながら公害防止費用や賠償について「汚染者負担の原則」が取り入れられ、「無過失責任主義」として故意や過失が無くても責任を負うこととされた。また、濃度規制ではなく汚染物質の総量規制も取り入れられて環境への影響を低減させる努力が定められた。原子力発電所についても同様に規制されるべきであったが、これらの考え方が十分には取り入れられていない。</li> <li>➤ これまでの審査において要求されていない項目が多数追加されているが、これらはバックフィットされるものと考えて良いか？ また、その内容を把握できているか？ 規制の判断を変更した場合の取り扱いをどのように考えているのか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 原子力発電所の設置、運転等は原子炉等規制法に基づき規制されており、その法目的において、「国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資する」と規定されています。この原子炉等規制法に基づき、発電用原子炉施設は、周辺監視区域外における実効線量が年間 1mSv を超えるおそれがないように制限されており、また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 を下回っていること」を概ね満足していることが求められています。</li> <li>➤ 設置許可基準規則について、その施行後も、最新の科学的・技術的知見を規制要求に反映させるなど、原子力規制委員会が所管する法令等の不断の見直し及び改善を実施しています。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</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 東海第二原発の再稼働は、そこで働く人の被ばくの問題などが解決されていません。</li> <li>➤ 東海第二原発には、過酷事故が起きた場合、経済的に賠償を払う能力が全くありません。CEO達や安倍首相は「税金で賄えばよい」と思っているのかもしれませんが、それは余りに無責任です。</li> <li>➤ 廃炉の費用も残せない経営状態の会社に、いざと言う時の賠償など、できるはずもないでしょう。</li> <li>➤ 一つ一つの小さなミスを数えれば、だれがどう考えても原発が安全だなんて言えないのにもかかわらず、いまだに安全神話を使って国民をだまそうとしている。</li> </ul>	<p>られた技術的知見の反映を含め設置許可基準規則等の改正については、東海第二の審査においてバックフィットしています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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、被ばく線量の制限を守って作業できるよう交替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ける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。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 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」に基づく原子力損害賠償制度が設けられています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 今回の審査は、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。しかしながら、こ</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本当に安全だと言えるのか。</li> <li>➤ 原発事故を 100%防ぐということは不可能であることは明らかです</li> <li>➤ 専門家達は東海第二の原発だけを、見て「安全」「合格」と判断しました。前田中委員長は、「安全とは言っていない。」と、意味不明な発言を、残していきました。専門家達は、現場を見ていないのです。だから、専門家の「安全」と、市民の「危険」は、水掛け論で平行線です。</li> <li>➤ 規制委員は審査に合格しても安全と言っていません。</li> <li>➤ 原子力規制委員会作成の本審査書案作成にあたっては、日本原電による工事計画資料の提出が前提となる。当該過程において、日本原電は資料提出の遅延、不備などを連発している。本審査書案には当該内容は記載されていないが、万が一のミスも許されない原子力発電の再稼働に関して考慮が必要ではないか。また、本年春には、規制委員会の一部委員から「日本原電には技術的な能力面に課題がある」とのコメントもあった。上記2点を鑑みると、本審査書案を元に設備面の安全性を判断することへの課題はないといえるのか。</li> </ul>	<p>れを満たすことによって絶対的な安全性が確保できるわけではありません。原子力の安全には終わりはなく、常により高いレベルのものを目指し続けていく必要があります。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上 御指摘の田中前委員長の発言はこのような趣旨で行われたものと認識しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 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。工事計画の審査を並行して実施していますが、設置変更許可の審査は、工事計画の審査に係る資料の提出が前提ではないため、審査書（案）には記載していません。機器等の詳細設計に関する工事計画については、事業者からの申請等を踏まえ審査中です。 御指摘の発言は、平成30年4月11日の原子力規制委員会における委員の発言と思われませんが、工事計画の審査に係る一部の試験が終わってないこと等の状況について「現時点では技術的な能</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 航空機落下の火災については、故意のものと整合性を持つべき。航空機落下は故意によるものを含めれば確率論的議論は無意味。「故意による大型航空機の衝突」には確率は関係ない。確率的に起きる、起きないの議論は無意味である。従って、これも設計基準事故として対処すべきことだ。</p> <p>なお、「故意による大型航空機の衝突」の場合、想定すべきは大型旅客機だけではなく爆装した攻撃機の突入をも含めるべきである。</p>	<p>力の問題かなと思いますが、本当に回答が4月、5月で出てくるのかどうかというところを待ちたいと思っています。」と発言したものであり、技術的能力がないという指摘を行ったものではありません。</p> <p>➤ 航空機の落下による火災を含む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規定する設置許可基準規則第6条においては、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 <math>10^{-7}</math> 回/炉・年以上となる区域に航空機が落下し火災が発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。</p> <p>故意による大型航空機の衝突については、重大事故等防止技術的能力基準への適合性において、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）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。</p> <p>なお、御指摘の攻撃機の突入のような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必要な対策を講じることになります。</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉圧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築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。東京電力柏崎刈羽 6・7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、「高熱の鉱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鉱さいと同一視している点で科学的妥当性を欠いている。一般に鉱さいとは、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。溶融炉心の方が鉱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、構築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。規制委員会の考え方『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</p>	<p>➤ 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、「高熱の鉱さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉱(こう)滓(さい)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おります。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。</p> <p>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。また、当該条文に係る記述の照会先は厚生労働省労働基準局安全衛生部安全課です。</p>



御意見の概要	考え方
<p>しています。』は、論点を外した不適切な記述である。第 249 条、第 250 条ともに、「適用されるものではないと承知しています。」との表現がなされているが、何にもとづいて承知しているのか、その出処あるいは照合先を明確に示すべきである。</p> <p>➤ サイバー攻撃、情報漏洩、盗聴、妨害、情報操作、ネットワークセキュリティに関する検討が行われていない。</p> <p>➤ 本審査書案には、目次、本文を含め、高経年化対策を明確に意識した記述はゼロです。例えば、原発の最も重要な基礎素材である、鋼鉄などの金属の劣化に関わる次のような項目、語句が皆無です。原電の申請書が、高経年化対策を明確・具体的に示していないことを意味します。</p>	<p>➤ 審査においては、発電用原子炉施設への不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するための設備を設ける方針であること及び安全保護回路の不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計する方針であることを確認しています。また、核物質防護対策として、原子力施設は情報システムに対する外部からのアクセス遮断が規制要求されているなど、サイバーセキュリティ対策が行われています。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必要な対策を講じることになります。</p> <p>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認した結果を記したものです。御指摘の高経年化対策については、設置変更許可とは別に、原子炉等規制法に基づき、運転開始後 30 年を経過する原子炉施設について、10 年ごとに、機器等の劣化評価を実施すること、それを踏まえた長期保守管理方針を含む保安規定の変更を行うこと、変更後の保安規定を遵守することを義務付けています。</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉格納容器の中性子照射による経年劣化の評価は何処でなされているのか。金属の中性子照射による劣化の評価がなされていない。明確な評価をするべきだ。</li> <li>➤ 28 ページ「4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針」に関して、4(1)「常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、」等、様々な作用する荷重・応力を念頭において、許容限界を設定しているが、建築構造物の経年劣化によって、地震耐力の低下が懸念されるが、経年劣化に関してはどのように評価をするのか？わかりやすく書くべきだ。</li> <li>➤ 審査書案 p1~3 の「2. 判断基準および審査方針」において、運転開始から 40 年を超えた原発の運転延長に必要な技術的「基準」「ガイド」が明示されていない。それにもかかわらず政府は原子力規制委員会の安全審査を通った原発は再稼動するとしている。このため「例外的」にのみ認められるとされている稼働期間の 20 年延長が常態化している。</li> <li>➤ 原子炉の安全を検査したのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認した結果を記したものです。 東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、腐食による配管の減肉等、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を含めて、現在、審査中です。</li> <li>➤ 審査書（案）は、新規制基準に適合するための設置変更許可申請に対するものであり、運転期間延長認可についての審査結果を記載したものではないため、運転期間延長に係る「基準」「ガイド」は記載していません。 なお、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、現在、別途審査中です。</li> <li>➤ 検査については、機器等の詳細設計に関する認可された工事計画に基づき、工事の工程ごとに実施する使用前検査の中で、機器等の機能に問題がないか等を確認することになります。 また、機器の保守管理について、保全計画に基づき保全を実施することを保安規定に定めており、その実施状況について、保安検査等で確認していきます。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器内の燃料集合体と制御棒を覆うステンレス製カバーであるシュラウドにひびが入っている。</li> <li>➤ 炉心シュラウドがもしひび割れがすすんでいるとしたら、考えただけで恐ろしいことです。</li> <li>➤ 応力腐食割れなど老朽化で破損。炉内構造物も配管もSCCで壊れてゆく。東海第二原発の炉内構造物の内、原子炉圧力容器の真ん中付近にあるシュラウドには多くのひび割れが発生している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 炉心シュラウドサポート溶接部のひび割れについては、事業者が定期事業者検査の際に、ひび割れの進展を確認しています。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 発電用原子炉施設における欠陥については、事業者に対し、定期事業者検査を行い、定期的にひびの進行状況を確認すること、ひび割れの進展を予測して安全性への影響（設備の健全性）を評価することを義務づけています。原子力規制庁は、これらの設備の健全性評価の結果を確認することになります。 東海第二発電所の炉心シュラウドサポート溶接部のひび割れについては、事業者が定期事業者検査の際に、ひび割れの進展を確認しています。</li> </ul>
<p><b>【近接の原子力施設からの影響】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 実用発電用原子炉等「設置許可規則」やその「解釈」によれば、東海再処理施設の存在・状況は東海第二原発にとっての「敷地周辺の状況」に他ならない。したがって、東海再処理施設の「爆発」、「火災」、等の事故発生を想定して、その事故があっても東海第二原発の安全機能が損なわれないことを確認しなければ、設置基準は満たされないと考える。御庁は、原子力施設についてその安全上の特性に応じた規制、つまりここに規制すればよしてしているが、上記の規定に従えばそれだけではすまないことは明らかである。東海再処理施設に蓄積している様々な放射性廃棄物のうち最も危険とされるのは高レベル放射性廃液とプルトニウムであるが、なかでも前者は絶えず発熱し水素を発生させているので、冷</li> </ul>	<p><b>【近接の原子力施設からの影響】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査において考慮の対象とする周辺原子力施設は、工学的に判断しています。東海再処理施設は廃止措置中であること、JRR-3は出力が十分小さいこと、これらの施設は東海第二とは一定の距離を有していること等に加え、東海第二において想定している重大事故等への対策を踏まえれば、これらの施設の事故により東海第二が受ける影響は、十分小さいと工学的に判断しています。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>却と水素掃気を恒常的にしなければならず、冷却システムの施設、水素掃気に係る施設、並びに電源施設が損壊すれば廃液の蒸発乾固・硝酸塩爆発、水素爆発に至る危険性を秘めている。それら「爆発」にいたるまで時間があり、その時間内に対策が可能かどうかはそれら施設の破壊を結果する状況に左右されるので、最悪の状態を考えなければならない。なお、後に触れるように日本原子力研究開発機構が申請した東海再処理施設の廃止措置計画について御庁が認可した審査書案によれば、高レベル放射性廃液のガラス固化体作業は向こう 10 年半かかるとされている。つまりこの 10 年半の間、「爆発」の危険が継続するのである。東海再処理施設の「爆発」事故によって大気中に拡散された放射能は、約 2.7km の隣接地にある東海第二原発を襲う。中央制御室を始め運転・管理要員は東海第二原発敷地から脱出せざるを得なくなり、結果として原発運転は支障をきたして事故につながることは必然である。最悪の事態として「爆発」事故は免れないものである。「審査書案」の「Ⅲ-4 外部からの衝撃による損傷の防止」の中で当然検討されなければならない、東海再処理施設の存在・状況を検討対象として取り上げなかったのは、審査の重大な欠落であり、そのような「審査書案」を認めることはとうていできない。</p> <p>➤ Ⅲ-4.2.5 その他の人為事象に対する設計方針について、申請者は、1. 船舶の衝突、2. 電磁的障害、3. 飛来物(航空機落下)、4. ダムの崩壊について設計方針を述べているが、東海再処理施設の影響に対する設計方針を述べていない。放射性物質の影響や水素爆発の影響に対して設計する必要があると考える。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 日本原子力研究開発機構の再処理施設の高レベル廃液保管施設で水素爆発などの重大事故が発生した場合の東海第二の安全確保の方法も検討されるべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ わずか 2.8km しか離れていない高レベル廃液が大量に貯蔵されている核燃料サイクル工学研究所で火災が起きた場合、放射能漏れの危険性が十分ある。従って、火災の二次的影響として有毒ガスに該当する放射能による影響を考慮する必要がある。放射能漏れが発生すると東海第二原発に近づけなくなる可能性が大である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二原発が無事でも核燃料再処理工場で事故が発生した場合東海第二原発の運転管理は不可能となり事故の規模は倍増する。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 申請者は、半径 10km 以内に存在する産業施設として、廃炉中の東海原発含め点在する核再処理施設を明示的に想定していない。現に 1997 年に動燃東海事業場火災爆発事故が起きており、周辺に存在する産業施設として最も事故の可能性が高い施設を考慮しないのは不適切である。危険物貯蔵施設という表現でそれらも含めているつもりかもしれないが、どういう危険物かを考慮しない限り、それにふさわしい対策は取れないのは明らかである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 第 6 条の規定は、設計上考慮すべき自然現象並びに人為事象により、安全施設の安全機能がそこなわれないよう設計することなどを要求している。人為事象の抽出に於いて、申請者は「発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場の火災、有毒ガス、</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>船舶の衝突、電磁的障害、飛来物(航空機落下)及びダム崩壊を抽出している。」としている。当該発電所の南近傍に東海再処理施設がある。東海再処理施設の重大事故に関わる当該発電所への影響(放射性物質の飛来、水素爆発)を抽出していない。東海再処理施設の影響を検証する必要があると考える。再処理施設の許容津波の高さは14.5mであり、東海発電所が設計予定の防潮堤より低い場合津波の影響をより受けやすいと推定されるから、東海再処理施設を抽出する必要があると考える。</p>	
<p>➤ 東海再処理工場やそこに設置された高レベル廃液タンクなど周辺には危険物がある。少なくともそれらの津波対策が明らかでないうちに再稼働すべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ (東海第二の)周辺に多くの核施設、核廃棄物があり、危険極まりない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 隣接する研究施設等が東海第二発電所に与える可能性のある悪影響とその影響の程度を網羅的にまとめてこたえよ。これがわからないと、審査書に書かれている外部事象として選定する対象がこれでよいのかわからない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 再処理施設に関して規制委員会が了解した廃止措置へ向けての審査書では、津波の想定は12メートルで14メートルに対応するとされ、防潮堤は作らない、など同一に襲来する自然現象への備えは違っている。この施設がひとたび、地震・津波に襲われた場合、高レベル放射性廃液約360立法メートルが停電等で冷却不能となれば30時間程度で爆発となり、高濃度の放射性物質の飛散</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>によって、東海第二原発でも「総員退避」を余儀なくされ、結果、各原子力施設のドミノ倒しの複合災害へと発展する可能性がある。本来、当然にも、原子力施設単体での評価だけではなく、相互の影響について評価がなされるべきある。</p>	
<p>➤ 東海第二の南2. 8キロに位置する日本原子力開発機構・核燃料サイクル工学研究所には、300立方メートルを超える高レベル廃液が保管されており、常時冷却を必要としている。もし地震及び津波の影響により、同研究所の冷却用電源が損なわれ、プルトニウムが環境中に飛散することになれば、即人命にかかわる緊急事態である。また、東海第二原発の事故により、同研究所が緊急退避になったとしても、同様の事態が懸念される。両者の連携を考慮した対策が講じられていないのは、極めて遺憾であり片手落ちであると考える。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 数キロしか離れていない東海再処理工場の無防備な施設の存在の評価とその複合災害に関して検討から外すべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二は、近くに再処理工場が有るため、もしかすると福島より重大な事故になる可能性がある。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二と再処理施設は近接し過ぎている。どちらかが過酷な状況になれば、もう一方は健全であっても職員は運転管理を放棄して退避するほかなくなる。頑張っても強烈な放射線で倒れてしまう。危険な施設を近接して建造してしまう。我が国の原子力行政の安全無視を象徴している。こんな悪魔の液体をかかえた施設が近傍にある東海第二は絶対に再稼働してはならない。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ もっとも危険な高レベル放射性廃液を溜め込んだ東海再処理工場が近接し、その複合災害を考えなくてはなりません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海再処理施設が事故をおこしても東海第二が事故を起こしても複合災害は避けられない。核戦争並みの災害に発展するおそれもあるのにこの現実に対して検証がなされていないのは余りにも杜撰であり、検証が必要であるとする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二の周辺には多くの核施設があり、特に東海再処理工場が僅か2.7キロの位置で高レベル放射性廃棄物や使用済み核燃料を内蔵しており、複合的な重大事故を想定した審査が必要である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 周辺原子力施設の大規模損壊によって全体が受ける被害範囲は不確定だ。特に外部火災の想定だけで周辺施設の影響を論じているのはあまりにも想定が甘い。東海第二の特徴は、周囲の原子力施設の多さで、特に再処理工場には危険な高レベル放射性廃棄物貯蔵タンクを有しており、これらが複合災害を引き起こすリスクがある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海再処理工場爆発事故等を解析し、複合災害として同時対応をすべき施設として統合緊急時対策所を立ち上げる想定をすべきである。規制委は複合災害を想定していないが、重大事故等対策施設として統合した対策を直ちに策定するべきだ。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 再処理施設は原発より危険です。周囲施設全体を見渡して、複合災害という視点も必要なのではないでしょうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>



御意見の概要	考え方
<p>➤ 東海村の太平洋側には、東海第二以外にも様々な核施設が目白押しだ。とりわけ、日本原子力研究開発機構の核燃料サイクル工学研究所には高レベル放射性廃液 360 立方mが溜めてある。同機構の原子力科学研究所にも、ドラム缶に詰めた低レベル放射性廃棄物が相当量保管されている。他の施設との複合災害は考慮しない方針に驚くと共に、市民感覚との大きなズレを感じざるを得ない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 基準津波を超え敷地に遡上する津波によって東海第二発電所に重大事故が発生する場合、同確率で南に 2.8km に位置する旧・動燃の再処理施設（現・原子力研究開発機構・核燃料サイクル工学研究所）も重大事故となる。両者を連携させた事故対策が必要ではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二から至近距離（2.8km）に立地する東海再処理工場施設は廃止が決まり費用対効果の観点からか、津波対策（防潮堤計画）が放棄されている。東海村において、不幸にも、地震・津波が発生した場合、再処理工場の被害は避けがたく、東海第二の稼働延長を検討する場合、その立地周辺地域の状況を考える時、「複合災害」について検討する事は科学的合理性からいって当然であるが、規制委員会はこれを検証していない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二のある東海村には原発だけでなく日本原子力研究開発機構などの研究機関と JCO などの原子力企業と 30 近くあります。東日本大震災時の東電福島第一原発事故の時とちがった、複合時故というか多重事故というか形の危険が起きかねないのではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 大洗工学試験センターでは、核のゴミ、プルトニウムが貯蔵されている。大地震・大津波が起きた場合、福1で1~4号機が同時に爆発したように災害が同時多発的に発生しうる。複合災害の可能性を考慮するべきだ。「想定外」だったではすまない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 近隣の産業施設で火災・爆発が想定される施設に検証がなされているが、現実に1997年にアスファルト固化施設で爆発事故が発生した旧・動燃の再処理施設（現・原子力研究開発機構・核燃料サイクル工学研究所）の検証がなされていない。必要と考える。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二の過酷事故が再処理工場の高レベル廃液廃棄物、原研の諸施設や三菱等の燃料工場などの原子力関連施設に及ぼす悪影響を審査に入れないなど科学的技術的瑕疵にあたる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力施設の安全確保の責任はそれぞれの施設の設置者に属することから、周辺原子力施設の事故からの影響は、他の外部事象と同様に、それぞれの申請施設にかかる審査において考慮します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 万が一、東海第二原発でSAが起これば、東海原発や東海再処理施設の廃止措置にも支障を来し、茨城県沿岸に「手の付けられない核のゴミ置き場」が出現しかねません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二での重大事故が、3kmにある再処理施設の安全確保に対する影響も検討されるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 万が一、東海第二原発で過酷事故が起これば、東海原発や東海再処理施設の廃止措置にも支障を来し、茨城県の太平洋沿岸に「手の付けられない核のゴミ置き場」が出現しかねません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ (東海第二の) 南に位置する旧動燃の再処理施設も巻き込んでの重大事故になってしまう可能性も指摘されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 近隣の東海村核施設には400立米の高レベル核廃棄溶液があり、これを巻き込む程の過酷事故に至れば日本のみならず世界中への核汚染が広がる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海再処理施設には、プルトニウムを抽出した後の高放射性硝酸溶液が液体の状態で保管されており液体のままタンクに詰められているので東海第二が事故を起こした場合、その関係でタンクに割れ目が出るだけでも外に漏れ出てくる。人が近寄るだけで20分で死に至るほどの濃度だ。超高放射性廃液だから発熱し続けるので絶えず冷却の必要がある。もし電源が失われて冷却機能がとまれば、一定時間後に爆発に至る。これらの爆発或いは水素爆発によって環境中に放出される放射性物質の影響は甚大であり、因みに秒速5mの風が東京から大阪方面に向かって吹くと最悪の場合帯状に最悪首都圏を含む滋賀、京都あたりまでの人間の半数が死亡するほどの量だ。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二発電所に隣接する研究施設等に対して、悪影響を及ぼす可能性がある事象とその影響の程度を網羅的にまとめてこたえよ。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二発電所が隣接する研究施設等に対して悪影響を及ぼす可能性がある場合、研究施設等の審査をやり直す必要はないのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 東海再処理施設の「爆発」事故発生の要因として津波がある。東海再処理施設と東海第二原発は太平洋岸の平坦な砂地の上に、海岸線から十数m、海拔 6～8メートル所に約 2.7km の間を置いて立っている。したがって東海第二原発を襲う津波はもろに東海再処理施設も襲う。原子力規制委員会より、平成 30 年 6 月 13 日に、東海再処理施設の廃止措置計画の認可に関する審査書案が出された。その暫定津波評価（想定される最大の浸水）は 12.8m で、高レベル放射性廃液貯蔵施設（HAW）等の開口部には浸水防止扉を 14.4m に設置、電源の維持については可搬型発電機を 18メートル地点に配備している、という。一方、東海第二原発の基準津波は 17.1m として 20m の防潮堤を作る。さらに 24m の越流津波を想定している。もしこの基準津波が東海第二原発を襲へば、防潮堤を構築しない東海再処理工場の建屋、HAW 及び TVF 開発棟は倒壊の恐れが十分にある。倒壊を免れたとしても冷却機能喪失、水素掃気機能喪失を出来する。海拔 18m に配置されている可搬型も蒸気供給車、給水車、発電機車が有効に使用できるかどうかも疑問である。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二原発周辺には、使用済み核燃料、核廃棄物等を貯蔵する再処理工場等があるが、本年 7 月 13 日の院内集会で原子力規制委員会の方より、「東海第二原発の敷地以外は今回の審査の対象外」との説明があり、大災害に対する備えがないことが判明した。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 再処理工場に埋設された高レベル廃液タンクなど、周辺の危険物に対する津波対策はどうなっているのか。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東電福島第一原発事故の最も重要な教訓である複数基の同時被災・同時トラブル発生を考慮すべきであり、東海再処理工場やそこに設置された高レベル廃液タンクなどの津波対策を確認したい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発の再稼働にあたり、この核燃料再処理工場の存在をことさらに無視し、原発と同様な対策が必要にも関わらず、極めて安易な対策案しか講じていないことに瑕疵がある。原発と同様の防潮堤が必要であるが極めて簡易な対策しか講じていないことを審査していない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発の側には大型船が寄港する港が2つもあり、停泊中の大型船がいるときに津波がおきたら、この大型船が隣接する動燃の再処理施設に直撃する可能性もあります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本原子力研究開発機構の東海再処理施設は12mの防潮堤しかない。基準地震動は880ガルとまったく別世界的な認識基準の根拠は何か。東海再処理工場は地震や津波に耐えられるのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 低レベル放射性廃棄物埋設事業所の津波対策はまだ明らかでない。放射性廃棄物が流されるようなことはあってはならない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 液状化対策として防潮堤の通る位置を変更して低レベル放射性廃棄物埋設事業所を避けた位置に通した。これにより津波時に低レベル廃棄物が流出する危険性を増した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 防潮堤の設計変更により地下水が溜まって設備内に水が流入するなどのリスクがあり、低レベル放射性廃棄物埋設にも影響するであろう。</p> <p>➤ 発電所には防波堤つけても放射能廃棄物倉庫・処理場・核燃料製造所には津波対策がない。</p> <p><b>【審査基準・審査ガイド】</b></p> <p>➤ 国際原子力事象評価尺度の最高レベルである「7」と評価された福島第一原発事故をきちんと総括したか。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p><b>【審査基準・審査ガイド】</b></p> <p>➤ 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。</p> <p>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ており、最新の科学技術的知見を踏まえた合理的なものとなっています。</p> <p>原子力規制委員会では、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。</p> <p>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。</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 福島第一原発事故では、もともと想定外のことが起こってあれほどの大惨事（レベル7事故）となった。福島第一事故は、想定外のことが実際に起こり得ること、そして想定外のことが起これば、五重の壁で守られていたはずの原発が、最悪の事態を引き起こすということを実証してしまった。安全神話の崩壊である。想定外のことは起こり得るのに、原子力規制委員会のやっていることは、またぞろ、地震や津波のレベルを想定し直して、その対策をしているに過ぎない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 福島原発事故の1号機において、非常時の冷却システムであるICはスクラム後に自動起動して役目を果たした。しかし1時間冷却後、津波による非常用電源喪失が起きた時点で設定どおりに自動的に停止してしまった。このためにLOCAが起きてしまったといえる。LOCAが地震で起きたのではないかと事故後に皆が検証している間に、それ以前の運転設計が原因でLOCAが起きたことになる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 事故を起こした東京電力福島第1原発と同じ沸騰水型という発電方式で、同型の新基準適合は、認められるとすれば、東電柏崎刈羽6、7号機（新潟県）に続き2例目できわめて政治的な判断だと考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 事故の検証が行われていない。なぜ、事故は起きたのか。津波の前に既に全電源が喪失していた、とも伝えられている。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子力規制委員会は原子力発電所の再稼動を認める前に、福島第一原発の事故原因の調査と事故の収束に最優先で取り組むべきです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 適合基準について国会で審議されたことはなく、また、国の第三者機関で検討されたわけでもなく、さらに国際的機関で検討されたわけでもありません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ BWR 型原子炉の水位計測に標準約に使われている、差圧型水位計では、実際には水位が低下しているにも関わらず、水位を高く誤表示する事がある。福島第一原発 1 号機では、津波到来の遥か以前に炉水位が TAF (燃料棒の頭の高さ) を下回っていた事が、政府事故調の報告書から読み取れる。水位計側データで燃料域水位だけが急減少し、ダウンコマ水位には大きな変化が起きていない事から、この時点(1 回目の IC 起動からしばらく後)に TAF を割り込んだと見るべきであって、1 号機が、いち早く水素爆発を起こしたのは、津波到来の遥か以前に、ジルコニウム・水蒸気反応が生じていたからだと言う事となる。</p> <p>NRC が TMI 事故の真相に肉薄したのは事故の 10 年後、鈴木氏の対策案はその 20 年後。真相究明・対策には手間と時間がかかる。福島事故の真相は究明し尽くされていない。苦難の究明作業を継続すべきである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を注水により冷却することは大量の放射能汚染水の発生を意味する。福島第一原発では放射能汚染水の処理のめどがたっておらず、事故の収束には程遠い。原子</p>	<p>➤ 同上</p>



御意見の概要	考え方
<p>力規制委員会の審査は、福島での事態を打開する対策の確立を待って行われるべきである。</p>	
<p>➤ これからはいつも地震、津波、大雨、すべてを頭に入れて考えないといけないと思います。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第2発電所に限ったことではないが、原子力規制委員会は、福島第一事故の後、拙速に作った規制基準で審査している。そしてその基準に適合しているかどうかしか見ようとはしていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 福島原発事故は、人類と原発が共存できないことを明確にしたと考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ メルトダウンを起こした3機の原子炉は、どんな推移でメルトダウンに至ったか。これについては明確に捉えられていない。特に水位と圧力と温度のデータが正確に把握できなくなってから数時間でメルトダウンをした1号機については環境放射線の増加との関係が分かっていない。炉心が空炊きになった時刻すら未確定だ。これでは他の原発の安全対策を取ることはできない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 格納容器隔離弁が事故時にどのように作動するように設計されているか。福島事故で、1号機の非常用復水器の作動と隔離弁の設計について、政府事故調、国会事故調で議論があったか、フェールセーフ設計（電源喪失時にフェールクローズになっておりフェールセーフになっていなかった設計ミスと考えられている）についてきちんと分析し、二度と福島事故のような隔離機能と冷却</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>機能の設計上の問題が生じないようにしなければならないと考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島第一原発事故は収束しておらず、検証も終わっていない。福島第一と同型である東海第二原発を動かすべきではない。</li> <li>➤ 残余のリスクを評価していない。基準地震動の範囲内で評価するのは誤りだ。限界応力値を示せ。基準津波を超える津波を想定する。これが新規規制基準において取り入れられた超過津波だ。しかし基準地震動を超える地震を想定しない。残余のリスクについては新規規制基準では取り入れなければならない。</li> <li>➤ JEAC4111-2009 の元となっている ISO9001 は 2015 年に改訂されているが、JEAC4111-2009 を改訂しない理由は何か。</li> <li>➤ 「原発事故による放射線被曝・放射能汚染、それによつての生命および財産の損失を受けること」の国民的合意を得る事もなく決めた新規規制基準で判断することは認められない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 基準地震動を越えるような地震が発生する可能性は否定できませんが、基準地震動は想定外の事象を可能な限り少なくする手法で評価することを求めています。具体的には、地震動の評価に当たっては、不確かさの考慮を求めるとともに、震源を特定せず策定する地震動として、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震を評価することを求めています。その上で、基準地震動を越える地震による施設の大規模な損傷が発生した場合における重大事故の緩和などに対し、適切な措置を整備することを確認しています。</li> <li>➤ 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準において引用している民間規格は、JEAC4111-2009 に限りません。あくまで該当する審査基準を満たすものの一例として位置付けているものです。一般社団法人日本電気協会の規格である JEAC4111-2009 の改訂については、同法人において検討されるものと認識しています。</li> <li>➤ 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、規制基準を策定してお</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新基準の定め方にはもっと議論と検討が必要であったということを示し述べます。</li> <li>➤ 「津波ガイド」など「・・・ガイド」と貴職が称しているものが、原子力プラントシステムをより複雑化させる基本的欠陥を有している。原子力プラントシステムの単純化を指導すべきである。</li> <li>➤ 「格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。」とありますが、最も厳しいプラント損傷状態となる条件が最も早く事態が深刻な状況に陥る条件と一致するとは限らないのではないか。有効性評価ガイドの見直しを含めて再検討すべき。</li> </ul>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 津波ガイド等の原子力規制委員会のガイドは、審査官が、設置許可申請書（添付資料を含む）等に表示された評価の妥当性を新規規制基準に基づいて判断する際に参考とするため、評価の手順の一例として示したものです。ガイド等に表示した内容は安全を確保するために必要なものであり原子力プラントシステムをより複雑化させるとの御指摘はあたらないと考えます。 なお、新規規制基準に照らして十分な保安水準の確保に必要な技術的根拠があれば、ガイドに記載のない考え方も審査において確認することとしています。</li> <li>➤ 御指摘の「最も厳しいプラント損傷状態となる条件が最も早く事態が深刻な状況に陥る条件と一致するとは限らないのではないか。」という点は、既に審査において有効性評価ガイドを用いた評価事故シーケンス選定において考慮しています。具体的には、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等の考え方を採用しています。 今後、有効性評価ガイドの見直しについては、別途検討します。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 申請者が情報セキュリティマネジメントシステム (ISMS) に関する国際規格である、ISO/IEC 27001 の認証を受けることを適合条件にすべきであると考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 情報セキュリティマネジメントに関しては、核物質防護規定において、情報システムセキュリティ計画を策定すること、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ことを適合条件として要求しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二周辺には特に高レベル固体廃棄物や高レベル廃液、乾式キャスク等、非常に危険な莫大な量の使用済み核燃料が保管されています。規制委員会はこの使用済み核燃料のことには特に言及していませんが東海第二発電所と同等にこの使用済み核燃料の保管体制にも安全性の基準を設けて管理していくべきだと考えます。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘の東海第二発電所の周辺に存在する再処理施設等において貯蔵されている使用済み燃料等の管理に関する安全上の要求事項については、別途、原子炉等規制法に基づく基準等に定めています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ この地震火山列島では危険の大きすぎる原発を推進するのには無理があります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準では、地震、津波、火山、竜巻、降水といった発電所の安全機能に影響を及ぼすような自然条件について厳しく想定することを要求しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 地震の多い日本では、原子力発電所の設置は危険が大きすぎる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 耐震基準が甘い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本が地震、津波、を主にして自然災害が集中する国であり、原発の安全性を訴えても成り立たない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 集中豪雨の際、敷地内が水浸しになる恐れもある。このような場所に立地すべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 実際には活断層がない(調査出来ない)ところで地震が起こります。地球誕生以来の歴史を考えると、地震に対して安全な原発立地はないと考えるのが科学的ではないか。</li> <li>➤ 津波の危険が大きい場所に原子力発電所があることがあまりにリスクが高すぎます。</li> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 航空機が直接、建屋等へ落下する確率は小さいので無視することがどうして妥当なのか。防護設計の要否判断の基準 <math>10^{-7}</math> 回/炉・年が H14 年当時の基準で果たして現在も妥当なのか疑問が残る。</li> <li>➤ 「水平距離 6 m 以上の距離等による系統分離」では近すぎる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、地震や津波の想定を厳しくした上で、必要となる対策を強化しており、審査においては、その対策の妥当性を確認しています。</li> <li>➤ 使用済み燃料貯蔵施設のうち、貯蔵槽及びプール水補給設備（残留熱除去系）については耐震重要度分類上、S クラスとして分類しています。なお、御指摘の使用済み燃料貯蔵施設の冷却系については、使用済み燃料貯蔵槽で貯蔵する使用済み燃料が炉内の燃料と比較すると発熱量も小さいことから、冷却系（燃料プール冷却浄化系）の機能を喪失した場合においてもプール水補給設備により冷却機能を代替できるため、耐震重要度分類上はBクラスに分類しています。</li> <li>➤ 航空機落下についての評価は、その防護措置の要否判断の基準を落下確率が <math>10^{-7}</math> 回/炉・年を超えないこととしており、その落下確率は、現時点でも IAEA の安全指針 NS-G-3.1 等と同等の水準であることを確認しています。</li> <li>➤ 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離については、火災防護審査基準において①3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離、②水平距離 6m 以上の距離等による系統分離、③1 時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離をす</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「世界一安全な規制基準」など幻想です</li>   <li>➤ 世界一厳しい「新規制基準」期待していましたが、建前論だけですか？</li>   <li>➤ 福島第一原発の経験は耐震設計基準分類の不合理的を証明しているが、不合理的のままである。</li>   <li>➤ これまで原子炉で重大事故・仮想事故が起きた場合も影響範囲は概ね敷地内に収まるとの想定で 40 年間東海第二は稼働してきたが、福島第一原発事故でその前提が崩れると、今度は仮想事故は想定が甘すぎたと言ひ、さらに重大事故等の発生を考慮、「福島第一原発事故の際の放出放射エネルギーの概ね 100 分の 1」などと根拠不明の基準値を持ち出し、それを満たすかどうかと議論を始めている。</li> </ul>	<p>ることのいずれかを満たすことを要求しています。この要求は、米国の Regulatory Guide 1.189 の規定内容と同じであり、技術的に妥当なものと判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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、規制基準を策定しており、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。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、当委員会としても安全追求のために不断の努力をしていきます。</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ 同上</li>   <li>➤ 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。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放射性物質を一般環境に放出する格納容器圧力逃がし装置に違法性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規制基準においては、まず、第一に格納容器外部への放射性物質の放出を防止するために、炉心損傷防止対策を求めています。それでも仮に事象進展に伴い外部への放出に至る場合を想定し、「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。そのため、排気中に含まれる放射性物質を低減する格納容器圧力逃がし装置の設置を要求しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 5重の壁で放射能を封じ込めるといいながら、いざという時はベントで放射能を放出して格納容器の破損を防ぐという矛盾</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島原発事故の教訓として追加検討されているベント設備は原子炉の爆発的破壊を防止するものであって、放出された高濃度の放射性ガスが周辺地域に拡散し周辺住民および地域には甚大な放射能被害を及ぼします。つまり安全対策は地域住民の安全を保障するものではありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 蒸気爆発のリスクが避けられない溶融炉心の水冷却方式を排除して、「コアキャッチャー」方式を規制要件にするべきである</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新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。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本当に世界一のレベルなのか嘘なのか。ヨーロッパでは「コア・キャッチャー」が原発メルトダウン時の過酷事故用の装置として義務化されているがそれがない。ヨーロッパでは大型商用航空機衝突に耐え設計圧力を高めた二重構造の格納容器の設置を求め</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上          なお、御指摘の欧州各国電力会社のさらなる安全性に関する要求をまとめた European Utility Requirement (EUR) においては、新設の原子炉に対する設計として、メルトダウンに至る事象の始</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>ているが、それもない。ヨーロッパの原発設計基準にはメルトダウンに至る事象の始まりから12時間格納容器保護のために人的対応に依存してはならないとある。対策費用が莫大となるため日本の審査基準は意図的にそのような審査を外している。</p> <p>➤ 2月28日の記者会見で記者から「事故の検証の必要性」を問われて、更田委員長は、国会事故調が指摘した地震による配管破断については全く言及しなかった。これも「新規制基準」で逃げている重要な課題だからだ。イチエフ事故の検証をやり直して、「新規制基準」を作りなおしてから審査をやり直すべきだ。</p> <p>➤ 「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。</p>	<p>まりから12時間格納容器保護のために人的対応に依存してはならないなどの要求があること等も把握しています。しかし、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。</p> <p>➤ 新規制基準における配管設計については、設置許可基準規則第4条（地震による損傷の防止）において、設計基準対象施設に対して、地震力に十分に耐えることができるものでなければならないことを要求しています。</p> <p>なお、原子力規制委員会の福島第一原子力発電所事故分析検討会においてとりまとめた中間報告書(NREP-0001)においても「地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すプラントデータは見いだせない。」と事故分析の結果としてまとめられています。</p> <p>➤ 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を下回っていることを確認することを求めています。</p>



御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサブレーション・プールのスクラビング等による効果を考慮するとあるが、Cs-137 以外の核種についても検討が必要である。</li> <li>➤ P192 で、「申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがない」とあります。これは、申請者の解析条件等の設定の甘さを認めるもので、「概ね」といった、科学的でない表現でくられる適合審査は、適合とはいえないと考えます。</li> <li>➤ 原子力発電所の場合は、発電を止めれば収束に向かうのではなく、電気が止まってしまうと炉心が過熱したり、大爆発につながる。通常の災害と原子力発電所の災害の違いについての考察・検証が甘いのではないか。</li> <li>➤ 2011 年東日本大震災で被災した当該東海第二発電所基本設計における機器の「多重防護」が機能しなかったことを実証している。審査ではこの検証がなされた形跡は見られない。後段のシビアアクシデント対策をしたからよいというものではなく、基本設計における多重性が確保されているかの評価がされなければならない。また、安全設備（電源室や非常用ディーゼル）の一室集中や地下設置は、分散配置などの変更がなされないままの弥縫策に終止している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 有効性評価に際しては、評価の対象となる SA 事象が大きな不確実性を持つことを考慮した上で、一定の水準を満たすことを確認していることから、「概ね」という表現を用いています。</li> <li>➤ 全交流動力電源喪失時においても、蓄電池（非常用）は、原子炉を安全に停止し、停止後に冷却し、及び原子炉格納容器の健全性を確保するために必要な設備に 8 時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とする方針を確認しています。また、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備する方針であることを確認しています。</li> <li>➤ 東海第二発電所では、地震の影響による外部電源の喪失が発生しましたが、非常用ディーゼル発電機 3 台のうち 2 台により電源は確保され、高圧炉心スプレイ系をはじめとした冷却手段により、原子炉は冷温停止に移行したとの報告が平成 23 年に、日本原子力発電から旧原子力安全・保安院になされています。新規基準では、設計基準事故対処設備について、津波、内部溢水等による共通要因故障を防止することを求めており、審査においては、津波、内部溢水等により安全性が損なわれないよう対策を実施する方針であることを確認しています。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 沸騰型軽水炉は炉心安定性欠如、核暴走の危険。 圧力容器の下部に巨大配管のリスクがあり再循環ポンプも危険。</p> <p>➤ 格納容器破損防止対策において、老朽原発に特徴的な原子炉圧力容器の中性子線照射による脆化、脆性転移温度の上昇の影響がどのように考慮されているのか明確ではない。</p>	<p>これに加えて、重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が失われないように位置的分散等の適切な措置を講じる方針であることを確認しており、多重、多様な防護策がとられていることを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則では、炉心に関しては、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有することが求められています。また、配管の破断等により、一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できること等が求められています。これらの基準への適合性は今回の審査の対象ではありませんが、既許可において当該要求を満たした設計となっていることが確認されています。</p> <p>本審査においては、これらの設備が機能せず、重大事故等が発生した場合においても、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。</p> <p>➤ 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。</p> <p>御指摘の原子炉圧力容器の中性子線照射による影響については、工事計画及び運転期間延長に係る審査において、原子炉圧力容器に期待する機能や中性子照射量等を考慮した上で、原子炉圧力容器の健全性が維持されることを確認することとしています。</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委規制庁は、何年も何もしていない事故原因調査チームを動かすことの方をすべきである。</li>   <li>➤ 「大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難…」と書かれています。私もそう思います。現状を考えてみると、日本では、今の科学ではお手上げな自然災害が多発しています。現世界情勢の不安定さもあります。多大なリスクをリスクとして認識してらっしゃるのですから、ことが起きてからの対策では遅いとお考えになりませんか？</li>   <li>➤ テロ対策はただただ受け身であり、ほとんど対策なしに等しい。航空機等の落下はミサイルの落下とは比較にならず、ミサイル対策に効果ありとする根拠にはならない。また、原子炉建屋に直接でなくとも、周辺に落下した場合でも複雑な配管・ケーブルなどが損傷し、機能不全になるが、その対策はきわめて楽観的である。この程度で審査合格とするなど、甘すぎる。撤回して不合格とすべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会において原子力規制庁の調査結果をとりまとめ、平成26年10月8日の原子力規制委員会において、原子力規制委員会として、中間報告を決定しました。原子炉格納容器の損傷状況等については、放射線量が高いこと等により現地調査に着手できていないことから、中長期にわたる原子炉内の調査等も踏まえつつ、引き続き、技術的に解明すべき課題について検討していくこととしています。</li>   <li>➤ 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、基準に適合していることを確認しています。</li>   <li>➤ 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必要な対策を講じることになります。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 隣国による戦闘機・ミサイル弾道による直撃を受けた場合を想定してください。炉心は元より格納容器も破損して一気に放射性物質が首都圏にまで及びます。日本政府の機能不全を狙うなら、核弾頭より有効・安易です。この対応をどう審査したのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 爆発物搭載ドローンやミサイル攻撃に対処する審査基準はどうなっているのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原発へのテロ行為等も今後心配です。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 2017年に実施された柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉に関するパブリックコメントへの「御意見に対する考え方」では「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」とのみ回答されています。しかし、原子力施設の損壊による放射性物質の放出は、その要因にかかわらず国民生活に重大な影響を及ぼすことから、原子力施設の設置者の責任として、故意の破壊行為を含むあらゆる要因に対して損壊を防ぐことができる耐久性を確保すべきです。</p>	<p>➤ 同上          なお、新規制基準では、設計基準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おり、申請者が整備する対策が、基準に適合していることを確認しています。</p>
<p>➤ 故意の航空機衝突やミサイルに対処できない。故意の武力攻撃は弱点を狙って行われるもの空間に無防備に立ち並ぶ原子力施設群は、武力攻撃を試みるものにとって格好の標的となるであろう。          軍事施設ならぬ民生施設で防護能力が皆無に等しい原発と再処理施設は格好の標的である。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>重大事故等対処設備で対応が出来るかのような記述は荒唐無稽という外ないので削除すべきである。</p> <p>➤ 東海第二原子力発電所、1978・11月運転開始「震災で自動停止、津波で炉心冷却システムの一部が止まったが、残る系統で冷却を続け冷却停止に至った。」今後20年の間に何が起きるか分からない。そして、そうたびたびは奇跡は起らない。</p> <p>➤ バックアップがあるから大丈夫とか言いますがジャンボジェット機が御巢鷹山に墜落の原因のようにすべての油圧装置が一度にダメージを受けたようにやっぱり想定外のところに障害が起きてバックアップがあっても運転ができないということが起きる。自然火災でなくテロということなら弱点を突くわけなのでどんなことでも起こりえる。</p> <p>➤ 新規制基準の厳格な適用によっても、大きな自然災害に対し、絶対確実な抑制は望めません。原子力発電に関しては「想定外」はあってはならないことです。</p>	<p>➤ 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。</p> <p>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の体制及び手順書の整備等を要求しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 人が不確実性の塊であると同様に、自然も、自然災害も、装置の構造も、人の操作も完璧はあり得ない。私たちはフクシマを経験した。</p> <p>➤ 福島第一原発の現状のように地下水で施設が冠水し、いくらポンプアップしても汚染水が溢れるという事態もありうると思う。</p> <p><b>【審査及び意見募集の進め方】</b></p> <p>➤ パブリックコメント募集の結果を公表し、寄せられたパブリックコメントに、どのように応えているのかも公表してもらいたい。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>ヒューマンエラーについては、設置許可基準規則第十条（誤操作の防止）に基づき、運転員の人為ミスの防止について対策を求めている。また、当該規定に適合する設計を行う方針であることを確認しています。また、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。</p> <p>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。</p> <p>➤ 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、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する方針であることを確認しています。</p> <p><b>【審査及び意見募集の進め方】</b></p> <p>➤ いただいた御意見については、集約した上で、原子力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、結果を速やかに公示します。パブリックコメントから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くこととしています。</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ここ最近、パブコメでの結果を無視したかのような政策がとられることが多い様に感じています。パブコメをただのガス抜きではなく結果を反映する政治を行っていただきたいと強く要望いたします。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 技術的には、まだまだ不十分というコメントが規制委員会に寄せられている。それらに真摯に答えるべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 専門的、技術的意見に絞ったパブリックコメントしか扱わないことに抗議します。市民の声を大事にするならば避難計画や経理的基礎に関する声を拾い上げてこそ規制委員会ではないでしょうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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ものであることから、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、基準の変更等はなく、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。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会は、設置許可変更申請の適合審査における「経理的基礎」のパブコメを行っていない。その根拠は、平成 26 年 2 月 19 日第 43 回、平成 26 年 3 月 26 日第 47 回委員会だとしているが、ここでは新規制基準に基づく「科学的・技術的意見の募集」を前提としており、「経理的基礎」についての適合審査見直しもパブコメについても議論されていない。つまり「経理的基礎」の適合審査（案）について、パブコメを行わないことの根拠は不明である。「経理的基礎」は、「技術的能力」と同様に法令に基づき適合審査を規制委員会に義務付けている。何故、「技術的能力」同様に「経理的基礎」の適合審査（案）についてのパブコメを行わないのか、その理由と根拠は何か。また、設置許可変更申請の適合審査（案）は、福島事故を受けて再稼働の懸念など国民の関心事</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>項となっている。そのパブコメは、任意ではなく法令に基づくパブコメにするべきではないのか。</p> <p>➤ 現在の再稼働に向けた手続きの中で募集される国民の意見は、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「科学的・技術的意見」に限られており、現行制度における想定自体の是非や再稼働への社会的受容性などは対象とされていません。再稼働判断に向けたプロセスを見直し、多角的な観点で広く国民の意見を募って可否判断へと反映させるようにしてください。</p> <p>➤ 500 ページ近い専門用語だらけ、とっつきにくい文章の資料、読むだけでも骨が折れます。そして、科学的技術的なコメント、いろいろな要求が続きます。とても、市井の主婦でそれほど賢くない私には読むのも大変、意見を述べるのも立ち止まってしまう、結局は意見を述べたくても躊躇したまま終わってしまう、パブリックコメントの募集です。しかしながら、東海第2原発に何かあったら、一番の被害を受けるのは私たちでしょう。その私たちにもっと率直な意見を求めるのがパブリックコメントではないでしょうか。</p> <p>➤ 最近のパブコメ、審査書案のページを示すようにと書かれています。規制委員会は専門家なので、意見を見れば、どこについての意見かはすぐにわかると思います。パブコメを出させないための方策だと思います。今後はこのような規制をつけないでほしいと思います。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 審査書案のページ番号については、御意見の提出箇所が分かるように明記をお願いしているものです。ページ番号の記載がない場合も御意見として取り扱います。</p>



御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 運転延長認可の申請についての科学的・技術的意見の募集を行わないのであれば、本審査書の中で高経年設備についての審査基準を明確にして下さい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 運転期間延長については、基準への適合性として確認すべき事項を定めた実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準、必要な手続き等について定めた実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイドがあります。 また、高経年化技術評価については、同様に実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドがあります。 なお、本審査書（案）は、設置変更許可申請に対する審査書（案）であるため、上記の基準等については記載していません。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ パブリックコメントを設定するなら一般人の知りたいことをきちんと確認し、評価し、公表するべきで、文字面だけの許可に心から反対します。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ パブリックコメントの対象である審査書（案）、審査対象である申請書、関連する審査会合やヒアリングの資料はホームページ上で公開しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回のパブリックコメントは、冒頭に「審査書案に対し、科学的・技術的意見の募集を行う」として行われている。ところが審査書の前になる様々な技術文書において、大半の図面、解析結果、評価値、裕度は「白抜き黒枠」つまり隠ぺいされており公表されていない。これで技術的意見が書けるわけがない。パブリックコメントが形式的なものに過ぎず、科学的・技術的意見の募集などはじめから行う気が全くないことが明白である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査資料等における非公開情報は、行政機関の保有する情報の公開に関する法律（平成11年5月14日法律第42号）第5条各号の不開示情報に該当すると判断されるものです。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ パブコメで技術的意見を求めながらデータ等は非公開のデータメサ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 少なくともパブリックコメント募集の e-Gov サイトには、審査書案の根拠となる最終的に提出された資料&lt;本件では、「事業者と</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ パブリックコメントの募集に際しては、審査書（案）を e-Gov に掲載するとともに、審査の対象となる設置変更許可申請につい</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>のヒアリング概要・資料」掲載の本年6月27日「新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（東海第二（1085）」については、掲載場所に直接リンクを貼るなどして、探さずとも把握できるようにするよう強く求める。また、本件パブリックコメント募集についても、本年6月27日「新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（東海第二（1085）」のリンク先を明示して募集期間を延長して行うよう強く求める。さらに、「事業者とのヒアリング概要・資料」の掲載においては、資料の内容がわかるファイル名をつけて掲載するよう強く求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 役所として国民への説明責任を果たすという意味でも、公開資料は、誰が見ても根拠が辿れるように文書を整理し、タイトルも内容がわかるようにつけてほしい。</li> <li>➤ 一部の人が名前と文言を変えて意見を提出しているので、1人1通までなどの対策を実施してください。</li> <li>➤ 周辺の住民の声に耳と心を傾けてください。心情を置き去りにした科学の利用は化学兵器として武器に使う戦争と何ら変わらないこととなります。</li> <li>➤ 30Km 圏内に拘らず影響が及ぶと予想される全ての世帯に事前の同意として明確に各世帯への十分な広報に基づく理解を経ることこそ、再稼働の大前提である。</li> </ul>	<p>て、申請及び申請の補正を受けた際に、申請状況をご確認いただけるよう、実用発電用原子炉に係る審査状況を整理して原子力規制委員会 HP に公開しています。</p> <p>これに加え、関係する資料として、ヒアリング資料の掲載先を e-Gov に公開するなど、「原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針」に則り、適切な情報提供に努めています。</p> <p>国民の皆様からより科学的・技術的意見がいただけるよう、今後とも改善に取り組んでまいります。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 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）に対する科学的・技術的意見については広く募集することとしています。</li> <li>➤ 審査結果に関する説明については、立地自治体等からの具体的な要望を踏まえて、対応を検討してまいります。</li> <li>➤ 同上 なお、説明は基準適合性に対する審査結果についてであり、原子力規制委員会は再稼働の是非について説明する立場にありません。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 東海第二が事故を起こせば、福島第一原発事故のように風下方向に放射性物質を拡散させることとなる。離れていても影響を被る可能性は極めて高いので、風下地域 5000 万人が住む地域の住民にも再稼働の是非を問うべきである。</p> <p>➤ 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」については、大量の非公開資料で非公開で審査しているようだが、山中教授以外の委員は具体的内容を知っているのか。知らなかった場合、山中教授以外の 4 人の委員は、どういう論理で OK としたのか考え方を説明して下さい。特定重大事故等対処設備の審査では、非公開の原子力規制委員会において、審査書を審議したのちに公開の原子力規制委員会で審査書を公開している。「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への対応」を同じ扱いにしていない理由を 5 人の委員は説明してください。</p> <p><b>【原子力規制委員会の体制、方針】</b></p> <p>➤ 問題と思うのは規制委員会の態度で、当初議題にあがった時は相当の懸念を示していたが、段々と軟化して合格とした。柏崎刈羽原発の際の東京電力に対する態度と全く同じと思える。まるで再稼働に向けての努力姿勢を加味した温情措置に見える。</p> <p>➤ 東海第二原発は、今年 11 月 28 日で運転期限が切れます。本審査書案は、同日までに運転延長を認められたいという「日本原子力発電」の「経営事情」に配慮したものであり、新規制基準の厳格</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 原子力規制委員会の委員長及び委員は、非公開情報を含め審査の内容を把握した上で原子力規制委員会として議論を行い、合議体として最終的な意志決定をしています。</p> <p>また、原子力規制委員会における審議、決定は公開の会合で行うことを原則としていますが、セキュリティ等の観点から非公開にする必要があるものは、非公開の会合を行うこととしています。特定重大事故等対処施設の審査書（案）は、セキュリティの観点から非公開の内容も含むため、非公開の会合で審査書（案）の審議を行った上で、平和利用の審査結果等を含め、公開の会合で決定を行うこととしています。</p> <p><b>【原子力規制委員会の体制、方針】</b></p> <p>➤ 原子力規制委員会は、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厳格に審査を進めてきており、その結果として、新規制基準に適合しているものと認められることから、今回の審査書（案）を取りまとめたものです。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>な適用によって過酷事故のリスクを最小限にするという、原子力規制委員会の任務を逸脱したものです。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 総理大臣に「世界一の安全基準」などと全く根拠のないことを言わせたままている。規制委員会がすべきことは、安全を守ること、特に巨大な事故を間違いなく起きないようにすること。表面を取り繕うことではない。審査の在り方の基本が間違っている。</li> <li>➤ 規制委員会ホームページ上の、この新規制基準は原子力施設の設置や運転等の可否を判断するためのものです。しかし、これを満たすことによって絶対的な安全性が確保できるわけではありません。原子力の安全には終わりはなく、常により高いレベルのものを目指し続けていく必要があります。の記述は、規制委員会だからこそ書いたことなのかと思いますが、このように書いておきながら運転等の可否を規制委員会が判断し、再稼働を推進しているこのやり方は絶対に認められません。</li> <li>➤ 専門的知識のない委員の判断による許可は認められない。</li> <li>➤ 原子力規制委員会はその独立性が全くなく、職務が全く機能していない。そんな人間たちの手にこんな危険なものを任せるわけにはいかない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 委員長及び委員については、原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者として、両議院の同意を得て内閣総理大臣により任命されています。</li> <li>➤ 原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて設置された組織であり、いわゆる三条委員会として設置された独立性の高い組織となっています。また、委員長及び委員については、原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者として、両議院の同意を得て内閣総理大臣により任命されてます。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委の委員長が代わって更田氏となり田中氏と違い物事を鋭く判断できる公平さをお持ちと期待をしましたが両氏とも考えてみれば原発ムラ出身で最終的にはその利益を死守する運命を担っている人材と解釈でき規制委の下す数々の判定に疑問が噴き上がっているにもかかわらず今回の東海第二原発やその他の原発を合格させてきた。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 独立性のない規制委員会に職務の遂行は不可能です。これは素人が考えても分かることです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会はどこを向いて仕事をしているのですか。一内閣の方だけを向いて仕事をしているとしか思えません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重大事故の影響について真剣に想定して審査が行われたのか甚だ疑問である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回の審査は、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について審査しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査に合格させ、再稼働させて事故がおきた時、原子力規制委員会は責任をとるのでしょうか。「事故責任は事業者にある」との見解をもっているとしたら、あまりにも無責任です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「安全確保の一義的責任は事業者が負う」というのが世界共通の考え方となっています。原子力規制委員会は、事業者から提出があった設置変更許可申請について、新規制基準への適合性を厳格に審査しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ もしもの時は誰が責任とるのか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<p><b>【運転期間延長】</b></p>	<p><b>【運転期間延長】</b></p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 老朽炉である東海第二原発を動かすべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉等規制法では、発電用原子炉を運転することができる期間は運転開始後40年と定められており、40年を超えて運転しようとする場合には、新規制基準による設置許可、工事計画の認可等に加えて、運転期間延長に係る認可を受ける必要があります。なお、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、現在、審査中です。運転期間延長に係る審査においては、設備の劣化の状況に関する特別点検の結果を確認するとともに、延長しようとする期間の運転に伴う原子炉その他の設備の劣化を考慮しても、十分な安全性が維持されることを確認します。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 運転期間延長の審査は始まっていて、原子炉の特別点検や劣化評価などが行われていますが、既にさまざまな問題点が浮かび上がっています。このような状況で、再稼働の手続きを進めるわけにはいきません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二は40年に達する老朽原発であり再稼働すべきではありません。放射線による金属の劣化をはじめ様々な不安があります。20年延長はあくまで例外措置であり安易に適用するのは間違っています。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委での審議では、古い材料、設計構造の使用延長を看過したとも言えよう。まるで最新の原発を審議しているかの如きである。古い部品や設計構造の全面的見直しを求めるべく、審議を最初からやり直すべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 間もなく 40 年超となる老朽原発に対する原電の対応が極めて不十分。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 点検の目が届かない箇所は存在するので 40 年以上経過している原発は運転延長を認可するべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 耐用年数を超えて再稼働する無責任。すべての構造物、装置には耐用年数がある。経年劣化はもちろん稼働することによる劣化は考えるまでもない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年が経過しようとしています。老朽原発は、長年放射線を浴びて金属がもろくなります。炉心シュラウドや圧力容器のひび割れや脆性破壊の恐れがあります。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発は 2018 年 11 月 28 日で運転開始から 40 年を迎えます。原電によれば東海第二原発の炉心に生じた中性子を浴びたため生じたひび割れ箇所は 4.6 年間隔で目視点検するので見落としは無いとしています。また、中性子脆化の状況を把握するための試験材料は運転開始時に 5 個入れあと 1 個残すだけです。東海第二原発は 40 年前の古い設計で、しかも 40 年運転対応でしか考えられていなかったとみるべきです。驚くべきことで、大変危険です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 40年の経年劣化に科学的メスを入れたか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原電が運転延長のために提出した「(東海第二)劣化状況評価書」のなかの「ケーブルの技術評価」において「シースの硬化は高経</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断」という記述がある。これは大きな誤りである。もともと傷があるシースの効果が進めば、亀裂は進展し、大きな揺れなどが加われば容易に割けてしまう。また、機械強度の低下だけでなくシースの劣化は絶縁性能の低下をも招く。</p>	
<p>➤ 東海第二原発の炉心シュラウドにしきい照射量を超える箇所がありました。そこで、初期欠陥を想定してひび割れの評価が行われていますが、最短で5.2か月でひび割れが基準値を超えとの結論でした。シュラウドの点検周期は10年ですが、原電は中性子照射量が多い部分は約4.6年間隔で目視点検を実施するから問題はないとしています。目視点検というのはビデオカメラによる映像の確認ですが、ひび割れを見落とすこともあり、またカメラが入れない箇所もあります。このような状況で再稼働は認められません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 炉心構造物の中性子脆性劣化の危険について、判断が甘い。シャルピー試験も甘い。目視点検でよしとするのは誤った判断である。目で確認できないところも多いではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子炉圧力容器は長い年月中性子線に曝されると照射脆化していく。震度7クラスの地震が起きた場合、40年を経た東海第2原子力発電所の原子炉の炉心に亀裂が入り破損、温水が漏出する代わりに冷水が送り込まれたとすると、加速度的に脆性破壊が起きて炉心がバラバラになり、爆発事故につながると考えられる。</p>	<p>➤ 同上</p>



御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 中性子照射による照射脆化、あるいはECCS緊急炉心冷却装置の作動に伴う熱応力なども考えなければならない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 圧力容器の内部に人が入ってクラックがあるかどうか調査していません。20年さらに延長する工事の内容は劣化した周辺機器の交換や最新化であって原子炉のような基本部品はそのままであるため本質危険はなんら改善しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原電が運転開始時に入れた5つの試験片はあとひとつしか残っていません。40年で終わる計画での材料試験片による試験をしてきた実績に基づく予測式であると思いますが、材質のバラツキと中性子照射のバラツキも考慮すると、この予測式が将来にわたって信頼できるかどうかは疑問です</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器の脆性破壊に関して、試験片はあと一つしか残っていないが、運転延長を行った場合の脆化状況の把握の計画は出来ているのか。どうやって把握していくのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉圧力容器は、熱疲労・中性子脆化など様々な応力による劣化や、シュラウドなどステンレスは応力腐食割れが懸念されます。数少ないテストピースで、粒界腐食割れ試験や応力歪試験、脆性破壊試験等の実施が完全になされ、検証が行われていて、それが公表されていますか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、原子炉圧力容器の中性子照射脆化等を含め、現在、審査中です。審査においては、評価にあたって事業者が実施した試験等についても確認をしているところです。審査資料等については、ホームページで公開しています。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回の東海第二原発の稼働40年を超す安全審査には、日本電気協会の規定に定められた脆化予測式の「2013年追加版」の改定された規定を使ったか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書案は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認した結果を記したものであり、運転期間延長に係るものではありません。</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 東海第二は老朽原発であり、事故の起きる危険性が高い。</p> <p>➤ 40 年を基準に作られた発電所そのものが重大事故に耐えうるのでしょうか？</p>	<p>東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、現在、審査中です。</p> <p>なお、現在提出されている東海第二発電所の運転期間延長に係る申請書において、監視試験について、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007」（2013 年追補版を含む。）を使用したとしています。</p> <p>➤ 高経年化対策については、設置変更許可とは別に、原子炉等規制法に基づき、運転開始後 30 年を経過する原子炉施設について、10 年ごとに、機器等の劣化評価及びそれを踏まえた長期保守管理方針を含めた保安規定の変更を行うとともに、変更後の保安規定の遵守を義務付けています。</p> <p>また、原子炉等規制法では、発電用原子炉を運転することができる期間は運転開始後 40 年と定められており、40 年を超えて運転しようとする場合には、新規制基準による設置許可、工事計画の認可等に加えて、運転期間延長に係る認可を受ける必要があります。</p> <p>なお、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、現在、審査中です。</p> <p>運転期間延長に係る審査においては、設備の劣化の状況に関する特別点検の結果を確認するとともに、延長しようとする期間の運転に伴う原子炉その他の設備の劣化を考慮しても、十分な安全性が維持されることを確認します。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 間もなく 40 年超となる老朽原発に対する原電の対応が極めて不十分</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発は、40 年の寿命を迎えるため、運転期間延長認可とその前提条件となる工事計画認可を取得しなければなりません。その認可も下りていない中で再稼働を認めるわけにはいきません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 御指摘のとおり、原子炉等規制法では、発電用原子炉を運転することができる期間は運転開始後 40 年と定められており、40 年を超えて運転しようとする場合には、新規制基準による設置許可、工事計画の認可等に加えて、運転期間延長に係る認可を受ける必要があります。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原発は 40 年たったら廃炉にしなければならないはずですが、それを無理やり基準を変えてまで 20 年延長などされるようなことが絶対あってはならないはずですが。これまでの規則にのっとって、廃炉にするべきです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉等規制法は、発電用原子炉を運転することができる期間を運転開始から 40 年としています。その満了までに認可を受けた場合には、1 回に限り 20 年を上限に延長することが可能としています。 なお、東海第二発電所については、運転期間延長に係る申請がなされており、現在、審査中です。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力規制委員会は、危険な東海第二原発の再稼働につながる稼働延長審査で許可を与えてはいけません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本審査書案に原発の高経年化対策に関する記述がありません。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認した結果を記したものであることから、御指摘の高経年化対策については記載していません。 なお、高経年化対策については、設置変更許可とは別に、原子炉等規制法に基づき、運転開始後 30 年を経過する原子炉施設について、10 年ごとに機器等の劣化評価を実施すること、それを踏まえた長期保守管理方針を含む保安規定変更を行うこと、変更後</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 本審査書案では、本原子炉が数か月後に 40 年の技術的寿命に達することが言及も検討もされておらず、審査が実際に原子炉を運転することを想定して行われたのか、その真剣さに疑問を感じざるを得ない。</li> <li>➤ 本審査書に経年劣化の項目が審査されるべきである。20 年運転期間の延長申請の審査書についての、パブリックコメント意見募集は無いと聞いている。</li> <li>➤ 原則 40 年間の運転期間が本年 11 月と目前に迫っており、このような直前期に技術審査を実施し、かつ審査合格として 40 年ルールをなし崩しにすることは、他の老朽化した原子力発電所を延命させることにつながり、事故の可能性を増大させる。</li> <li>➤ 40 年で運転終了という原則はどこに行ってしまったのでしょうか。今回の審査はスケジュール優先で審査を端折ったようにも見えます。</li> <li>➤ 原子力規制委員会が 40 年の寿命の来た原発をさらに 20 年延長させようと、期限内に審査を終了するために拙速と思える審査</li> </ul>	<p>の保安規定を遵守することを義務付けています。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 本意見募集は、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。工事計画認可の申請及び運転期間延長に係る申請については、設置変更許可で審査した基本設計を前提に、審査基準に基づき、個々の設備の詳細な設計や高経年評価等の事実確認を行うものであることから、科学的・技術的意見の募集は行わないこととしています。</li> <li>➤ 原子力規制委員会は、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厳格に審査を進めてきたところ、新規基準に適合しているものと認められることから、今回の審査書の案を取りまとめたものです。 なお、運転期間延長に係る申請については、現在、審査中です。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>を行なったとしたら重大問題である。</p> <p>➤ 原子炉を40年を超えてまで稼働させようとしているのは地球規模で東海第二原発のみです。</p> <p><b>【経理的基礎】</b></p> <p>➤ 所有する4つの原発がすべて動いておらず、東電、関電などの「電気料金」でかろうじて破たんを免れている日本原電は1,760億円もの安全対策費を銀行から借りることができませんでした。この時点で、「経理的基礎はない」とみるべき。東京電力と東北電力が経済的支援の「意向」を表明する文書を提出しましたが多くの前提つきのものでした。</p>	<p>➤ 原子炉等規制法は、発電用原子炉を運転することができる期間を運転開始後40年と定めており、40年を超えて運転しようとする場合には、新規制基準による設置許可、工事計画の認可等に加えて、運転期間延長に係る認可を受ける必要があります。運転期間延長に係る審査においては、設備の劣化の状況に関する特別点検の結果を確認するとともに、延長しようとする期間の運転に伴う原子炉その他の設備の劣化を考慮しても、十分な安全性が維持されることを確認します。</p> <p>なお、国外では、既に40年を超えて運転している原子力発電所があり、国内では、高浜1号炉及び2号炉並びに美浜3号炉の運転期間延長が認可されています。</p> <p><b>【経理的基礎】</b></p> <p>➤ 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30年7月4日の第18回原子力規制委員会の資料1-1「日本原子力発電株式会社東海第二発電所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。</p> <p>原子炉の設置又は変更の許可の要件として、経理的基礎があることを求める趣旨は、申請者の総合的経理能力及び原子炉の設置又は変更のための工事に係る資金計画を審査することとしたものであり、具体的には、工事に要する資金の見積りやの合理性や、資金調達能力・計画の合理性について、その根拠や申請者の過去</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 日本原電の経営は破綻している。銀行から長期借入もできない上、東京電力からの支援で日本原電の「経理的基礎」を確認できるはずがありません。</p> <p>➤ 日本原電は東海第二原発の再稼働に必要な1,760億円もの安全対策費を銀行から借りることができず、東京電力と東北電力に経済的支援を求めている。</p>	<p>の実績等を踏まえて総合的に判断することとなります。</p> <p>本件申請において申請者は、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及び借入金により調達する計画としており、審査において、工事に要する資金の額、事業者の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、変更に係る工事に必要な資金の見積もりが適切であり、工事に要する資金の調達が可能であると判断しました。</p> <p>審査の過程において、当委員会は、過去の借入れにおいては、取引銀行から受電電力会社による債務保証が融資条件とされていたことから、申請者に対して借入れによる調達の見込みが確認できる書面を示すよう求めました。これに対し申請者は、東海第二発電所の受電電力会社である東北電力株式会社及び東京電力ホールディングス株式会社が資金支援を行う意向を表明した書面を提出しました。これにより、本件申請に係る工事に要する資金のうち、借入金による調達の見込みがあることを確認しました。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東電や他電力などからの支援がなければ成り立たないのであれば再稼働は直ちに断念すべきではないか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 政府の資金が投入されている東京電力から資金調達をするのは道理がない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制基準に対応するためかかる1,740億円という膨大な金額をどこから捻出するのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 一旦事故を起こせば非常に困難な事態を招く原発を運転する会社が、経営異常では健全運転への信頼が根底から成立しない。日本原電に経理的基礎はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発の安全対策費1740億円について、東海第二原発が20年運転延長されても、返済しきれないことは明らかだ。日本原電に経理的基礎はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 日本原電への東電からの資金支援について東京電力ホールディングスは、文書により資金支援する方向性は明らかにした。そして2018年5月30日の第12回原子力規制委員会で小早川社長は、確実に受電出来る事が分かった時点で最終決定すると明言している。従って現時点で資金支援が決まっているわけではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 1ページの1に「経理的基礎に係る規定に関する審査結果は別途取りまとめる」とありますが「経理的基礎に係る規定に関する審査結果」がまず先に出されるべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>調査の不備、不足は、申請者の資金不足の影響によるところではないのか。</p>	
<p>➤ 「経理的基礎に係る規定に関する規定に関する審査結果は、別途取りまとめる」としても、東海第二原発稼働に関するパブコメとしては、技術的部分と経理的部分とは一体として扱うべき。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 審査を「技術的能力にかかわる部分に限る」としたことの理由を問う。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 経済的裏付け・・・別途検討し取りまとめる。としているが、本書の最終結果に反映されるべきである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原発の経理的基礎は、安全対策工事費が確保されればよいというものではない。再稼働後の経営基盤に焦点を当てて審査すべきである。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子力事業者の財務内容と十数年の事業計画を審査しなければ、「経理的基礎」があるか否かの判定はできない。一時的な工事資金があるからと言って「経理的基礎」があると言えない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 防潮堤の計画にコストの検討がなく、審査書ではそういった検討がない。防潮堤だけでなく他の安全施設・手法についても同様である。それぞれ「設計する」「整備する」となっているが、設置するための費用はどうなっているのか。コストを考慮した検討をする必要がある。</p>	<p>➤ 同上</p>



御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 3. 1 1以降、保有する4基のうち2基は廃炉作業中で、残る東海第二と敦賀2号機も稼働停止。収益の大半を賄う「販売電力料」は、東電など大手電力5社が支払う維持・管理費など基本料金のみ。それだからこそ、工事計画認可においても、規制委が和智常務を前にして、マネジメントや工程管理ができていない、担当者間の情報共有不足、水平展開できない、報連相（報告、連絡、相談）ができていない、危機的な状況、非常に危惧、などと責められ、経営のリーダーシップの欠如を指摘したのだ。</li> <li>➤ 安全審査で想定されている最大の過酷事故が起き、東海第2原発が廃炉になり、放射能が拡散し、賠償など多額の費用が請求されても、大丈夫な「経理的」基礎がなければ、運転を認めるべきではありません。</li> <li>➤ 経済的能力も必要です。東海第二は、東京電力からの融資がないと、再稼働出来ない経済状態です。更に東海第二が、事故を起こした場合は、被害者に対して、経済的補償が出来る保証はありません。そして、事故の収束に関わる費用は、何処が出すのでしょうか。</li> <li>➤ 借入金による調達「確実」ではなく「見込みがある」という程度の判断で経理的基礎があると確認することはできないと考える。さらに、2社からの資金支援意向表明書面は、規制委員会が「確認した」と判断するに値する何らかの拘束力があるのか、あるとすれば法的根拠を示すべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上            なお、御意見の規制委員の指摘については、工事計画認可に係る審査会合において日本原子力発電（株）の計画している資料の提出時期及び説明工程が度々見直されることから、日本原子力発電（株）の体制等について懸念を伝えたものです。</li> <li>➤ 同上            なお、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。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 原子炉の設置又は変更の許可の要件として、経理的基礎があることを求める趣旨は、申請者の総合的経理能力及び原子炉の設置又は変更のための工事に係る資金計画を審査することとしたものであり、具体的には、工事に要する資金の見積もりの合理性や、資金調達能力・計画の合理性について、その根拠や申請者の過去の実績等を踏まえて総合的に判断することとなります。本件申請において申請者は、重大事故等対処設備他設置工事に要</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 日本原電に求めている、「経理的基礎」の定義が不明確。東京電力・東北電力が支援を約束すれば、それでいいというような規制委員会の審査は、形式的すぎる。</p> <p>➤ 設置許可基準の法の不備ないしは細部の基準がないとの理由で、経理的基礎に係わる審査を「工事に要する資金の調達」だけに限定していることは恣意的で、法の趣旨に反する。法は恣意的な解釈による行政審査を容認しない。当該発電所の受電電力会社が資金支援を行う「意向があること」をもって「借入金による調達の見込みがあることが確認できた」とし、もって申請者自身に「経理的基礎があると認められた」とするのは論理飛躍（錯誤）である。審査の過程で規制委員長は「申請者以外のところを巻き込んで経</p>	<p>する資金を自己資金及び借入金により調達する計画としており、審査において、工事に要する資金の額、事業者の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、変更に係る工事に必要な資金の見積もりが適切であり、工事に要する資金の調達が可能であると判断しました。</p> <p>➤ 原子炉の設置又は変更の許可の要件として、経理的基礎があることを求める趣旨は、申請者の総合的経理能力及び原子炉の設置又は変更のための工事に係る資金計画を審査することとしたものであり、具体的には、工事に要する資金の見積もりの合理性や、資金調達能力・計画の合理性について、その根拠や申請者の過去の実績等を踏まえて総合的に判断することとなります。本件申請において申請者は、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及び借入金により調達する計画としており、審査において、工事に要する資金の額、事業者の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、変更に係る工事に必要な資金の見積もりが適切であり、工事に要する資金の調達が可能であると判断しました。</p> <p>➤ 原子炉の設置又は変更の許可の要件として、経理的基礎があることを求める趣旨は、申請者の総合的経理能力及び原子炉の設置又は変更のための工事に係る資金計画を審査することとしたものであり、具体的には、工事に要する資金の見積もりの合理性や、資金調達能力・計画の合理性について、その根拠や申請者の過去の実績等を踏まえて総合的に判断することとなります。本件申請において申請者は、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及び借入金により調達する計画としており、</p>

御意見の概要	考え方
<p>理的基礎の審査を行うというのは設置（変更）許可という仕組みでは困難である」（平成 29 年 11 月 22 日記者会見）と発言しているが、法が「その者に経理的基礎があること」となっている以上、「設置する者」以外の要件をもって「その者に経理的基礎がある」とするのは法的に無理がある。</p> <p>➤ 経理的基礎の根拠は薄弱。必要資金の総額が不明確。原電の純利益は 3・11 以前であっても極めて低い水準で推移している。規制委員会が東電・東北電力の資金支援表明の書面のみをもって経理的基礎があると判断することは手抜き審査と言える。市中銀行が融資に応じない計画に経理的基礎はない。</p> <p>➤ 防潮堤にしても、莫大な予算が必要です。そして、予算を大幅に上回るはずです。</p>	<p>審査において、工事に要する資金の額、事業者の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、変更に係る工事に必要な資金の見積もりが適切であり、工事に要する資金の調達が可能であると判断しました。</p> <p>➤ 本件申請において申請者は、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及び借入金により調達する計画としており、審査において、工事に要する資金の額、事業者の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、変更に係る工事に必要な資金の見積もりが適切であり、工事に要する資金の調達が可能であると判断しました。</p> <p>審査の過程において、当委員会は、過去の借入れにおいては、取引銀行から受電電力会社による債務保証が融資条件とされていたことから、申請者に対して借入れによる調達の見込みが確認できる書面を示すよう求めました。これに対し申請者は、東海第二発電所の受電電力会社である東北電力株式会社及び東京電力ホールディングス株式会社が資金支援を行う意向を表明した書面を提出しました。これにより、本件申請に係る工事に要する資金のうち、借入金による調達の見込みがあることを確認しました。</p> <p>➤ 本件申請において申請者は、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及び借入金により調達する計画としており、審査において、工事に要する資金の額、事業者の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、変更に係る工事に必要な資金の見積もりが適切であり、工事に要する資金の調達が可能であると判断しました。</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 規制委員会には、会計・経営等に関する専門委員はいない。法令で規程されている「経理的基礎」の適合審査をするには、会計・経営等に関する専門委員を加えて審査するべきではないのか。</p> <p>➤ 東電の原電への「資金支援」とは、具体的にどのような資金支援なのか。原電の工事に要する資金のうち、東北電力の債務保証による借入の他にどこから借入することを確認したのか。また、地元自治体の反対する原電の再稼働は、いつ発電供給できるのか不確定である。電力会社との電力売買契約が適正な契約になった時、原電の経理的基礎の崩壊は明らかである。原電のこれらの不確実性をどう評価したのか。何故、規制委員会は、前例のない経産大臣見解を要請したのか。金融機関は、東電には「債務保証」できるだけの「経理的基礎」はないと評価しており、東電の「資金支援」は、可能であるとの経産大臣の保証を得るための異例の要請になったのではないか。「経理的基礎」のない東電の「資金支援」を受けなければならない原電に「経理的基礎」はないのではないか。</p> <p>➤ 東京電力はまた経済状況がもっと悪く、株の半分以上を国が保有している企業であり、たとえ支援の意志があっても、それにどこまで意味があるのかわからないからこそ、経済産業大臣に意見を求めて、東京電力の経営について、確認をとったのだと思います。</p>	<p>➤ 原子炉等規制法に基づく設置変更許可の審査における経理的基礎の審査は、同法の目的を達成するために必要な範囲内において、変更申請に係る工事に要する資金の見積もりの合理性や、資金調達能力・計画の合理性について、その根拠や申請者の過去の実績等を踏まえて総合的に行うものであり、原子力の安全規制を担う原子力規制委員会の権限と能力の範囲内において行えるものです。</p> <p>➤ 本件審査の過程において、原子力規制委員会は、申請者が過去の資金調達の際に取引銀行から受電電力会社による債務保証を融資条件とされているなど、本件申請における資金調達の見通しが明らかでなかったことから、申請者に対し、資金調達の見込みが確認できる書面を示すよう求めました。これに対し、申請者は、東京電力ホールディングス株式会社が申請者に対して資金支援を行う意向があることを示す書面を当委員会に提出しました。このため、経済産業大臣に対する意見の聴取において、東京電力ホールディングス株式会社が申請者に対し資金支援を行うことについて、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の見解を求めました。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p><b>【東京電力】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事業者である日本原電は半ば破綻しており、東海第2原発の再稼働に必要な資金も税金によって破綻を免れている東電の資金をあてにする始末です。そうすると、無理をしても再稼働を急がなければならない、それが事故の可能性を高めないではおかないでしょう。</li> <li>➤ 経理的に成立していない東海原発の安全性が確保されるとは思えません。</li> <li>➤ 日本原電の資金不足について、東京電力が支援の意向を表明していますが、福島第1原発事故の当事者であり廃炉作業を優先すべきで支援する立場にない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回の審査は、設置変更許可申請に対するものであり、引き続き、機器等の詳細設計に関する工事計画、保安規定変更の認可を受ける必要があります。これらの認可を経て使用前検査に合格しなければ、原子炉を運転することはできません。</li> <li>➤ 同上 日本原電の本件申請に係る経理的基礎については、工事に要する資金の調達が可能と判断しています。</li> <li>➤ 東京電力については、柏崎刈羽原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可（6号及び7号原子炉施設の変更）に関する意見の聴取に際し、経済産業大臣は、「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立場として、東京電力が原子力規制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を遵守するよう、同社を適切に監督・指導する」ことをその回答の中で述べています。 また、東京電力は日本原電の東海第二発電所の新規制基準対応工事に要する資金について、資金支援を行う意向があることを書面で表明するとともに、平成30年5月30日の当委員会の臨時会議において、かかる資金支援は同社の福島第一原子力発電所の廃炉作業及び柏崎刈羽原子力発電所の安全対策に齟齬を来すことはないと説明しました。 このため、原子力規制委員会としては、東京電力ホールディングス株式会社が日本原子力発電株式会社に資金支援を行うことに</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 経済的支援をするとされている東京電力自身が、福島第一原発事故に対して無限責任を負っていて、政府が廃炉・賠償費用に公的資金などを注入できる仕組みを作りかろうじて破たんを免れているのが現状です。東京電力にも日本原電を経済的支援する経理的な基礎がありません。</p> <p>➤ 東電は、原電の支援より1Fの後処理をすべき。</p> <p>➤ 7月4日の第18回定例会議で「議題2 東京電力ホールディングス株式会社による日本原子力発電株式会社に対する資金支援について(案)」が議論された。経産省からの回答を得る前に「議題1 日本原子力発電株式会社東海第二発電所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)」を確認したことは手順前後でおかしい。</p> <p><b>【立地評価】</b></p> <p>➤ 福島事故の放射線災害の規模を検証して、新たな原発立地審査指針を作成し直し、そもそもそこに原発があつてよいかどうか、現存する全原発について、審査をやり直すべきです。</p>	<p>ついて、経済産業大臣が上記回答のとおり東京電力ホールディングス株式会社を監督・指導する上で支障とならないか、見解を求めました。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 御指摘の議題2は、東京電力ホールディングス株式会社による福島第一原子力発電所の廃炉作業や柏崎刈羽原子力発電所の安全対策に関心を持つ規制当局として、本件申請に係る審査の手順とは別に、同社が申請者に対して行う支援によりこれら作業及び対策に支障を生じないことを確認したものです。</p> <p><b>【立地評価】</b></p> <p>➤ 放射線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であり、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</p>

御意見の概要	考え方
	<p>る放射性物質の放出を制限するため、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しています。</p>
<p>➤ 原子力発電施設が、住宅密集地に存在することがそもそも無理なことではないのか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 即ち「立地審査指針」（原子力委員会、1964年）には「最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。」とあり、これが原発の容認基準の根本理念であるが、この立地指針は抹殺されている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 格納容器圧力逃し装置が設定されるということは、一見よさそうに思われるがそうなのでしょうか。フィルターを通すといえども気体と化した放射性物質が、人々の住んでる町に漂い続けることになるのです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 格納容器ベントはドライであろうとウエットであろうと実施そのものが約束違反だ。ベント装置を設置するのなら、立地審査からやり直さなければならない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「格納容器圧力逃し装置および耐圧強化ベント系」に付属すると思われるフィルタ装置の放射性物質除去性能についての規制委員会による審査基準が欠如している。また、格納容器圧力逃し装置および耐圧強化ベント系の排出出口における放射線量につい</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>での基準が欠如している。排出線量の基準を設定できないのであれば、住民の安心は得られないと思われるので、再稼働はすべきではない。</p>	
<p>➤ 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。なお、柏崎刈羽6、7号機と同趣旨の意見に対する考え方では、意見提出者の論点を外した不誠実な回答がなされた。末尾にある「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。」は、希ガスも大量に放出されるおそれのある放射性物質であることから「新規制基準における放射性物質の放出量の制限値は、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。」に自ら反するとともに、「事故により周辺公衆に対して放射線障害を与えないこと」を規制の対象外としていることを示している。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 「立地審査指針」は適用されないのか。原子力安全委員会により1964年に制定された「立地審査指針」は、安全審査指針類の最上位の指針であると理解している。この立地審査指針が廃止されたとは聞いていない。周辺に人口密集地域があるなど、東海第二原発は事故の際の被害影響がほかの原発に比べてもっとも大きい原発であると考えられる。福島原発事故の教訓に照らせば、過酷事故時の放射線影響は、立地審査指針の基準を到底満たせないと考えられるのではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 本来ならば、3. 11 東電福島第一原発事故を経験して、東海第二においてこれらの基本的目標が達成できるかどうかを見直す</p>	<p>➤ 同上</p>



御意見の概要	考え方
<p>べきであるのに、そうすると敷地境界での被ばく積算線量 100mSVをはるかに上回ることが明らかだから立地評価自体をやめている。今からでも遅くは無い、評価し直すべきだ。</p> <p>➤ 原子炉立地審査指針では、工学的対応の限界を見据え、「万一の事故に備え、公衆の安全を確保するためには、原則的に次のような立地条件が必要である。(一) 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。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。」と規定している。これに照らせば、東海第二はたちどころに不許可になるべき原発である。</p> <p>➤ 規制基準のみならず、東海第2発電所の特性に鑑み、少なくとも立地指針と避難計画にも言及した規制委員会の意見や見解を表明すべきである。</p> <p>➤ 発電所周辺の環境の評価が全くないのは不当。IAEA でさえも、原発立地周辺の環境：人口分布、社会資産の分布などを評価すべしとしている。</p> <p>➤ 東海第二原発は 30 キロ圏に 96 万人もの人が住んでおり、事故が起こった場合、東電福島以上の惨状になることがあきらかです。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上 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。</p> <p>➤ 周辺人口の考慮については、従来、立地審査指針において集団線量により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において、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。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 本審査書案では、本発電所が、重大事故発生時に影響を受けるリスクのある周辺の人口密度において日本で最大であるという立地条件に関して、一切言及も検討もされていない。</p> <p><b>【トラブル】</b></p> <p>➤ 2016年にも放射性廃液漏れ事故があり、今後にも不測の事態は起きる可能性があります。</p> <p><b>【原子力防災】</b></p> <p>➤ 避難計画についても原子力規制委員会として審査し、避難計画の実効性を担保すべきです。</p> <p>➤ 国内原発で一番多い97万人がこの地域に住んでいることを考えれば、避難の計画は実現不可能です。避難せず屋内に止まるという選択肢も示されていますが、これだけ多数の命を支えるには、備蓄の食料では足りず、供給の手段まで具体化しなければこの選択肢は無意味です。万が一のとき、避難施設に食料を届</p>	<p>➤ 同上</p> <p><b>【トラブル】</b></p> <p>➤ 原子力規制委員会では、御指摘の漏えい事象（平成28年6月2日発生）については日本原電から報告を受けており、要因分析及び再発防止対策等はおおむね妥当と評価しています。（平成29年10月25日）また、日本原電の再発防止対策の実施状況について現地の検査官が確認しています。</p> <p>不測の事態については、設計上の想定を超えるような事態を想定外とせず、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すること、及びその対策をとるための手順書等を作成し、対応する方針であることを審査において確認しています。</p> <p><b>【原子力防災】</b></p> <p>➤ 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。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>ける人間が確保できると考えているのか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="129 296 1102 421">➤ 30 キロ圏 96 万人を避難させるような避難計画はなく、茨城県が決めた屋内退避は見捨てることになりかねない。こうした避難計画が審査されていない。</li> <li data-bbox="129 478 1102 603">➤ 東海第二原発から 30 キロ圏内居住者 96 万人の避難計画は出来ていません。移転後の衣食や文化的生活の保証も定かではありません。</li> <li data-bbox="129 660 1102 699">➤ 事故がおきても避難できない。手段も場所もない。</li> <li data-bbox="129 756 1102 916">➤ 規制委員会は避難には関与しないという立場のようですが、膨大な人口を 100 キロ圏内に抱え避難計画もできていない、周辺自治体の合意も得ていない原発を再稼働させるのはどう見ても納得できません。</li> <li data-bbox="129 973 1102 1133">➤ 新規制基準に避難計画はない。だが、原発の立地条件を考慮することは、災害が起きた場合を考える重要な要因だ。東海第二の半径 30km 圏には、全国のどの原発よりも多い 96 万人が暮らしている。しかも東京都心まで 110km しかないのだ。</li> <li data-bbox="129 1197 1102 1324">➤ 再稼働させるには 30 キロ圏内の 96 万人の安全確保が絶対条件です。96 万人を避難させることも 96 万人を受け入れることも絶対に不可能である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1137 296 1254 328">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 478 1254 510">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 660 1254 692">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 756 1254 788">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 973 1254 1005">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 1197 1254 1228">➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 96万人を避難させることはできない。かすみがうら市は30キロ圏外でひたちなか市民を受入れるとしているが、過酷事故が起これば我々市民も避難するしかない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 実効性のある避難計画は立てられておりません。3.11では被災者が避難した後に帰りたいのに帰れない地域がでていて、最初から帰れない地域を作る避難計画は認められません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 30キロ圏の14市町村には全国の原発で最多の96万人が住んでおり、これらの人々を避難させることは非常に困難である。各自治体は計画の策定が義務づけられているが、これまでに作ったのは3市だけ。27万人を抱える水戸市は9万人分の避難先が確保できていない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 30キロ圏内には96万人が居住し、実効性のある避難計画の策定は不可能である。周辺自治体も避難計画の策定を進めているが、極めて難航しているのが実態である。万一事故が起きた際、災害対策本部を茨城県庁からつくば国際会議場に移すという計画であるが、県庁機能を動かさなければならない距離に原発が所在している。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 住民の避難計画はどうなっているのでしょうか。どう考えても不可能で、万全の避難など期待できません。事故が起こってから想定外といって逃げるのはやめましょう。どんな事態でも対応できると言える現実味のある避難計画を少なくとも住民全員に提示し、全員から許可をもらってください。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ ひとたび過酷事故が起これば、原発から半径 30 キロ圏には 100 万人近く、昼間人口ならその 3 倍にも及ぶと推定される人たちが逃げ場を失う。現実には事故が起こった場合には、スムーズな避難の実現可能性は薄い。さらにこれらは原子力規制委員会の審査対象外となっている。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 少なくとも住民の命と健康を守るには、十分に検討され実効性のある避難計画が確立されなくてはなりません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ セキュリティの観点から非公表とする部分が多い、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た場合、どのように国、自治体は、情報を住民に伝えるのか答えよ。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 避難しなければならない事故はこの審査書の書いてあるどの事象が該当するのか説明すること。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 東海第二原発は周辺 30 キロ圏内に 96 万人が住んでいて、5 キロ圏内には約 5 万人が住んでいます。5 キロ圏内に住んでいる人たちを 30 キロ圏外や県外へ脱出させるためには 5 キロ圏内に住んでいる住民以外の茨城県民の移動に制限を加えて、5 キロ圏内の人たちを優先させて移動させなければなりません。しかし、事故の過酷さがひどい場合は、全ての茨城県民の移動に制限を加えることはできるでしょうか。そうしたことを行政がやることは、不可能です。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 今回のパブコメの審査の対象外とは言え、避難計画が不十分なことも指摘しなければなりません。そして、大掛かりな避難計画が必要なこと自体、原発を動かしてはならない理由としては十分であると考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子力規制委員会は「住民避難は対象ではない」と無責任な姿勢を固持していますが、この姿勢は旧原子力安全委員会よりも後退した姿勢と言えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 避難計画は、パブコメの対象外です。しかし、そもそも、IAEAの言う「5層の防護」の一つである原子力防災について、審査をせずに、原発の再稼働を容認することは無責任だ。30キロ圏96万人を避難させるような実効性のある避難計画はありません。茨城県が過去に実施したシミュレーションによれば、5キロ圏の住民8万人が、5キロ圏外に出るまでに30時間かかることとされている。また、体が不自由な要支援者を避難させるための車が確保できないことから、茨城県は、病院や施設などに「屋内退避」させることを決めたことが報道された。しかし、いつ救援がくるかもわからない中での屋内避難は、見捨てることにもなりかねない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 人口が100万人近い地域で万が一の事故が起きた時にその人たちの安全を守りつつ避難させる技術があるのだろうか。避難計画がきちんとあることが、原発の安全の最後の壁であったはず。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 30 km圏内に90万人、120 km圏内に4000万人が暮らす地域であり、国家の政治経済の中核がある地理的環境意を一切の考慮もなく、安全検証もないままの合格発表です。避難計画もまともに出されていませんし、安全避難は誰の目からみても不可能です。福島第一原発の事故でこれらのことが無力であることを経験してますが、その反省と検証の視点が抜けています。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 96万人を避難させることはできない。 50センチも火山灰が降る状況では、救援も避難もできない。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す。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ません。96万人を避難させる計画など立てようがありません。住民の被ばくが前提となっています。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ アメリカでは、実効性のある避難計画が策定されない限り、原発の建設は許可されないという。30キロ圏内100万人の避難など実行不可能である。避難計画を審査から除外していること自体に、瑕疵があると思わざるを得ない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原子力防災計画に対する評価を含まない規制基準とその審査自体、原子力災害対策として全く機能しないことは明らかである。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 適合性審査の新基準に「実効性ある避難計画の策定」が盛り込まれていない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 新規基準の審査では、避難計画の実効性については審査対象となっておりません。東海第二原発の30キロ圏には、水戸市の27万人を含め96万人が住んでいます。東電福島原発の30キロ圏の人口は14.1万人でした。1999年の東海村の臨界事故以来、自治体の災害対策の改善に取り組んできた村上達也前東海村村長は、「福島と違って一帯は人口密集地であるだけに、20キロ圏内の75万人が避難できる場所はなく、避難計画はつくれない。原発の立地条件として不適切だ」として東海第二原発の廃炉を求めています。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 30km圏内には約96万人の居住者への配慮を欠いた適合には、東日本大震災の教訓が微塵も感じられず。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子力防災計画並びに対処する自治体の防災計画などでも、これら原子力施設の多くが被災した状況下における原子力防災の考慮がなく、対処できるかどうか判定もされていない。特に東海第二と東海再処理工場及び近郊に位置する大洗工学試験センターでは、大量の核のゴミの他にプルトニウムも貯蔵されている。大規模損傷を引き起こした場合、それぞれの施設の拡散危険性のある放射性物質を洗い出し、複合的拡散予測を厳しい条件で実施し、現行の防災計画で対処可能かどうか評定を行う必要がある。これら安全対策費に掛かる膨大な資金が調達不可能であると思われ、困難が容易に想像できる。規制委員会は、誰</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> <li>➤</li> </ul>



御意見の概要	考え方
<p>もが当たり前に危惧する複合災害の発生を前提とした防災体制の可能性を真剣に検討し、審査をやり直すべきである。</p>	
<p>➤ 原子炉の安全に福島事故以来、避難計画は必須です。周辺住民の安全を審査する立場で、避難が終了するまでの放射性物質飛散をどう閉じ込めて置くか再検討ください。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 先般東海村では万一に備えての避難訓練が行われました。準備万端の中での演習、それでも屋内の暑さは想定外だったのか時間を繰り上げての終了ということでした。変化する気象、交通・社会状況の中で過酷事故発生時の避難などできるわけがありません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 過酷事故は必ず起こります。その時誰が、陣頭指揮を執るのですか。この再稼働許可も、避難計画や住民の安全は、関知していない。96万人の人を守るなら、核シェルターしかないでしょう。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 7万人も8万人も人が集まっている時に、原発事故がおこったら、どうすればいいのですか。茨城県外から来ている人達は、よう素剤のことも知りません。どのように避難したらいいかわかりません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 避難計画が原子力防災上の不可欠な要素であること、原子力災害が発生する場合にはその原因となる大規模災害が発生・継続している可能性が高いことに鑑み、全ての立地・周辺自治体で避難計画が策定されその実効性が検証されない限りは再稼働を</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>進めることは許されません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="129 296 1088 376">➤ 原子力防災についてきちんと国民に知らせる義務を怠っていると思います。そこなくして再稼働などありえません。</li> <li data-bbox="129 432 1088 512">➤ 30キロメートル圏内に在住だが、居住地の市においても避難行動計画は非現実的な内容で、周知も図られていない。</li> <li data-bbox="129 568 1088 775">➤ 原子力発電所の新規制基準が依拠する「深層防護」の概念には、万一の際に備えた避難計画の策定が位置付けられています。しかし現行制度では避難計画の策定は各自治体の責任とされ、その内容が第三者機関により検証されることはありません。</li> <li data-bbox="129 839 1088 1278">➤ 地震を起因とする原発過酷事故による避難とすれば、山体崩落、崖崩れ、道路陥没、橋脚の崩壊・崩落による道路寸断などによって大渋滞と大混乱が長時間続くであろう。移動できたとしても、そこへ原子炉から放出された放射能雲が流れてきて、放射化した有害な塵埃に曝されるといったことは福島第1原発事故でも起こっていることである。今年の西日本豪雨災害や昨年の九州豪雨災害時における対応を見るにつけ、原発事故の場合は1度に数万人がある都市に押し寄せるわけで、混乱によって救援に全く手が付けられないといったことは容易に想像がつくのではないだろうか。</li> <li data-bbox="129 1342 1088 1417">➤ UPZ圏96万人を抱え、避難の問題は避けて通れません。地震、津波、暴風雨、噴火等々の災害が多発し、もしこのような</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1137 296 1256 328">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 432 1256 464">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 568 1256 600">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 839 1256 871">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 1342 1256 1374">➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<p>災害と重なったら、身動きが取れません。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="129 296 1079 555">➤ 大量の放射能放出が起きれば、たとえ、住民が円滑に避難できても、社会的な損害は莫大になる。広域避難計画なるものが、周辺自治体で作られようとしているが、真に有効な避難計画は、作りようがないと多くの人認めるところ。それは、規制委員会が扱う範囲ではないと考えているようだが、それは間違っている。</li> <li data-bbox="129 616 1079 778">➤ 原発を保有する先進国では規制基準に避難計画を含めるのが標準だが、福島事故を受けて作られた日本の新規制基準からは避難計画が除外されているので、この点だけでも世界標準の規制レベルに達していない。</li> <li data-bbox="129 839 1079 1145">➤ 福島第1原発事故の反省から、原発事故は起こりえることを前提とし、状況によってはベントによって放射性廃棄ガスを外部に放出することを前提にした審査を行っているにも関わらず、避難計画が地方自治体に丸投げで審査をせずに容認している。実質30K圏96万人を避難させるような避難計画はなく、5K圏においても、住民が守られるような実効性を持った避難計画になっていないと聞きます。</li> <li data-bbox="129 1206 1079 1369">➤ 一番心配なのは、地震や津波、テロの際の防災体制がとれる訳がないということです。30km圏内に96万人もの人が住む首都圏で一体どうやって被害を最小限におさえられるのか、避難は可能なのかという点です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1137 296 1249 328">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 616 1249 647">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 839 1249 871">➤ 同上</li> <li data-bbox="1137 1206 1249 1238">➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二は半径 30 キロ圏内に全国の原発で最多の 96 万人が住む。この範囲の 14 市町村には事故に備えた避難計画の策定が義務づけられているが、市町村ごとにどのように進んでいるか具体的な数値で示してほしい。我々住民は、避難計画が不要であることを望む。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 30 キロ圏に 100 万人近い住民がいます。100 キロ圏には 1000 万人はいるでしょう。車をもち運転できる健常者ばかりではありません。住民はどうなってもよいということでしょうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 30 km 圏内に 96 万人が居住しているが、これらの人々は過酷事故になったら、どう避難するのか、その具体的計画すらたてられていないではないか。このような無責任な、誰も責任をとらない（とれない）危険きわまりない原発は決して再稼働させてはならない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 事故が起きた場合にすぐに避難できるわけではないので、このような杜撰な認可は近隣に住む者としては納得できない。対策を練ったが万が一に何か起きてしまった時に、ここまではできます、こういう対策は練っています、というような明確な方針を申請者は示すべきであるし、それがなければ認可者は認可すべきではない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 周辺在住の住民としては万一事故が起きた場合の対策や避難計画がどれくらい現実的かがなにより重要です。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二原発の30キロ圏に住んでいる全住民が原発事故時の大混乱の中で、安全に避難することはできるのか。具体的な計画を全住民に示し、許可を得たのか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 屋内待避が基本とのことですが、熊本地震では屋内待避ができなかった事例があるのでその場合どうすればいいのでしょうか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 避難計画の有効性に大きな疑問のある現状からすれば、この避難計画の策定や住民の理解や納得についても慎重に真摯に進める必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東海第二発電所は、首都圏に近く、重大な事故が発生すれば、その影響は予測ができません。また、周辺自治体の避難計画も、ほとんどできていないようです。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 実効ある原子力防災計画は不可能。病院、老人施設、障がい者施設を含めた、実効ある避難計画など作成できるはずがない。計画を作成しても、誰が適切で実効性があるかを判断するのか決まっていない。重大事故を想定した原子力防災計画が、審査の対象になっていないのは無責任だ。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 先日取手に避難者が来るという訓練がありました。実際におきたら不可能なことを訓練したということだけでOKにするのはやめて下さい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 30km圏内14地方自治体のうち避難計画が出来たのは3地方自治体のみです。しかも（地震・台風・津波）＋原発事故という複合状態を想定していないものです。そして本番では他の市町村からの避難民もあり、大混乱、計画のように避難できないでしょう。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 50km範囲の中で生活している私たちの命は誰が守ってくれるのか、安全に移動するという保証が確実なものになっているのですか。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ブローアウトパネルとは原子炉建屋に開いた窓で、開放すれば建屋内の放射性物質は外部に放出されることになる。そのため、パネルを開く場合には関連各自治体など避難を呼びかけ、その完了後でなければ被ばくを招く。しかし水素濃度が危険となると判断してから開放までにどれだけ時間があるか未知数で、実現可能な避難計画が作れるか読みとれない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<p><b>【その他関連する御意見】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 放射性廃棄物の処理方法がない。</li> <li>➤ 使用済核燃料や核廃棄物の処理方法も決まっていません</li> <li>➤ 使った核燃料の後始末ができない問題に国が責任を持っているとは感じられません。</li> </ul>	<p><b>【その他関連する御意見】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 今回の意見募集は日本原子力発電株式会社東海第二発電所原子炉設置変更許可申請書に関する審査書（案）に対する科学的・技術的意見が対象です。</li> <li>➤ 同上</li> <li>➤ 同上</li> </ul>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 福島原発の処理も終わっていないし、核燃料処理もまともにできないのになぜ動かすのか？</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 被ばくした土地はもとにもどりません。汚染土の最終処分場も決っていません</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 原子炉を動かすことによってプルトニウムが、ますます増えていくと思いますが、どのように処理していくのか、明確にしてほしい。このままでは、日本は世界の中でも孤立していくと思います。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 低線量被曝は、後発性放射能障害となって表れるため、現時点でその全容を知ることは不可能である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委は原電に対して東海第2再稼働寿命延長の愚か極まる申請を取り下げさせ廃炉専門事業者として世界のトップに立つ道に変身するよう指導助言されたい。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 東電は、原電の支援より避難者の支援をすべき。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 巨額の公的資金が投入されている東電が他社の原発を支援する事は許されない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 規制委員会は、東電の資金支援が事故炉処理費用に支障がないかではなく、損害賠償支払いに支障がないかを聞くべきである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 同上</li> </ul>