

東北電力株式会社女川原子力発電所 2 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書に
関する審査書案に対する科学的・技術的意見の募集の結果について

令和 2 年 2 月 2 6 日
原子力規制委員会

東北電力株式会社女川原子力発電所 2 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書
に関する審査書案に対する科学的・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 : 令和元年 1 1 月 2 8 日～1 2 月 2 7 日
- 意見募集の方法 : 電子政府の総合窓口 (e-Gov)、郵送、F A X
- 意見募集の対象 : 東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書 (2 号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 4 3 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 : 9 7 9 件
 - ※ 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 2 5 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

東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書
（2号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

令和2年2月26日

Ⅰ はじめに	
御意見の概要	考え方
➤ 3 ページで、「なお、本審査は、1 号炉及び 3 号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている」とあるので、3 号炉が仮に再稼働にむけて適合性審査の申請の対象となった場合は、この 2 号炉の「審査書案」は一からやり直しとなると理解するが、それで間違いはないか？	➤ 3 号炉の設置変更許可申請が行われた場合には、それに併せて、2 号炉において必要な変更許可申請が行われているか、審査を実施することとなります。

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
➤ ヒューマンエラーが頻発し、現在の東北電力社員の技術力の劣化が激しい様で問題だ。非常事態に対応できるのか。	➤ 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。 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。 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。 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

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
	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、これらの方針の実施状況については、原子力規制検査において、必要に応じ確認していきます。
➤ 女川原発はニュースなどを見ている限りヒューマンエラーが多い原発だ。職員への対応などについて問い質したのか技術ではないが東北電力の体質について求めていくべきだ。	➤ 同上
➤ 女川原発は、これまで数々のトラブルを引き起こし続けています。直近でも、技術や知見不足によるトラブルが相次いでいます。全く信用できません。	➤ 同上
➤ 原発の操作能力も不十分	➤ 同上
➤ 女川原発の歴史はトラブルの歴史でした。これまで数々のトラブルを起こし、そのたびに対策を講じたはずですが、決して解消されることはありませんでした。あの安全・保安院でさえ、「品質保証体制はCランク」の評定をくだしました(2006 年 7 月)。2011 年の福島原発事故以降も、2015 年東北電力女川 1、2、3 号機の地震	➤ 同上

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
後の設備健全性確認の点検記録について再確認したところ、計4188件もの記録不備が見つかったと公表しました。2019年に限っても、2号機の燃料プールのポンプ停止、モニタリングポストの伝送異常、3号機において放射線モニタの数量を満たしていない保安規定違反など、技術や知見の不足によるトラブルが相次いでいます。これで女川原発を安全に運転できる技術があるといえるでしょうか。万一、運転員の技術では対処できない事態が起き大事故につながった場合、規制委員会の責任が問われます。 ➤ 劣化損傷したプラントを10年ものブランクを経て（事業者の技術力や人的エラーのリスクに目をつぶって）、敢えて稼働させることは冒険的選択と思われる。 【組織】 ➤ 「自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する。また、これらの組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携する。（5P）」について、福島第一原発事故の教訓を審査書等を見ても読み取ることが出来ない。少なくとも数日以内に十分なスキルを有するメンバーに交代するべきであり、そのような対処を規制委は求めるべきである。特に問題なのは、過酷事故の事態によっては、被曝線量が大きくなり、作業困難な事態に陥ることだ。緊急で被曝線量限度を250ミリシーベルトにまで引き上げようとした東日本大震災に伴う福島第一原発事故の例は、過酷事故環境下で人権も踏みにじられる実態を露呈したことである。再発させないためには十分な交代要員の待機と事前の体制準備を規	➤ 同上 【組織】 ➤ 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いる。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。また、重大事故等が発生した場合は、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。体制については、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め、発電所に常駐している要員により、重大事故等が発生した場合の

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
制要求としておこなうことである。 ➤ 「自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、・・略・・申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。」（意見）過酷事故対策において、事故対応にあたる作業員は、過酷な作業を強いられることになり、労働安全衛生法違反状態に置かれ、憲法違反です。国としてこの問題が解決できるまで、原発の稼働を許可してはならないはずです。（理由）過酷事故が起こることを前提とした審査であるのに、肝心のそれを行う過酷事故対応者の権利が考慮されていません。福島第一原発事故の緊急作業に携わった作業員（協力会社含む）のうち、被ばく線量250mSv超が6人、100mSv超が174人でした。労働契約に基づき指揮命令を受ける労働者が、過酷事故時には「志願者」という名目で駆り出されます。事業者には、労働者の健康障害防止義務、危険から退避させる義務があり、労働安全衛生法22条、25条、27条に定められています。労働者が過酷事故対応のために、労働安全衛生法に違反した状態におかれるというのは、憲法違反であり法制度の欠陥です。国としてこの問題が解決できない限り、過酷事故を前提とする原発の再稼働を認めてはならないということを、原子力規制委員会は認識すべきです 【技術者の確保】	対応が可能であることを確認しています。加えて、参集要員が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。 ➤ 同上 なお、事業者には、原子炉等規制法のみならず、労働安全衛生法等の他法令の遵守義務があります。 【技術者の確保】

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
➤ 脱原発の動きのなかで、今後原発を適切に動かし管理できる人材の確保は困難と言わざるをえない。 ➤ ほぼ 10 年も止まった原発を動かす経験者や技術者が東北電力に居るかどうか心配 ➤ 対応できる専門家、技術者、現場で働く人の数は、次の事故に対応できるほどいない。万が一の時に対応できるマンパワーが足りない。 ➤ 人材確保、教育 2011 年事故以来原発の稼働は停止している。その間、職員は設備点検等で訓練を継続しているとしても、稼働時とは異なる。再開できる体制は作れるのか、ケアレスミスの許されない現場である。 ➤ 女川原発は稼働してから 35 年たちますが、実際に動いた期間は短く、2011 年の東日本大震災以降止まったままです。運転の経験者は激減しているのではないのでしょうか。仮に再稼働が 2020 年後半として、ほぼ 10 年以上止まったままの原発を動かす経験をした人は東北電力に一人としていないと思います。ハインリッヒの法則がありますが、いつ大事故を起こしても不思議ではないほどトラブルを繰り返し、運転経験も少ない東北電力に、安全に原発を動かす資格を与える規制委員会の見識が問われます。	➤ 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針であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

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
【経験】 ➤ 6 ページ 「経験」の「規制委員会は、・・(略)・・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。」について、どのような根拠があつてこうした記載がされているのか、具体的にいかなる成果を蓄積してきたかを明記すべきである。 【品質保証活動体制】 ➤ 品質管理、品質保証等の活動は QMS の一環としてマネジメント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」に変換し、社内体制の全面的な見直しをおこなう必要がある。そのため、品質マネジメントシステム(QMS)を最上位に置いた社内体制の構築を行なうべきである。 【技術者に対する教育・訓練】 ➤ 「5. 技術者に対する教育・訓練」の「事務系職員及び協力会社社員に対しても・・(略)・・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た。」(8P)について、これらについて教育や訓練の方針、成果等について明記しなければ何も言っていないのと変わらない。どういう成果があったかを明らかにすべきである。緊急事態であるからこそ法令淳書が	【経験】 ➤ 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、東北電力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。具体的には、申請者が有する原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通した経験等を確認しています。なお、申請者が有する経験等を記載した審査資料については、ホームページで公開しています。 【品質保証活動体制】 ➤ 審査において、申請者は、品質保証活動の実施にあたっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上するために社長をトップマネジメントとした「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」及び「実用発電用原子炉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」に基づく、品質マネジメントシステム(QMS)を構築する方針を確認しています。 【技術者に対する教育・訓練】 ➤ 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ています。 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

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
求められ、また、人身の保護は最優先でなければならない。規制委としては、これら本来は原子炉の安全性に対して責任を有しない人々を、事故時にどうやって守るかこそ論じるべきであり、そのことを事業者に要求しなければならないので、これでは対策になっていない。 ➤ 4 ページ～9 ページ 「発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」は、前回までの申請では欠けていて、今回の変更申請で新たに申請したのか。欠けていたとすれば、驚くばかりだ。 審査書(案)について全体に言えることだが、今回の変更申請部分をはっきりさせて、法令等への適合性を議論すべきだ。 ➤ 4 ページ 3 行以下 ここで述べていることは、「東北電力は事故が起こらないように設備と体制を整えると言っている。規制委員会はそれを信ずる」と言っているだけである。委員会としては、設備と体制が第三者の立場から見て実行可能なものか、事故対策に有効なものか、さらには、有効可能であるとした場合に、原子炉が稼働中に長期にわたって途絶えることなく安全を担保できるかどうか、独自に評価・確認しなくてはならない。東北電力の言を転写するだけでは審査書にはなりえない。	応等の役割に応じて、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。 ➤ 設置変更許可申請の審査に当たっては、変更に係る「発電用原子炉の設置及び運転に関する技術的能力」も確認する必要があり、これまでの変更申請の審査においてもその都度、確認されています。 ➤ 審査書(案)は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。 引き続き、事業者からの申請を踏まえ、工事計画及び保安規定の変更について審査するとともに、運転段階における事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて監視していきます。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）

御意見の概要	考え方
【基準地震動の策定について】 ➤ 2008 年岩手・宮城内陸地震による防災科学技術研究所の基盤強震観測網 KiK-net の観測点（KiK-net いちのせきにし ー 関西）では、深さが 260m の最大加速度が 3 成分合成で 1,077 ガルであったという。また、地表面では 4,022 ガルの記録もある。想定されている地震動はあまりに小さい。 ➤ 2004 年新潟県中越地震の最大加速度は 2,515 ガルであった。基準地震動は低すぎる ➤ 2011 年東北地方太平洋沖地震では、最大の揺れで 2,933 ガルの記録があり、女川原子力発電所の基準地震動はあまりに低すぎる。 ➤ 2016 年熊本地震でも 1,580 ガルを経験していることから、女川原発の現基準地震動はかなり低い。	➤ 地震動の大きさは、地層の硬さによって変わり、軟らかい地層では地震動は大きくなります。一般に地表付近は地中の岩盤に比べると柔らかく、地震波が硬い岩盤から急に柔らかい岩盤に伝わることや地表までに屈折や反射などにより干渉することで、地震動が大きくなることがあります。以上のことから、同じ地震による地震動であっても、観測される場所における地下の構造の違いによって地震動の大きさは異なります。 基準地震動の策定に当たっては、過去にいずれかの地域で発生した最大の地震動を適用するのではなく、発電所ごとに敷地の地下構造を踏まえた評価を行うことを要求しています。その評価は、せん断波速度（以下「S 波速度」という。）がおおむね 700m/s 以上の硬質地盤の自由表面（仮想面：解放基盤表面）において実施することを要求しています。 御意見にある観測・報告された地震動の最大加速度は、いずれも水平動 2 成分と上下動との三成分を合成した値であり、基準地震動で示す成分ごとの最大加速度よりは大きくなります。 御意見のうち、2008 年宮城・岩手内陸地震による一関西観測点での地表記録は、水平動に比べ上下動が大きく、その要因として、地震観測小屋のロッキング振動や上向きに大きく揺れる非対称な片触れ現象（トランポリン効果）があったとの研究報告があります。これは、表層地盤の増幅による影響を受けやすい地表記録のみならず、地中観測点における記録にも現れているとの防災科学技術研究所からの報告もあります。以上のことから、御意見に

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【基準地震動の策定について】 ➤ 2007 年新潟県中越沖地震（2007 年）の際に柏崎刈羽原発 1 号機地下の岩盤での揺れ（基準地震動と比較可能なもの）の最大加速度が 1,699 ガルだったことが、最大水平加速度を少なくとも国内原発での既往最大記録値である 1,700 ガルをもって評価すべきである。 ➤ 基準地震動 Ss-D2 の最大水平加速度の 2 倍は 2,000 ガルであり、2007 年新潟県中越沖地震の際に柏崎刈羽原発 1 号機で経験された国内原発の最大記録値 1,699 ガルを少し超える妥当な目安値と思われる。基準地震動 Ss-D1 から Ss-D3、Ss-F1 から Ss-F3 及び Ss-N1 の値を全て 2 倍とするよう求める。 ➤ 柏崎刈羽原発基準地震動 2,300 ガル（1～4 号機）1,209 ガル（5～7 号機）浜岡原発 1,200 ガル、一部 2,000 ガルも策定された。 ➤ 最大地震動を 2000 ガルに指導すべきである。	ある一関西の観測記録については、特殊な効果が含まれていることから、基準地震動における最大加速度とは直接比較できません。 また、御意見にある 2004 年新潟県中越地震、2011 年東北地方太平洋沖地震及び 2016 年熊本地震で観測された記録は、S 波速度が 700m/s を下回る軟らかい地盤の地表で観測されたものであり、基準地震動における最大加速度とは直接比較できません。 ➤ 新規制基準は、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動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、敷地の地下構造を踏まえ、ほぼ水平で相当な拡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。 規制委員会は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」として、F－6 断層～F－9 断層による地震、仙台湾の断層群による地震、2011 年東北地方太平洋沖型地震及び 2011 年 4 月 7 日宮城県沖型地震による地震動評価並びに「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価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

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 地震の想定が原発付近で過去起きた最大規模、強さを想定していない。 ➤ 当該審査書に記載されている基準地震動では不十分である。 ➤ 女川原発は、2003 年 5 月 26 日宮城県沖の地震、2005 年 8 月 16 日宮城県沖の地震、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震、同じく 4 月 7 日宮城県沖の地震の 4 回それぞれの地震で、ことごとく基準地震動を超える揺れが記録されている。 ➤ 地震・津波の予測には限界があり、策定された基準地震動・基準津波で十分だとは言い切れない。 ➤ 想定した震源断層に即して計算した地震動が基準地震動を下回ったとしても、その結果が女川原発敷地において基準地震動を超える揺れをもたらす地震の発生可能性を否定する論拠とはならない。 ➤ これからも何度も巨大な地震や津波に見舞われるのは免れない。 ➤ 再び宮城県沖での地震が起きたときに想定を上回らないとはいえない。 ➤ 女川原発はくり返し巨大地震と大津波を発生させている日本海溝沿いの震源域に最も近い。 ➤ 女川原発は、日本有数の地震の巣の中にある。 ➤ 日本は地震多発地帯といわれている。	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。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 小さな地震がほぼ毎日おきている。 ➤ 日本は地震大国で、世界の地震の１割が日本列島周辺で発生している。 ➤ 島崎邦彦・元原子力規制委員長代理（地震学）は「将来起こる地震は、自然が決める」と地震・津波の予測の限界を指摘している。 ➤ 島崎邦彦・元規制委員長代理が、「3.11の教訓は自然はごまかさないという事。何の駆け引きもしないし、1厘たりともまけてくれない。そういう自然があるという事を学ばなければならない」と述べている。 【基準地震動の策定について】 ➤ 東日本大震災が実際に起き、また巨大地震が来ないとも限らず、予測も難しい。 ➤ いつ大きな地震が来るかわからない。 ➤ 地震調査研究推進本部によると、女川原発が面する宮城県沖は、2011年までの80年余にマグニチュード7クラスの地震が6～7回起きている。今後30年以内の発生確率は90%とされているなど、危険な地震帯に面している。 ➤ 宮城県沖地震は今後30年以内にマグニチュード7級のものが発生する確率は90%以上といわれている。 ➤ 長町－利府線断層帯は地震の予測は困難とされるが、一説ではM7～7.5の地震が30年以内に発生する確率がかなり高いとも言	➤ 本申請における基準地震動は、前述の通り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。 地震動の評価は、地震調査研究推進本部地震調査委員会による海溝型地震及び主要活断層帯の長期評価による長期確率、また、同委員会による全国地震動予測地図で示している地震動及びその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。 新規基準では、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）が施設の供用期間中に必ず発生するものとして地震動評価を実施し、基準地震動を策定することを要求しています。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
われている。 【震源として考慮する活断層について】 ➤ 女川原子力発電所近郊にある F－６断層～F－９断層は本当に敷地にもっと近づいていないのか。 【震源として考慮する活断層について】 ➤ 長町—利府線断層帯については、どのような評価がなされているのか。	➤ 御意見の F－６断層～F－９断層に関する評価については、規制委員会は審査の過程において、断層端部の評価の根拠となるデータの拡充も含めて、明瞭な調査結果を提示した上で、検討するよう求めました。 規制委員会は、敷地に近い側の北西端に重点をおいた追加調査（海域における音波探査及び海底地形調査並びに陸域における露頭調査及び地表地質調査）の結果を確認するとともに、断層端部よりも北西側についても断層又は断層を示唆する変動地形は認められないことを確認し、F－６断層～F－９断層に関する断層端部の評価は妥当であると判断しています。 ➤ 御意見の長町—利府線断層帯は敷地から 30km 以遠にある断層であり、申請者は地震調査研究推進本部（2006）、今泉ほか（2018）等を参考に長さ約 40 kmと評価し、震源として考慮する活断層の一つとして抽出しています。 規制委員会は、検討用地震の選定に係る地震規模と等価震源距離との関係を確認した結果、長町—利府線断層帯による地震は、検討用地震として選定された F－６断層～F－９断層による地震及び仙台湾の断層群による地震と比べて、敷地に及ぼす影響は小さいことを確認しています。

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】 ➤ 内陸直下型地震の場合には従来存在が知られていなかった未知の断層が震源となったものも数多い。 ➤ 震源と活断層を関連づけることが困難な内陸地殻内地震や活断層が地表に見られぬ潜在的断層や未知の断層がある。 ➤ 大きな断層に誘発されて動く“おつき合い断層”が今後頻繁に活動する可能性が指摘されている。 ➤ それまで知られていなかった断層が動き、他にもたくさんの断層が隠れている可能性が指摘されている。 【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】 ➤ 女川原子力発電所の近くで発生した 2003 年宮城県北部連続地震も、未知の断層が震源になったと言われている。	➤ 解釈別記 2 では、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。 規制委員会は、本発電所についても、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。 ➤ 同上 御意見にある 2003 年 7 月に発生した宮城県北部の地震については、規制委員会は、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査等の結果に基づき、当該地震群の震源断層であったかごぼうやま加護坊山－のだけやま篋岳山断層、あさひやま旭山撓曲・すえ須江断層及び 2003 年宮城県中部の地震南部セグメント断層並びにこれらを連動させた石巻平野周辺の断層群が震源として考慮する活断層として抽出され、活断層の位置、形状等の評価がなされていることを確認し、妥当であると判断しています。

III-1. 1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要

考え方

【「震源を特定せず策定する地震動」の評価について】

- 「震源を特定せず策定する地震動」の選定は、妥当なのか。

【「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率の参照について】

- 「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-7}$ 程度としている。」と記載がある。しかし、全国共通地震・報告書（震源を特定せず策定する地震動）※における 15 頁ではコントロールポイントを超過する地震動が数 10 例あることが明示されている。さらに、防災科学技術研究所（KiK-net）地震動データ等を参考に、約 700 点ある KiK-net 観測点の最近 20 年において全国で観測された地震動を基にすると、以下のようなデータなど約 50 観測点で超過しており、正しい年超過確率は 10^{-2} 程度（（50 観測点/700 観測点）/20 年 = 1/300 回/年）であり、100 倍を超える差異がある。

- ましき益城観測点 平成28年熊本地震 Mw6.1 (2016年4月14日)
- おいわけ追分観測点 平成30年北海道胆振東部地震 Mw6.6 (2018年)

- 規制委員会は、「震源を特定せず策定する地震動」は、以下のことから、解釈別記２の規定に適合していることを確認しています。
- 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、敷地近傍及び敷地周辺との地域性の違いを十分に評価したうえで、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外としていること
 - Mw6.5 未満の地震については、震源近傍における観測記録を精査して抽出された、2004 年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の観測点における記録に各種の不確かさを考慮した地震動を採用していること

- 本審査では、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム報告書に示されている標準応答スペクトルを対象に評価したものではありません。当該標準応答スペクトルの取り扱いについては、別紙 2 に記載しています。
- 御意見の「正しい年超過確率は 10^{-2} 程度」については、正確なデータの抽出方法及び計算方法は分かりかねますが、以下の点などから適切ではないと考えます。
- 日本全国の KiK-net 約 700 観測点での観測地震動を対象とし、女川原子力発電所のように、ある 1 地点に着目したものではない
 - 「震源を特定せず策定する地震動」には該当しない海洋プレート内地震である平成 13 年芸予地震による地震動も含まれ

Ⅲ－１．１ 基準地震動（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
9月6日） ➤ ^{みつぎ}御調観測点 平成13年芸予地震 Mw6.7（2001年3月24日） ※http://www.nsr.go.jp/data/000280238.pdf	ている

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
【女川２号炉の建物・構築物及び機器・配管系に係る耐震設計方針】 ➤ 地震による剛性の低下が問題になっている。 女川原発２号機原子炉建屋の場合、運転開始直前の１９９４年の北海道東北沖地震と２０１１年３月１１日の地震時を比べると、建屋の「固有振動数」が７割以下に低下していることがわかり、剛性としては、建設当初と比べ全体で５割以下に低下したことがわかる。 元原発設計者は、 ・ 一般に鉄筋コンクリートの構造物は、震度７のような強い揺れでなくても内部に小さな割れ目が生じ、剛性が低下する。剛性低下により、固有振動数が小さくなり、設計で考慮していた揺れ方が大きく変わる ・ 耐震裕度を評価する際、材料強度や剛性などを設計基準値ではなく、実力値（実際の強度など）を用いて十分な強度があると説明している事例が多々あるが、コンクリートの実際の剛性は地震動の増加とともに全く反対の傾向を示していることが危惧される ・ 熊本地震のような場合や、強い余震の可能性を考えれば、剛性が低下し、固有振動数が低下した場合の耐震性を事前に確認して	➤ 構造物の固有振動数は、質量と剛性から決まるものであり、建物・構築物の初期剛性の低下を考慮した地震応答解析を行うことで、建物・構築物の固有振動数が低下することとなり、その固有振動数に基づいて機器・配管系が設計されることとなります。 設置変更許可の審査においては、女川２号炉の建物・構築物は、２００３年５月２６日及び２００５年８月１６日の宮城県沖地震（三陸南地震、宮城県地震）、２０１１年３月１１日の東北地方太平洋沖地震等の地震と乾燥収縮によるひび割れにより初期剛性が低下していますが、東北地方太平洋沖地震後に実施した原子炉建屋の地震計の観測記録に基づく解析により、鉄筋が降伏していないことを確認しました。建物・構築物の機能維持限界耐力及び終局耐力については、試験等により、過去の工事計画認可申請において実績のある復元力特性の各耐力を上回っていることを確認したことから、当該復元力特性に初期剛性低下を反映するとともに、今後発生し得る地震による剛性低下を想定して、現状の初期剛性低下に加えて、さらに、基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮することにより、今後のひび割れの進展及び増大を考慮

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
おく必要がある。現在の規制基準にはこの問題がまったく考慮されていないと指摘している。 多度津工学試験所では、8分の1サイズの鉄筋コンクリート製格納容器のモデルで、加振試験がおこなわれ、最大加速度 562 ガルの揺れを加えると、固有振動数が 71%に低下。最終的には、19%まで低下した。 この固有振動数の変化は、コンクリート構造物そのものの耐震性評価に大きく影響する。建屋などの揺れ方（応答）が変化することで、中にある機器や配管の揺れも変化する。 問題は、こうしたことを考慮せずに強い地震が、繰り返し原発を襲うとどうなるかである。それまでの地震で剛性が低下したところに、再び地震が襲うと、建屋の変形が設計想定より大幅に大きくなり、損傷の可能性が大きくなる。 また、固有振動数の低下にともない、使用済み燃料プールや原子炉格納容器の圧力抑制プールの水面揺動（スロッシング）が大きくなる可能性がある。基礎に伝わる地震の揺れが想定範囲内であった場合でも、建屋の機器、配管は想定していない揺れとなる可能性がある。 原発が停止しでも、炉心は崩壊熱を出し続ける。強い揺れで原子炉が緊急停止できても、短時間に再び強震が襲い、「冷やし」「閉じ込める」機能がそこなわれれば、事故につながる。 福島第1原発事故も停止後、冷却機能を失って大事故に発展した。 ➤ 女川原発は、東日本大震災をはじめ大地震に何度も被災した原発。建屋には多くのヒビが入り剛性が低下しているのではない	した設計とする方針であることを確認しています。 機器・配管系については、点検結果及び観測波に基づく地震応答解析結果から、耐震重要度分類のSクラス設備の地震による損傷はなく、地震による影響が弾性範囲内であること、また、Bクラス及びCクラス設備のうち異常が確認された設備については、復旧することから、これらを前提として、初期剛性低下を考慮した建物・構築物の地震応答解析の結果を適用する方針であることを確認しています。使用済燃料プールやサプレッションチェンバ（圧力抑制プール）の水面揺動の評価についても同様の方針であることを確認しています。 なお、建物・構築物及び機器・配管系の設計の詳細については、工事計画の審査の段階で確認します。 以上のように、建物・構築物の初期剛性の低下を地震応答解析に考慮することで、固有振動数の低下を機器・配管系の設計に反映する方針であることを確認しています。 ➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
か。 ➤ 女川原発２号では、1,130ヶ所ものひび割れが見つかった。剛性の低下は25%～70%と驚くべきものである。 申請者の東北電力は「初期剛性低下に加え、さらに基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮する方針」だそうだが、ひび割れの影響を過小評価していないだろうか。ひび割れは伝播します。伝播して拡大していきます。そういった伝播の特性を考慮することは可能なのだろうか。 ➤ 女川原発は、3・11東日本大震災の震源に最も近い「被災原発」である。加えて、2003年の三陸南地震、2005年の8・16宮城地震により、いずれも当時の基準地震動を超える振動で揺さぶられた原発である。 ➤ 審査書案の中の「施設のコンクリートひび割れ」についての記載について、疑問があります。①「東北地方太平洋沖地震等の地震及び乾燥収縮の影響により発生したひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した」とありますが、どのように具体的に確認して、1,000ヶ所ほどもあるひび割れについて考慮されていたのですか？回答をお願いします。被災した、傷ついた原発を再び動かすには、それなりの手当が見えないと安心できないでしょう。 ➤ 建屋のひびについて、事業者は損傷の1ヶ所ずつについてはもっともらしい安全宣言をしているが、複数の損傷による相乗作用に	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 設置変更許可の審査において、女川２号炉は継続的に地震観測を実施しており、その観測記録に基づく解析により検討を行うことで、複数の地震及び乾燥収縮により建物・構築物に発生したひび割れ全体の影響を初期剛性の低下として地震応答解析に反映し、基準地震動に対する耐震性を評価する方針であることを確認しています。なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
については明らかになっていない。 ➤ 東日本大震災ではどうにか事故を起こさなかったものの、見えない箇所が傷んでいる可能性は否定できません。次の巨大地震に持ち堪えられる確証はありません。 ➤ 「発生したコンクリートのひび割れに伴う初期剛性低下を・・・このひび割れは、2011 年東北地方太平洋沖地震とコンクリートの乾燥収縮・・・示した」とある。 それを受けて、申請者とのやり取りが記述されているが、規制委員会は「申請者が・・・ひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した」とある。 規制委員会は、申請者の方針だけを確認したのではないか。実際に、どのように確認したのか？申請者が適切に考慮するというの、どのよう「適切に」なのか、果たして可能なのか。是非とも、その内容を記述してもらいたい。それがないと、この確認は信頼性に欠ける。 ➤ 今回の２号機では、原子炉建屋で１１３０ヶ所ものひび割れが見つかったことも問題だ。次の巨大地震などで、同じように耐えられるのかも疑問である。 ➤ コンクリートのひび割れは、分かっているだけでも 1000 か所以上に上り、また剛性の低下は 7 割以上になったと報告されているが、ひび割れの調査は 2 号機全ての建物のすべての階で行ったのかどうか明記されていない。さらに、「東北地方太平洋沖地震等	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 設置変更許可の審査においては、ひび割れの発生量が多い原子炉建屋を代表として、ひび割れの調査結果を確認しています。原子炉建屋以外の既設建屋については、工事計画の審査において確認

III-1. 2 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
の地震及び乾燥収縮の影響により発生したひび割れに伴う影響を適切に考慮する方針であることを確認した」というのは、どう確認したのかが不明であり、より詳しく明記すべきである。 ➤ 基準地震動を 1000 ガルに引き上げたからいいとなっているが、3.11 の時に 2 号機は、屋上で 1386 ガル、3 階で 1002 ガルが観測されているため見直すのは当然だが、想定値を超した振動を受けた女川原発に「どんなひずみを与えたのか」見直した中で「どんな耐震補強を行ったのか」明らかにしていない。それでは、1000 ガルにしたからいいではないですまされないこと明らかである。 ➤ 東日本大震災の震源地にも近いし、何度も津波に襲われている土地なのに、コンクリート強度試験は、モルタルなど補修状態からの試験ではない。そんな状況で、次の地震に耐えられるか疑問である。 ➤ 女川原発は東日本大震災で大きな揺れに見舞われ、わかっているだけでも 1000 個所以上のひび割れが見つかった被災施設だ。審	します。 ➤ 観測された原子炉建屋の各階の加速度は、建屋の振動特性による影響を受けているため、解放基盤表面である原子炉建屋基礎版の下端で設定された基準地震動の加速度と直接比較はできません。設計においては、基準地震動を基に、建屋の振動特性を考慮して各階の地震応答を評価しています。 設置変更許可の審査において、原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震後に実施した地震計の観測記録に基づく解析により、鉄筋が降伏していないこと並びに機能維持限界耐力及び終局耐力については、試験等により過去の工事計画認可申請において実績のある復元力特性の各耐力を上回っていることを確認しています。相対的に耐力の小さい原子炉建屋上部について、より一層の耐震性向上の観点から耐震壁及びブレースを追設した耐震補強を実施しており、それを含めた設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ コンクリート強度に関しては、ひび割れが生じた建屋の耐震壁からの抜き取り試験により、強度低下がないことを確認しています。 ➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
査に当たって仮定した性能・強度が実際には損なわれている危険性は無視できない高さがある。 ➤ ふつうの住宅でも数千 gal に耐えると言われるのに、悪い冗談のようです。また、直下型地震で、数千 gal の加速度を現実にも何度観測しています。このように耐震性の低い施設の再稼働は許容できません。 ➤ 2011 年 3 月 11 日の地震が将来にも最大規模のものであるという保証は科学的に証明されていない。日本列島の成立ちを考える	➤ 御指摘の地震動は地表面におけるものと推察します。地表では柔らかい地層により地震動が増幅されることから、硬質地盤である解放基盤表面で設定される基準地震動と地表面における地震動の加速度の比較はできません。 新規制基準は、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、発電所ごとに基準地震動を評価することを要求しています。 また、基準地震動は、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。 建物・構築物については、策定された基準地震動を用いて、建物・構築物の振動特性を考慮した地震応答解析を実施したうえで評価する方針とすることを求めています。 設置変更許可の審査において、申請内容がこの要求に適合する方針であることを確認しています。 なお、建物・構築物の設計の詳細は、工事計画の審査において確認します。 ➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
と、４プレートの接点にあることを考えれば、「絶対にこわれない」「想定外は許されない」強度の検討をすべき。 ➤ 原発は戸建ての１／１０の強度。 【地震応答解析】 ➤ 耐震安全性の評価ですが、女川原発２号機の基準地震動Ｓ２は３５０ガルだったと思います。 今度１０００ガルに引き上げましたが、約３倍です。そんなに裕度があるのでしょうか。 地震応答解析において、減衰定数をはじめいろいろなテクニックを駆逐して、基準内に収める工夫などしていないのかと疑いを抱いています。御検討ください。 【建屋・構築物及び機器・配管系の被害の検証と補修】 ➤ 東北地方太平洋沖地震により損傷を受けた建物・構築物と設備・機器の補修の実施とその実効性を検証したのかどうかについて、審査書案には何ら記載がない。もし検証したのであれば、その内容を審査書に明記するとともに、関連資料の公開を求める。もし検証していないのであれば、再稼働の前提条件の一つである設置変更許可を審査する規制機関として重大な不作為であり、審査のやり直しを求める。その理由として、東北地方太平洋沖地震の際に、女川２号機では原子炉建屋の耐震壁に多数のひび割れ（１１３０箇所）が確認され、東北電力は技術的評価にもとづき、同建屋の剛性が顕著に（最大 ７０％）低下していることを規制委員会に報告した。同報告後、建屋の剛性低下対策がどのように行われ、その	➤ 同上 ➤ 設置変更許可の審査において、地震応答解析は、耐震設計に関し適用実績のある規格及び基準に基づいた手法及び条件を適用する方針を確認しています。減衰定数等を含む解析条件の妥当性については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 法令上、地震等により損傷を受けた原子炉施設は、規制基準への適合の維持及び補修等の必要な措置について、次のとおり要求されています。 原子炉等規制法において、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。そのため設置者は、過去に発生した地震等が施設の健全性に及ぼした影響について評価し、原子炉施設の技術基準規則への適合が維持されているかどうかという視点で確認し、必要に応じて修理することとなります。 また、地震により原子炉の運転が停止した場合、申請者は、地震

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
実施効果がどのように確証されたのかを含めて、東北地方太平洋沖地震による影響とそれへの対策の有効性を規制委員会はチェックすべきである。	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ます。 そのため、女川原子力発電所について、申請者は、東北地方太平洋沖地震において、地震発生当時の女川原子力発電所における観測記録から得られた解放基盤表面における地震動が基準地震動（580Gal）を一部周期帯で上回ったため、原子炉施設がその保守管理を行う観点から特別な状態にあると判断し、実用炉規則第８１条第１項第７号に基づき、特別な保全計画を策定しました。申請者はこの保全計画に基づき、建物・構築物及び機器・系統の健全性確認を行っており、その実施状況については、原子力規制委員会が保安検査等で確認しています。保全計画に基づいた保守管理を実施しているかなどを含め、事業者の保安活動について、今後、原子力規制検査を通じて監視していきます。 女川原子力発電所の設置変更許可の審査においては、特別な保全計画に基づく補修及びそれを踏まえた設計の方針について、以下のとおり確認しています。 建物・構築物については、現状のひび割れを踏まえた初期剛性低下に加えて、さらに、基準地震動相当の地震を経験した場合の剛性低下を考慮することにより、今後のひび割れの進展及び増大を考慮した設計とし、基準地震動に対する耐震性を評価する方針としています。 なお、建屋のひび割れについては、経年劣化を防止することを目的として補修を行う方針としています。 また、機器・配管系の設備については、申請者から、上記に基づき実施されている特別な保全計画としてこれまで実施した機器・

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
	配管系の地震後の設備健全性確認に関して、耐震重要度分類のＳクラス設備に損傷はないこと及びＢ、Ｃクラス設備のうち異常が確認された設備（蒸気タービン（Ｂクラス）他）については、取替、補修等により復旧を行う方針であることが示されています。設備の耐震設計にあたっては、特別な保全計画の点検結果及び初期剛性低下を考慮した地震応答解析の結果等を反映する方針としていることを確認しています。 建物・構築物及び機器・配管系の地震応答解析結果に基づいた耐震設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。建屋の耐震設計方針等、審査の根拠となった資料は、原子力規制委員会ＨＰにて公開しています。 なお、審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。建物・構築物及び機器・配管系の補修方法の妥当性については、上記のとおり法令上の要求に基づく規制の各段階において確認することとしており、設置変更許可段階の審査書（案）には記載しておりません。
➤ 女川原発は、「3.11」はじめ何度も大地震に遭遇し、建屋や設備、また機器や配管等が深刻な痛手を被り、安全余裕を蝕んでいることは明らかだ。	➤ 同上
➤ 女川原発は震災被災原発です。報道によりますと、1130ヶ所もひび割れたところが見つかっており、個々のひび割れを手当てするだけでは、安全性の確保はできないのではないかと考えます。	➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 女川原発は、東日本大震災で被災した原発であり、原子炉建屋のコンクリート壁には、１１３７箇所のヒビ割れが確認されていた。宮城県の「女川原子力発電所２号機の安全性に関する検討会」でも、稼働に耐えられるか議論になってきた。審査では、十分に設備や機械、計器類の検証が行われたとはいいがたい。再稼働してはならない。	➤ 同上
➤ 女川原発は東日本大震災で被災した特別な原発です。タービンやクレーンも破損しています。設備や機械類、計器、配管などの検証はされているのですか。	➤ 同上
➤ 女川原発は、被災原発です。建物の老朽化に被災が輪をかけ、ひびまみれだったことは誰もが知っていること。それをちょいちょい、とメンテしたところでなぜ安全と言えるのですか。更にフクイチは津波に合った、でも女川原発は大丈夫だった、と得意げに語る方もいらっしゃいますが、それは自慢にはなり得ません。今後も女川原発が多くの地震に見舞われることは必至、そのためには今の不十分な被災検証で安全審査合格を出せるはずがありません。完全に被災検証ができたとしても、原子力発電所は軒並み即廃炉すべきと考えます。	➤ 同上
➤ 女川原発は、３・１１東日本大震災の震源に最も近い「被災原発」である。加えて、２００３年の三陸南地震、２００５年の８・１６宮城地震により、いずれも当時の基準地振動を超える振動で揺さぶられた原発であって、「原子炉など主要設備をつなぐ配管の接合部が弱点」との指摘（東北大災害科学国際研究所：源栄正人	➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
教授・地震、耐震工学）もあることからすると、日本が経験したことがない「被災原発の再稼働」の領域に踏み込むべきではない。 ➤ 2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震で女川原発 2 号機は、建屋に 1000 ヶ所におよぶひび割れが報告されていた。そのことによって建屋の耐震性は低下したことになる。問題は、補修することによって、耐震性が以前よりも上がったかどうかである。少なくとも 2011 年 3 月 11 日の地震以上の耐震性を持っているようになったか否かである。 通常、ビル、橋等は新たに作り替える方が強度を増すことができるものである。 ➤ 原子力市民委員会、所属のプラント技術者は、女川原発 2 号機の設計基準について、（ⅢⅠ-1 地震による損傷の防止（第 4 条関係）/p. 10）、以下の意見を公開されている。1）東北地方太平洋沖地震（2011 年 3 月 11 日）により損傷を受けた建物・構築物の補修の実施とその実効性を検証したのかどうかについて、審査書案には何ら記載がない。もし検証したのであれば、その内容を審査書に明記するとともに、関連資料の公開を求める。もし検証していないのであれば、再稼働の前提条件の一つである設置変更許可を審査する規制機関として重大な不作為であり、審査のやり直しを求める。 ➤ 女川原発は 3. 1 1 以前から何度も大地震にあっており、その極めつけが 3. 1 1 被災でした。福島第一原発と同じ状態になるのを間一髪（生き残った電源 1 本だけ）で免れたものの、爆発こそ	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
起こさなかったが、建屋には無数のヒビが入り、多数の設備・機器類がこわれたと、事故当時聞いております。これらの修理が完全になされたのでしょうか。確信がもてません。 ➤ 「機器・配管系については、耐震Ｓクラス設備に地震による損傷はなく、観測波に基づく地震応答解析結果が弾性範囲内であること、・・・、復旧するため地震による損傷は残らないことから、機器・配管系の設計において、・・・設計への反映事項はないとした。」と記載されているが、原子炉用配管の変形が弾性範囲内にとどまっていたかは、計算上だけではなく実機について、どのようにして判断したのか。 2007 年の新潟県中越沖地震(M6、8)で被災した東京電力柏崎刈羽原発で、同じ問題が新潟県技術委員会で詳細に議論された。目視検査、浸透探傷検査あるいは磁粉探傷検査、超音波探傷検査のいずれによっても、地震によって塑性変形したか否かを判定するのは不適であることが合意された。特に、原子炉容器の入りロノズル周辺の塑性ひずみは直に訊べようがない。シミュレーションに頼るしかないと言うかもしれないが、しかし、それでいいのか？大きな疑問と不安とが残る。もっと抜本的な、解体修復的な、披査と対策が不可欠ではないのか。 ➤ 女川原発は２度に渡り過去の基準地震動を超える地震に見舞われている。補強工事をしたにしても時間が経過すれば劣化が進むことになる。原発は廃炉作業なども含めれば数十年先をも見越した審査が必要と思うが、それまで持つのかどうか甚だ疑問だ。	➤ 同上 ➤ 同上 なお、廃止措置については、設置変更許可とは別に、原子炉等規制法に基づき、事業者は廃止措置計画を定め、原子力規制委員会の認可を受ける必要があります。

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 大地震に被災した原発であり、その影響による剛性低下などを検証した記述がない。その点をやり直す必要がある 【波及的影響】 ➤ 排気筒（地上高さ 160m の鉄塔）の耐震安全性は信頼に足るものでしょうか。また、倒れた場合、２号機原子炉建屋にまで達する可能性のある排気筒があるようです。（問合せたところ２号機までの距離はおおよそ 150m 位の排気筒と 200m 位の排気筒とがあるとのこと）、高さ 160m の排気筒の倒れ方次第では、建屋をはじめ重要な諸設備、機器等を備えた他の建物や事務新館にも被害をもたらすことが考えられるでしょう。排気筒の安全対策について、信頼性を徹底したご審査を期したい。 【耐震重要度分類】 ➤ 非常用取水設備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。なぜならば、これらは原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク（海）まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設は S クラスとすること（設置許可基準規則の解釈（別記 2）第 4 条 2 の一）」に該当するからである。 しかしながら、既存の原子力規制委員会のスクリーン室等に関する	➤ 御指摘の東北地方太平洋沖地震等による剛性低下については、審査書（案）Ⅲ－１．２の 3．（１）「地震応答解析による地震力」に記載しています。 ➤ ２号炉排気筒（高さ 160m）については、耐震重要度分類の S クラスとしていることから、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。また、１号炉排気筒（高さ 125m）は、１号炉排気筒下斜面の崩壊を仮定した場合に最も近い２号炉排気筒へ到達する可能性があるため、耐震重要施設へ波及的影響を及ぼし得る施設として抽出し、基準地震動により斜面が崩壊しないことを確認するとともに、１号炉排気筒本体も基準地震動に対して倒壊することがない設計とする方針であることを確認しています。なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 設置許可基準規則の解釈別記 2 第 2 項第 1 号において、耐震重要度分類の S クラスに分類される「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」は、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等が該当し、具体的には、直接その安全機能を有する各種ポンプ、配管等を指しています。 女川 2 号炉の非常用取水設備である取水口、取水路、海水ポンプ室等は、原子炉補機冷却海水系統に使用する海水を取水する海水ポンプ等へ導水するための流路を構築するための構造物であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」には該

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）	
御意見の概要	考え方
る見解は、スクリーン室等が、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。また、回答に「これらの設備は、地震によるひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず、」とあることは、ひび割れを上回る規模の大きい損壊により通水性が損なわれるおそれを無視した妥当性を欠く例示表現である。 それを踏まえ、耐震Ｃクラスの取水構造物について、以下の点を明らかにされたい。（１）基準地震動によりコンクリートの損傷がひび割れ程度にとどまるとは、どの法規条文によって規定（担保）されているのか。 （２）女川第２の設置変更許可申請書と関連書類のどこにその設計方針と評価結果が記載されているのか。 ➤ 耐震重要度分類は不合理である。例えばＳクラスとされる冷却系統について、通常圧力バウンダリを構成する部分についてはＳクラスと指定されているのに、これを最終的に逃がす場所である「最終ヒートシンク」の大半の部分はＣクラスとされており、これでは冷却不能になる事態が想定されるからだ。具体的には非常用取水設備を構成する設備のスクリーン室等については、Ｃクラスで設計されており、これらがＳクラスで設計されていないのは誤りである。これらは原子炉を冷却する際に、圧力容器内の熱を海まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設はＳクラスとすること（設置許可基準規則の解釈）」に該当する。従って、冷却	当しません。 設置変更許可の審査において、取水構造物をＣクラスに分類した上で、基準地震動に対して機能維持する方針であることを確認していることから、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と判断しています。 設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。当該審査に用いられる、耐震設計に係る工認審査ガイドでは、非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物等を屋外重要土木構造物と定義し、当該土木構造物については、基準地震動による地震力と地震力以外の荷重の組合せに対して、施設に生じる応力又は変形等が限界値に対して妥当な余裕を有していることを確認することとしています。 女川２号炉の設置変更許可申請書の第一回補正書（令和元年９月１９日付け）の８－１－６６９に設計方針等が記載されています。 ➤ 同上

III-1. 2 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
系統は一貫してSクラスとしなければならない。 ➤ Bクラス、Cクラスに分類したものについても、実際の地震・津波の際に壊れては重大な事故につながるおそれのあり、本来は全てSクラスにすべきではないか。そうしないのは、仮に全てSクラスにすると原発の稼働ができないという「経済的合理性」に基づいているのではないか。 ➤ 2012年6月に、女川原発1号機の天井クレーンの軸受けが損傷した。軸受けは、基準地震動Ssの地震力に対する機能要求はなくBクラスである。これは、非常事態でクレーンを動かそうとした時に、燃料が取り出せないという事態が発生するのではないか。クレーンを動かすのに必要な軸受け等の機能要求は、Ssクラスにすべきではないか？ ➤ 同様に、「建物・構築物の水平地震力」についても「水平地震力については、地震層せん断力係数に、施設の耐震重要度分類に応じた係数（Sクラスは3.0、Bクラスは1.5 及びCクラスは1.0）を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。」としているところも不合理であり、建屋毎に強度が異なるため、それぞれの接続部において、大きな変位が発生することとなる。そのため建屋間を通っている配管、電路系統などが破損して冷却不能となる事態を招いたり火災を生じさせる原因とな	➤ 耐震重要度分類のBクラスに分類される施設とは、Sクラス施設と比べ、その安全機能の機能喪失によって生じる放射線による公衆への影響が小さい施設であり、Cクラスはさらに影響が小さい施設です。 全ての施設を耐震重要度分類のSクラスに分類するということは、特に重要な施設を確実に守るとの観点からは必ずしも有利にならない可能性があることから、施設の重要性に応じて耐震重要度を分類することは合理的であると考えます。 ➤ 原子炉建屋クレーンは、原子炉内に装荷された燃料の取出し作業には使用しません。 また、重大事故等において、原子炉建屋クレーンを使用することは想定されておらず、重大事故等対処設備として位置付けられておりません。このため、非常事態を想定して原子炉建屋クレーンを耐震重要度分類Sクラスとする必要はないと考えます。 ➤ 設置許可基準規則の解釈別記2では、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位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ように設計することを求めています。また、この波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用することを求めています。設置変更許可の審査において、耐震重要施設と耐震重要度分類の下位クラスの施設との接続部における相互影響の評価も含めて、申請内容がこれらの要求に適合していることを確認しています。なお、設計

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
る。火災については 2007 年の中越沖地震において柏崎刈羽原発 3 号機で実際に経験したことである。これらの反省を踏まえるならば、Ｓクラスに接続する施設設備はＳクラスの耐震重要度とすべきである。 【地下水位の設定】 ➤ 防潮堤にしても、強固なものにした結果、逆に地下水の流れを変えて、建屋側は水が溜まり液状化、海側は地盤沈下の恐れが出てきます。地下水管理システムなどで管理すると言っても、それは自然の冒とくであり、それが出来ない現実が福島第一原発ではないでしょうか。 ➤ 防潮堤地盤改良工事による、地下水の影響をどのように考慮したのかが不明。そこに福島事故の汚染水の知見はどのように生かされているのか。 ➤ 被災した原発の再稼働審査なのだから慎重に審査するべきです。東日本大震災の震源地にも近いし、何度も津波に襲われている土地なのに、強度の防潮堤のため地下水の影響で沈下する可能性さえある。そんな状況で、次の地震に耐えられるか疑問である。	の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 設置変更許可の審査においては、防潮堤下部を地盤改良することで敷地から海への地下水の流下がせきとめられるため、地下水位が地表付近まで上昇する可能性があることから、耐震性を含め適切に信頼性を確保した地下水位低下設備により一定の範囲に保持した地下水位に基づいて、地震時の敷地の液状化及び沈下を評価する方針とすることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－１．２ 耐震設計方針（第４条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 地震により建屋が損壊、沈降等して、地下水が流入する場合の評価を記載するよう強く求める。本件原発では、防潮堤の地盤改良工事により地下水が遮断され地下水位の上昇が見込まれることから、事業者は地下水位低下設備を設置するとしているが、地震により建屋が損壊、沈降等した場合には、同じく地震によって地下水位低下設備も損壊、停止等する可能性が高く、同設備が機能しないことを前提に建屋損壊による地下水流入を評価すべきである。	➤ 耐震重要施設が設置された建屋については、岩盤上に設置されていることを確認しており、耐震重要施設に影響を与えるような沈降はしません。また、これらの建屋は、基準地震動に対して機能維持すること又は波及的影響を防止する観点から損傷等しない設計とする方針であることを確認しています。 地下水位低下設備についても、基準地震動に対して機能維持する設計とする方針であることを確認しています。 したがって、耐震重要施設が設置された建屋が地震により損壊、沈降し、かつ、地下水位低下設備が損壊、停止するような状況を想定して地下水の建屋への流入を評価する必要はないと考えられます。

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
【地盤の変位・支持について】 ➤ 女川原子力発電所はもともと砂浜であった場所であり、もろいジュラ紀の地層に立地しており、極めて危険である。また、敷地に認められる断層は「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと認めたのはなぜなのか。	➤ ジュラ紀の地層は新しい時代の地層と比べて一般的に硬いとされています。敷地の地盤については、規制委員会は、基礎地盤を構成する岩石に関する試験結果、対象施設の最大接地圧の評価結果等から、施設を十分に支持することができることを確認しています。 また、規制委員会は、断層の新旧関係（切り切れ関係）並びに断層の最新活動面に確認される鉱物脈の晶出状況及び生成環境等から、重要施設を設置する地盤に確認された断層は前期白亜紀の熱水活動が終息して以降に断層活動がないと評価でき、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないことを確認しています。

Ⅲ－３．１ 基準津波（第５条関係）	
御意見の概要	考え方
【基準津波の策定について】 ➤ 津波の想定が原発付近で過去起きた最大規模、強さを想定していない。 ➤ 再び宮城県沖での地震が起きたときに想定を上回らないとはいえない。 ➤ 地震・津波の予測には限界があり、策定された基準地震動・基準津波で十分だとは言いきれない。 ➤ 地震に伴う津波について書かれていますが、過去のデータやシミュレーションなどで自然の脅威は計り知れません。 ➤ 女川原発はくり返し巨大地震と大津波を発生させている日本海	➤ 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。 規制委員会は、地震に伴う津波及び地震以外の要因による津波による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

Ⅲ－３．１ 基準津波（第５条関係）

御意見の概要	考え方
溝沿いの震源域に最も近い。 ➤ 島崎邦彦・元原子力規制委員長代理（地震学）は「将来起こる地震は、自然が決める」と地震・津波の予測の限界を指摘している。 ➤ 島崎邦彦・元規制委員長代理が、「3.11の教訓は自然はごまかさないという事。何の駆け引きもしないし、1厘たりともまけてくれない。そういう自然があるという事を学ばなければならない」と述べている。 【東北地方太平洋沖型の地震による津波等（パラメータ）について】 ➤ 東北地方太平洋沖型の地震における基準断層モデル②において、地震規模を Mw9.04 としたとあるが、委員会がこれで十分安全側の評価ができるとして認めた値か、申請者の想定した値を鵜呑みした数値か。この箇所以外にもパラメータをどう評価して使っているのか不明なものばかりである。	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。 ➤ 規制委員会は、東北地方太平洋沖型の地震に伴う津波のうち基準断層モデル②の地震規模については、岩手県沖南部～茨城県沖に設定したすべり領域（断層面積）から Mw9.04 と設定していることを確認しています。さらに、以下のことから、妥当であると総合的に判断しています。 ● 基準断層モデル②をベースに、海溝側のすべりを強調した基準断層モデル③を設定していること ● 規制委員会の指摘を踏まえ、既往知見を参考に、広域の津波特性を考慮した青森県東方沖及び岩手県沖北部～茨城県沖をすべり領域（断層面積）とした基準断層モデル①（Mw9.13）を設定していること また、規制委員会は、上記の基準断層モデルにおけるパラメータ等については、以下の通り設定し、津波水位評価をしていることから、妥当であると判断しています。 ● 最新の知見を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の面積、

Ⅲ－３．１ 基準津波（第５条関係）

御意見の概要	考え方
【アウターライズ地震による津波評価について】 ➤ アウターライズ地震による巨大津波の可能性がある。 ➤ 津波解析シミュレーションで東北沖アウターライズ地震による津波高さを確認すべき。アウターライズ地震による津波は巨大である。例えば、明治三陸沖地震の 37 年後に発生した 1933 年の昭和三陸沖地震では震度 5 が記録され、大船渡で約 29m の津波が観測されている。ところが審査書では、アウターライズ地震について「観測記録を用いた検討による評価を実施した」（審査書 P. 17）とあるのみ。津波解析シミュレーションを実施すべき。2011 年東北地方太平洋沖地震に続くアウターライズ地震の発生が危惧されるのだから、津波解析シミュレーションにより、東北沖の各地点でアウターライズ地震を発生させて女川原発敷地への来襲津波の最大高さを確認するべきだ。	すべり量等について、不確かさを考慮して設定していること ● 規制委員会の指摘を踏まえ、大すべり域及び超大すべり域の位置については、宮城県沖の大すべり域の位置を 10km 単位で移動させたパラメータスタディを行い、敷地への影響が最も大きい位置に設定していること ● 規制委員会の指摘を踏まえ、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について敷地への影響について検証を行い、破壊開始点に加え、破壊伝播速度の不確かさを考慮していること ➤ 規制委員会は、アウターライズ地震に起因する津波については、最新の知見を踏まえ、1933 年昭和三陸沖地震津波の既往知見（最大 Mw8.35）を上回る、保守性を考慮した波源モデル（Mw8.6）を敷地前面の海溝軸付近に設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜等、各種の不確かさを考慮して、津波シミュレーションを実施し、敷地前面等の津波水位を適切に評価していることを確認しています。 また、御意見で引用している審査書（案）における記載は、地震動評価における検討用地震の選定に係る記載であり、上記の津波評価内容については当該審査書（案）の「Ⅲ－３．１ 基準津波 １．地震に伴う津波 （３）地震に伴う津波評価 ③海洋プレート内地震に起因する津波」に記載しています。

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
【２．基本事項 （１）敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置】 ➤ 女川原発は、東日本大震災の震源地に最も近いところに位置します。3. 11 の津波は敷地の 80 センチ下まで迫り、福島第一原発と同じ運命を辿っていてもおかしくなかったと思う。いくら安全対策工事が来年度中に終わるとはいえ、動かしちゃいけない危険な原発であることに違いはないはず。 ➤ 東日本大震災時、女川原発は、ほんの数メートルの差でたまたま非常用電源の喪失を逃れた。この事実を決して忘れてはならない。所詮人の予測、規定などその程度のものであり、ケタ違いの津波の到来を先の事故の教訓として生かすべきではないか。 ➤ 「3. 11」を踏まえて 29m の防潮堤となったが、将来的な津波到来において規模的にも質的にも充分だという保証はない。科学的知	➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、基準津波の策定方法や津波防護対策に対する要求が大幅に強化されています。 設置変更許可の審査において、基準津波については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して策定していることを確認しています。 また、防潮堤については、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。具体的には、津波の流入を防止するため、敷地前面の入力津波が O. P. +24. 4m であるのに対し、O. P. +13. 8m の敷地前面に O. P. +29. 0m の高さの防潮堤を設置する方針を確認しています。 また、取水路、放水路等の経路から津波の流入を防止するため、津波防護施設として防潮壁及び取放水路流路縮小工並びに浸水防止設備として浸水防止蓋、水密扉、逆止弁付ファンネル及び逆流防止設備を設置することを確認しています。 なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
見としてではなく、再稼動を前提として経済的に可能な水準で決定したと思われる。女川原発はその立地上、津波常襲地域であることを大いに配慮し、その建設に当たっては、十分に余絡をもって建てられたにも拘わらず、「3.11」では結果的に1mに満たない極めてスレスレの状態であらうじて浸水を免れた経験を踏まえるとこれで充分と言えない。 ➤ 防潮堤が何メートルだろうがどんな安全対策をしようが、事故が起こる。 ➤ 規制委は、海からの高さ29メートルの防潮堤を設置するなどの東北電力の「対策」を了承したが、安全という保証はない。 ➤ 防潮堤は、巨大な津波に耐えられるのか。 ➤ 「津波防護対策として女川湾に面した13.8mの敷地前面に29mを天端とする鋼管式鉛直壁と盛土堤防で構成される防潮堤を設置する」と記載しているが、全長800mの防潮堤のうち10mおきに1本だけが硬い岩盤に達しており、他の鋼管は達していない構造と聞いている。このような構造で本当に津波による浸水を防げるのか、3.11大震災で釜石湾の高さ60mの巨大な防潮堤が壊れた様子から、不安であり、疑問がある。 ➤ 防潮堤の一部のくいが岩盤に達せず、地盤改良し、さらに置換コンクリートを設置するとのことだが果たしてそれで防潮堤は安全と言えるのか。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 防潮堤の長杭については、岩盤に直設支持され、長杭間にある短杭については、改良地盤を介して岩盤に支持される設計とし、基準地震動による支持地盤のすべり安定性を確保するために置換コンクリートを防潮堤前面に設置する方針であることを確認しています。 ➤ 同上

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 防潮堤と接続している地盤は津波の弱部とならないか。 ➤ 29mの防潮堤を新設したが、雄勝等は^{おがつ}38mまで津波が襲来した。 ➤ よく津波が来る地域に、あの防潮堤では不十分だと思う。地盤沈下するのであれば安全は守れない。また、最悪のシナリオだと、津波の第一波目で傾き、二波目で壊れ、三波目で倒れる構造となり、3月11日の教訓を踏まえていないのではないか。	➤ 防潮堤と接続している地盤については、基準地震動に対する安定性が確保された敷地内の岩盤と同等の岩盤であることを確認しています。なお、当該地盤の高さは、O.P. +29.0mの防潮堤の高さ以上であることを確認しています。 ➤ 津波高さは、海底地形や遡上域の地形等の影響を受けるため、地域や場所ごとに津波高さや遡上高さに差が生じます。 設置変更許可の審査において、申請者が、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して、基準津波を策定した上で、公的機関等による陸域及び海域の地形データを用いて、基準津波の波源からの数値解析により、防潮堤前面の入力津波を設定することを確認しています。また、入力津波の設定において、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。 上記により設定された防潮堤前面の入力津波は、O.P. +24.4mであり、これに対し、O.P. +13.8mの敷地前面にO.P. +29.0mの高さの防潮堤を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。 ➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、基準津波の策定方法や津波防護対策に対する要求が大幅に強化されています。 設置変更許可の審査においては、防潮堤下部を地盤改良することにより、沈下しない構造とする方針であることを確認していま

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 津波も何波にもわたって襲来し、東日本大震災では、岩手県宮古市田老の防潮堤が粉みじんになるなど想定外の事態が起こったが、それらの知見はいかされているのか。 ➤ 巨大な防潮堤直下の地盤改良という難工事を本当に完遂できるのか。それによって十分な地盤強度が得られるのか。まったく保証はない。そもそも基準に合致しない防潮堤を作ったことが問題であり、そのような女川原発に「基準適合」という審査結果を出すべきではない。「基準適合」との審査結果を出すのであれば、基準に適合した防潮堤をいちから作り直させるべきではないか。 ➤ 防潮堤直下の地盤改良は完遂できるとは思わない。地盤改良の工事の具体的な計画を明示していない。さらには、工事後の検証をどのような方法とするのかも説明できていないし、地盤の強度が確保されたと実証するのか。上記の点から、地盤改良については信用できない。 【３．津波防護の方針（２）敷地への浸水防止（外郭防護１）】 ➤ 防潮堤の内側には山側からの雨水や地下水を放出するための排水管を設置するのか。また、配水管を設置した場合、高波や津波が入り込まないようにするためにどのような工事をするのか。	す。また、防潮堤は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して津波防護機能が維持できるように設計する方針であることを確認しています。設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 同上 ➤ 設置変更許可の審査においては、一般産業施設の施工事例や申請者が実施した試験施工結果から、施工成立性の見通しを確認しています。また、改良地盤の物性値については、申請者が所定の物性値が確保されていることを施工時に確認する方針であることを確認しています。詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 同上 ➤ 設置変更許可の審査において、本発電所敷地内の雨水、地下水については、屋外排水路により、防潮堤を横断し、海域に排水する設計とすることを確認しています。また、屋外排水路が敷地への

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 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、東京電力福島第一原発事故の際も運用を優先して、安全装置が働かなかったと疑われる事例も有るのでオペレーションにより、すべての逆止弁の安全装置が機能しない設計でない事を確認すべき。 ➤ 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。 【３．津波防護の方針（３）漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護２）】 ➤ 津波に対して、防潮堤を作ったが、29mを超えた海水が溜まったのを「短期間」で、どう排水するのか。ポンプでは間に合わないのではないか。	津波の流入経路となることから、津波の流入を防止するため防潮堤の横断部に逆流防止設備を設置する方針を確認しています。 ➤ 設置変更許可の審査において、地下部の水路等から敷地内への流入経路については、流入の可能性を網羅的に検討した上で特定し、流入を防止する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流防止設備及び逆止弁付ファンネルについては、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。 ➤ 設置変更許可の審査において、浸水防止蓋については、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を確認するとともに、今後、これらの手順の遵守状況を含む事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて監視していきます。 ➤ 設置変更許可の審査において、申請者が、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して、基準津波を策定した上で、公的機関等による陸

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
➤ 「申請者は、…長期間の浸水が想定される場合は、…排水設備を設置する方針としている。」と記載しているが、「長期間の浸水が想定される」かを確認したのか。 ➤ 「解釈別記３は、…影響がないことを確認することを要求している。」「申請者は、…影響がないことを確認するとしている。」「規制委員会は、…影響がないことを確認するとしており、これらの方針が解釈別記３の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。」と記載しているが、「確認」の結果がなんら記載されておらず、要求事項に対し適合していると言えるのか。	域及び海域の地形データを用いて、基準津波の波源からの数値解析により、防潮堤前面の入力津波を設定することを確認しています。また、入力津波の設定において、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。 上記により設定された防潮堤前面の入力津波は、O.P. +24.4m であり、これに対し、O.P. +13.8m の敷地前面に O.P. +29.0m の高さの防潮堤を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。 ➤ 設置変更許可の審査において、取水口を通じて海水ポンプ室に浸水した海水は、海水ポンプ室床面に設置する逆止弁付ファンネルから排水されることから、排水設備の設置は不要であることを確認しています。なお、今後の設備の設置等に伴い、浸水量の評価に影響を及ぼし、長期間の浸水が想定される場合には、排水設備を設置する方針であることを確認しています。なお、設計の詳細については、工事計画の審査において確認します。 ➤ 設置変更許可に係る審査においては、基本的な設計方針について確認しています。 そのため、設置許可の審査において、海水ポンプ室補機ポンプエリアに設置する逆止弁付ファンネルについて、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプへ影響を与えない方針とすることを確認しています。なお、設置許可の審査では、漏水量評価において重要な安全機能を有する設備の機能を

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）	
御意見の概要	考え方
【３．津波防護の方針（５）水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止】 ➤ 女川原子力発電所では津波の引き波による海面の低下を考慮して原子炉冷却水の取水口が設計されていた。それにも関わらず、東北地方太平洋沖地震に伴う最大の津波の後に発生した強い引き波によって海面が下がったとき、短時間ではあるが海面が原子炉冷却用の取水口よりも低くなっていた可能性が指摘されている。 ➤ 過去の津波による漂流物について評価したようだが、技術の進歩が速い昨今、さらに大きな漂流物が現れる可能性があるのではないか。そのような漂流物には対応できるのか。 【４．施設又は設備の設計方針（５）】 ➤ 津波防護設備は 19t の漁船の衝突に十分耐える構造としているが、設定の船の大きさはこれで十分なのか。さらに作業船などについては、束縛や緊急離岸を的確に行って漂流物を発生させないとしている。説明に窮すると最後は精神訓に頼るのは非科学的であり、危険で納得できない。当然、物理的に防潮堤を保護する対	喪失する高さまで浸水しない見通しであることを確認しています。詳細な評価については、工事計画の審査において確認をします。 御意見を踏まえ、方針を確認している旨が明確になるよう修正します。 ➤ 設置変更許可の審査において、取水口底盤に貯留堰を設置し、基準津波の引き波時に非常用海水ポンプに隣接する循環水ポンプを停止する手順を整備することで、基準津波の引き波による水位低下時に非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすることを確認しております。具体的には、基準津波時に貯留堰を下回る時間が約 4 分に対して、非常用海水ポンプが約 26 分間運転できる水量を確保していることを確認しています。 ➤ 設置変更許可の審査において、申請者が、継続的に敷地内外の漂流物調査を実施し、新たな漂流物が抽出された場合には、漂流物による影響を再評価する方針としていることを確認しています。 ➤ 設置変更許可の審査において、漂流物評価の結果から、発電所敷地内外の漂流物で最も重量が大きい物が 19t の漁船であることを確認しています。また、当該船舶も含め、抽出された漂流物が防潮堤に衝突した場合においても、津波防護機能が保持できるように設計する方針とすることを確認しています。設計の詳細につい

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）

御意見の概要	考え方
策が取られていなくてはならない。情報連絡が取れない船舶が原因で防潮堤が破損し原子炉事故が起こった場合に、事故責任はどこまで及ぶのか。原子炉が稼働するおかげで、女川湾に出入りする船舶が制限を受けるとなると、女川２号炉の再開は県知事、関係市町村長のみならず全国の船舶関係者や、それ以外にも制限を受ける各種団体からも合意を取り付ける必要が出てくる。そもそも、作業船の束縛や緊急離岸を的確に行わなければ安全が保てない地理的環境に原子炉を作って良かったのか。精神訓で事が解決できるのであれば、変更許可申請を膨大な資料付きで行う必要もなかろう。「事故を起こすことがないよう原子炉を運転する。」なる一行の変更許可申請で事足りるのである。 ➤ 「燃料輸送船等が挙げられるが、津波警報等発表時に緊急避難するため漂流物になりえない」と記載しているが、本当にこれで対応できるのか。すべての船が緊急対応の教育訓練を受けていて、常時緊急対応できる体制になっているのか。体制だけでは現実の事故を防ぐことはできない。防護柵を設けるなど、まず物理的に対策を施した上で体制に頼るべきだ ➤ 「また、港湾内に停泊する燃料等輸送船、作業船、貨物船等については、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、必要に応じ固縛等の措置を講じた上で、…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。」と記載しているが、確実に離岸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。	ては、工事計画の審査において確認します。 また、発電所敷地内に停泊する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おり、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。 なお、その他の発電所敷地外を航行する船舶については、津波襲来時の流速及び流向の経時変化等を考慮した上で、発電所に到達する漂流物とならないことを確認しており、女川湾に出入りする船舶に何かしらの制限を設けるものではありません。 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針（第５条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ あらゆる可能性を排除しないことを考えれば、停泊する燃料等輸送船も漂流物と考えるべきではないのか。 ➤ 「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。」と記載しているが、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は言い切れないのではないのか。 ➤ 「燃料輸送船等」が、津波警報発令から津波到達までに必ず緊急退避出来るとは限らないと思う。この輸送船等が運悪く取水口に衝突した場合であっても、取水口が閉塞されて過酷事故につながる恐れは無いのか。 【耐津波設計方針等】 ➤ 年超過確率の 10 の-7 乗のところまでは、40 メートルに達する高さになる。さらに防潮堤を越える 30 メートルの発生確率（年超過確率）は 10 の-5 乗付近になる。これは極めて高い。 東北電力による O. P. +29.0 メートルまでの防潮堤による津波対策は不十分。入力津波高さ O. P. +24.4m で対策されているが、この地域では 30m を越える津波は通常起こりえるものであると考えなければならない。 引き波の時の水面低下の対策も不十分。引き波による海面低下については 10 の-6 乗で 15m から 22m までも低下するが、最大水位下降量は 10m 程度しか想定していない。 設計基準を満たしていないから、新規制基準に適合していないので審査書は撤回すべきだ。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 規制委員会は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、適切に検討対象波源を選定し、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ています。 その上で、公的機関等による陸域及び海域の地形データを用いて基準津波の波源からの数値解析により、防潮堤前面の入力津波を設定していることを確認しています。なお、入力津波の設定については、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。これらにより、防潮堤前面の入力津波が O. P. +24.4m に対し、O. P. +13.8m の敷地前面に O. P. +29.0m の高さの防潮堤を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。 また、設置変更許可の審査において、取水口底盤に貯留堰を設置

III－3. 2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
	し、基準津波の引き波時に非常用海水ポンプに隣接する循環水ポンプを停止する手順を整備することで、基準津波の引き波による水位低下時に非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすることを確認しております。具体的には、基準津波時に貯留堰を下回る時間が約4分に対して、非常用海水ポンプが約26分間運転できる水量を確保していることを確認しています。 重大事故等の事故の想定において、津波が防潮堤を越え敷地に流入する事象について、浸水範囲と安全機能への影響について評価した結果、O.P. +33.9mまでは浸水防止壁の設置等により安全機能は喪失しないこと、O.P. +33.9mを超える場合は複数の安全機能が喪失するおそれがあるものの、その発生頻度は約7.3×10^{-7}/炉年であり、極めて低いことを確認しています。また、貯留堰を前提とし、引き波による非常用海水ポンプの機能喪失等による炉心損傷頻度を評価した結果、約1.6×10^{-7}/炉年であり、さらに低いことを確認しています。 さらに、防潮堤を越える津波など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。

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
➤ 竜巻により倒れた場合、2号機原子炉建屋にまで達する可能性のある排気筒があるようです。（問合せたところ2号機までの距離はおおよそ150m位の排気筒と200m位の排気筒とがあるとのこと）、高さ160mの排気筒の倒れ方次第では、建屋をはじめ重要な諸設備、機器等を備えた他の建物や事務新館にも被害をもたらすことが考えられるでしょう。排気筒の安全対策について、信頼性を徹底したご審査を期したい。 ➤ 昨今の気候変動を見れば、台風の規模も大きくなり、さらに東北地方においても勢力を落とさず接近するようになっており、近海水温の上昇により、今後更に大きな勢力の台風が発生しうると考えられる。そのことから、過去の経験則により上限値を定めることは、竜巻災害についても過小評価となる。日本では、100m/sの竜巻が最大級とされているが、米国では既に100m/sクラスは毎年のように発生しており、日本だから発生しないとは言えない。少なくとも120m/s以上を想定すべきである。（85p）	➤ 2号炉排気筒（高さ160m）については、設計対処施設として抽出しており、竜巻の風圧力による荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計としていることを確認しています。また、竜巻による飛来物に対しても、構造健全性が維持され、排気筒全体が倒壊しない設計としていることを確認しています。また、1号炉排気筒（高さ125m※）は、2号炉原子炉建屋から十分に離れており、最も近い2号炉排気筒からも150m以上離れているため、仮に竜巻により倒れた場合でも影響ないことから、竜巻により波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設として抽出していないことを確認しています。 ※：1号炉排気筒は2号炉排気筒の設置位置よりも35m高い土地に設置されており、頂部の高さは2号炉排気筒と同じですが、地上高さは125mです。 ➤ 原子力発電所の設計上想定される竜巻に対する防護設計を行うため、当該竜巻検討地域においては、藤田スケール3（F3）の竜巻はこれまで発生したことは確認されておりませんが、竜巻ガイドに基づき、設計竜巻の最大風速（92m/s）にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速100m/s）を想定していることを確認しています。設計竜巻の設定にあたっては、①国内において過去に発生した竜巻の最大風速（F3：70m/s～92m/s）と②竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（86.7m/s）を比較し最も大きな値として92m/sを基準竜巻として設定していることを確認しています。この基準竜巻の設定につい

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
	ては、データの信頼性を考慮し設計基準として保守的な値を設定していると判断しています。

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
【設計対応不可能な事象（火砕物密度流）について】 ➤ 「火砕物密度流については、敷地周辺までの到達が認められないことから、妥当であると判断した。」と、火砕流は到達しないとされている。十和田火砕流等を想定するべきである。 【火山事象の影響評価（降下火砕物）について】 ➤ 降下火砕物については、降下火砕物の分布状況及び、降下火砕物シミュレーション結果から総合的に判断し、鳴子荷坂テフラ（鳴子カルデラ）を考慮し、敷地における最大層厚を申請時の10cm から15cm へ見直し、鳴子カルデラによる15cm の最大層厚を設定している。つまり対策と想定が同じ層厚であるから、想	➤ 御意見の火砕物密度流については、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山ガイド」という。）において、敷地から半径160 km以内（地理的領域）※）にある第四紀火山について、原子力発電所に到達する可能性について評価することとしています。規制委員会は、火山ガイドを踏まえ、本発電所の運用期間に火砕物密度流が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、地理的領域内の影響を及ぼし得る11 火山による火砕物密度流が敷地周辺までの到達が認められないことから、妥当であると判断しています。 また、規制委員会は、本発電所において地理的領域外にある十和田は火砕物密度流の評価の対象外であることを確認しています。 ※）既往最大である阿蘇４の噴火による火砕流の到達距離から設定 ➤ 規制委員会は、降下火砕物の最大層厚15cm については、 ● 敷地及び敷地周辺の降下火砕物の分布状況、例えば敷地内で確認された最大層厚が10cm であること ● 鳴子カルデラを対象とした降下火砕物シミュレーションによる検討結果として、不確かさを考慮したケース（風向を敷地

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
定がギリギリである。想定の子倍の降下火砕物にも対策すべきである。 【火山事象の影響評価（降下火砕物）について】 ➤ 降下火砕物の層厚評価において、白頭山^{べくとうさん}は評価を実施しているのか。	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）での評価結果が12.5 cmであること から総合的に評価し、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。 また、降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設については、想定された降下火砕物の堆積荷重（層厚 15cm）に加え、常時作用する荷重、運転時荷重等を考慮した設計荷重が、許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、安全機能が損なわれない方針としていることを確認しています。 引き続き、建屋等の構造成立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。 ➤ 規制委員会は、降下火砕物に関する評価において、白頭山の降下火砕物は、敷地及び敷地周辺に降灰実績がなく、その分布状況から他の降下火砕物に比べて、敷地に及ぼす影響が小さいことを確認しています。

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
➤ 火山噴火では、周辺に火砕流等の直接的被害をもたらす事象の他に、火山灰が周辺地域に広く降り被害をもたらす。ことに、粒子の細かい火山灰はありとあらゆる隙間から建物や機械の内部に入り込むことが知られている。原発の制御機器の内部に入り込む可能性も当然考えられ、機械の停止や深刻な障害発生などをもたらすであろう。ありとあらゆる隙間から入り込む火山灰をいかに防ぎ、制御機器の動作を保証するか（東北電力の言い分を鵜呑みにするのは審査の意味がない）、今次審査をやり直して改めて検討考査する必要があると考える。 ➤ 下から４行目「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。」とあるが、取り替え又は清掃がどのように可能なのか、具体的な根拠を明示すべきである。火山灰により外部電源を喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が重要となり、動機が空冷式の場合に吸気口のフィルタの取り替え又は清掃がどのように可能かは焦点となるため。（97p） ➤ 火山灰の影響による電気設備等の故障は、フィルタで防御できるのか。フィルタが詰まった場合に、交換時間内に様々な問題に対処できるのか。その他自動車のエンジン故障が様々な問題を引き起こすのではないか。	➤ 電気系及び計測制御系の設計対処施設は、降下火砕物の特徴を踏まえ、外気と遮断された全閉構造等により、安全機能が損なわれない設計とする方針を確認しています。 また、外気を取り入れる非常用ディーゼル発電機等の設計対処施設については、フィルタによって降下火砕物が侵入し難い設計とすることとし、更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構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする方針を確認しています。 今後は、保安規定変更認可に係る審査において、具体的なフィルタの運用方法、体制等を確認することとしており、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。 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針（第６条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ ④に「また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御用電源設備（無停電電源設備）及び非常用所内電源設備（所内低圧系）は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。」とあるが、「外気取入口にフィルタを設置」することが、なぜ「空調管理」（温度・湿度の管理）することになるのか？「絶縁低下」への対策になっていないのではないか？(97p)	➤ 空調管理とは、空気の温度や湿度、清浄度、気流などを調整・管理することです。外気取入口にフィルタを設置することで、降下火砕物等の微粒子の侵入を抑制し、清浄度を調整・管理することにより、降下火砕物による絶縁低下を防止する方針としていることを確認しています。

Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針（第６条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 発電所敷地内における航空機落下等の火災について、後段の大規模な自然災害又は大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応と整合していない。 また、軍事行動も対象とはなっていないようであるが、そもそも「テロ攻撃」とは軍事行動も含むものであるから、それへの対応がないことは想定に問題がある。これら飛来物による攻撃についても指摘をすべきである。(99p)	➤ 設置許可基準規則第６条において想定する発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある人為事象については、その想定から故意によるものを除いています。このため、外部火災の影響評価においては、故意によるものを除いた発電所敷地内の航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる区域に航空機が落下し火災が発生することを想定し、さらに発電所敷地内の危険物タンク等の火災との重畳を考慮しても安全機能が損なわれない設計とすることを確認しています。 故意による大型航空機の衝突については、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）における審査で確認しており、大規模損壊が発生した場合でも対応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。 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

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
	護法に基づき、必要な対策が講じられることとなります。

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
➤ 気候変動により今以上に危険な台風が発生する可能性が指摘されており、原発事故を引き起こす可能性を否定できません	➤ 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。 なお、今後、想定を超える自然現象の発生など新たな知見が得られた場合には、発電所の安全性への影響について検討することとなります。
➤ 温暖化で地球環境はこれからさらに悪化し、地震や津波などの自然災害も今までの常識を超える規模になると思われます。	➤ 同上
➤ 日本は毎年災害があります。年々自然災害の頻度悲惨さが増してきています	➤ 同上
➤ 特に今後の地球の変化による災害などを考えると、もう想定外でしたではすまされません。	➤ 同上

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
➤ 自然災害は、だれにも予測しがたい災害であり、今年の度重なる台風被害にもみられるように、容赦なく人間が作ったものを破壊します。人間の苦い経験から生まれた類まれなる英知を結集してつくられたものであっても、時間経過の影響予測と自然災害を完全に防御する力など存在しません。	➤ 同上
➤ 科学的、技術的に合格したとして、科学と技術で事故は防げません。ただでさえ自然災害しかり、人工的に災害が引き起こされている現状で稼働とは、日本人のこれからを考える思考ではありません。	➤ 同上
➤ 今日日本では、かつて経験したことのない大災害が続いています。それが原発をおそったとなったら、考えただけでもおそろしいです。	➤ 同上
➤ いくら対策は充分だと言っても自然災害は予測不可能であり、女川原発の再稼働を中止する事がもっとも大事な選択であります。	➤ 同上
➤ 地球温暖化により想定以外の災害が起きている。	➤ 同上
➤ 災害の多い日本では危険なことだ。	➤ 同上
➤ 想定外の災害が多く不安だ。	➤ 同上
➤ 特に今後の地球の変化による災害などを考えると、もう想定外でしたではすまされません。	➤ 同上

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
➤ 子供が小さいため予知できない自然災害など起きたときの安全面が不安である。 ➤ 自然現象は想定外がつきものです。（８２Ｐ） ➤ 自然は、人間の予想を超えることがあります。「想定外」ではありません。車が壊れるのとは、訳が違います。取り返しが付かないのです ➤ これから温暖化に成り自然災害、例えば台風、竜巻等有事が起こった時、福島原発で起こった事も女川原発稼働にて同じ事に成る可能性有ります。 ➤ 近年の自然災害の頻発する日本で、安全性に疑問のある原発はそもそも馴染まないのではないか。（１５０Ｐ） ➤ 女川原発に対して、この頃の自然災害が予測できずにいる中で将来最悪の事態に達した時に真実の説明をされず「被ばく」となり地域防災を何展していても考えます。原発なしで、電気が足りているならば一番の対策は、原発をやめることだと思います。 ➤ こんなに自然災害が多発している時に、絶対に安全とは言い切れないと思います。 ➤ 近年巨大化する台風や、災害が想定されますので、再稼働には断	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

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
固反対です。 ➤ 3.11 の時点で、被害に上限のない自然災害、地震大国日本には原子力発電は無理であると突きつけられたのと同じです。女川だけでなく、どんなに技術があろうとも、日本では無理です。 ➤ 原子力による被害は無限大だ。 ➤ 女川原発では、巨大・太陽フレアからの強力な電子等に対する防御対策が策定されていない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 太陽活動に起因する大規模な電磁障害（太陽フレア）については、磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があります。日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度であるため除外するとしていることを確認しています。

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
➤ 飛行機事故や飛行機によるテロ攻撃に関しては、攻撃されても物理的な破壊は生じない構造であることを求めておらず、確率論で対応を回避してしまったり、火災対応といった消極的なことしか求めている。これでは到底安全性が担保されているとは言えない。	➤ 航空機の落下（故意によるものを除く。）については、設置許可基準規則第６条第８項において、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に基づき、防護設計の要否について確認することを要求しており、防護設計の要否判断の基準を航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年を超えないこととしています。審査においては、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はないことを確認しています。 また、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

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
➤ テロや飛行物体から原発を守る方策はほとんど取られていないように見受けられます。先日米軍機から模擬弾が演習場以外の場所に落とされましたが、米軍に限らず、何らかの飛行物体が落下しても爆発しないだけの措置がとられていると原子力規制委員会は断言できるのでしょうか。 ➤ 飛来物について、自衛隊機と航空機以外の落下物に関する審査が不適切・不十分。原発近傍の墜落事故等は極めて重大な事象なので、規制委員会は事故の詳細・原因・対策等を可能な限り確認し、独自に調査・分析・評価し原発への落下確率等に反映すべき。戦闘機や航空機以外の落下物として模擬弾等が原発に衝突した場合を評価し審査すべき。 ➤ 自然災害その他想定外（飛行機その他の物体の落下）も起き得ると思う。 ➤ 女川原発の 30km 付近には、自衛隊松島基地があり、そこを飛び立つ飛行機が、原発上空で落下したり、テロによる大事故が発生	電用原子炉施設の大規模な損壊については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。 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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

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
したり、不測の事態に備えての「設計上考慮する必要」があるのではないか、との不安が残ります。 ➤ かつて、女川原発の近くに、自衛隊機が墜落したことがあります。今年 11 月 20 日の衆院経済産業委員会で示された電力事業者が施設付近を航空機が通ったことを報告する「航空機飛行確認連絡票」によると、この三年間で 57 件あったと。また、原発立地道県の知事らが会長等を務める団体協議会が原子力施設周辺上空の飛行禁止等の法制化を求めている。こうした危険のある原発の再稼働を認めるわけには行きません。 ➤ 女川原発の半径 30km 付近に自衛隊松島基地があり、以前にはブルーインパルスが牡鹿半島に墜落したこともある。また、将来、最悪のテロとして、ミサイル等の高速飛行物体の意図的落下も考えられ、これを「設計上考慮する必要はない」はいえない。 ➤ 女川原発の近くに航空自衛隊松島基地があり、過去、女川原発の数キロメートル地点に自衛隊機が墜落した現実がある。さらに同基地が自ら設定した飛行禁止区域、原発上空 3.6km の圏内に侵入し飛行していたことも判明しました。今年、女川原発上空を 4 回にわたって飛行していたと国会で問題に。 ➤ テロではなく、事故で航空機から物が落下したり、航空機が墜落することがないとは、誰にも言えません。現に、近くに自衛隊松島基地があっていつも危険な訓練をしており、かつてブルーインパルス飛行をしていて、牡鹿半島に墜落した実績もあります。そ	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

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
のような心配にどう答えるのでしょうか。 ➤ 最近のサイバー攻撃についてはより巧妙化しているのが現実である。単に「電磁波侵入防止対策」を講じただけでは不十分ではないか。（82p） ➤ 「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」について、一般にこれは安全保護系統以外のサイバー攻撃ないしは外部からシステムへの侵入についてを含むと考えられるが、その観点からの対策は記載されていない。特定重大事故対処等施設は原子炉の冷却・放射性物質拡散防止等に関しての施設、設備についてのものと思われるから、それに至る前のシステムへの侵入行為等について対策が記載されていないのは不備である。安全保護系以外でも侵入されることで重大な機器を招く危険性はある。ウイルスの侵入例はシステムの外部接続に寄らずとも発生しているし、従業員によるデータの持ち出しなどは外部からの侵入にも大きな侵入口になっている。このような対策について記述がないのは不備である。（109p） ➤ サイバー攻撃への対策の不十分さ（110p）	➤ 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。これに加えて、核物質防護対策として、原子力施設で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。 ➤ 同上 ➤ 同上

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
➤ サイバーテロへの防御の検討が不十分である。 ➤ 外部と遮断されたイントラネットに外部へのバックドアを開けるため、業務に関わる人間の保有するコンピューターにウィルス仕込んだり、協力者を潜り込ませるなどの方法も考えられる。審査書案作成について、悪意ある侵入の可能性について、専門家の意見聴取や討論などをどの程度行ったのか。日進月歩と言われるコンピューター犯罪の手口についての認識、また制御システムの独立性を確保するために東北電力がどの程度の備えを行い規制委員会がそれを安全だと認めたのか、 ➤ P112III-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)3. 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	➤ 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、原子力施設で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。 ➤ 同上 また、出入管理（信頼性確認他）等の不審者の侵入防止対策が行われています。 ➤ 同上

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
➤ P112 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)2.「発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込みを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。」とありますが、昨今のドローン技術の普及により、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、明記すべきと考えます。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あり、これも確実に防止できる方法を検討、明記下さい。	➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認しています。 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。
➤ P112 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)第7条に則り、不法な侵入の防止について確認する事も必要ですが、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して下さい。	➤ 同上
➤ 女川原発を含め、原子力発電所は海外の攻撃にとって、もっとも攻撃されやすいターゲットになりかねない。武力行使による攻撃があった場合、及びはハッキングが発生した場合の対策に関しても、申し上げてもらいたいです。(現実で申し上げますと、不可能に近いと私は考える)	➤ 同上
➤ 「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）(112P)について。特に近年は、イスラエルによると思わ	➤ 同上

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
れるイラン原子力施設へのサイバー攻撃やアルジェリアにおける日本企業への武装集団の攻撃が発生しており、日本の原発にそれらが及ばないとする根拠はない。侵入や武力行使について考慮されていない審査書は不備でありやり直すべきである。ただし、日本政府が対外武力行使に及ぶような事態にもなれば、事実上核地雷化しかねない原発に対して、例えば自衛隊など武装組織で防衛することは、武力攻撃をエスカレートさせるだけのものであり民主国家として容認できるものではない。 ➤ 原子炉制御系へのサイバー攻撃は設備の安全操業に直接関わる深刻な事態を引き起こす可能性がある。脆弱性の検討と防護への対処にはコンピュータに関する高度な知識と技術が必要である。そのため、原子炉制御システムのサイバー攻撃に対するセキュリティ専門家の選任を行うべき	➤ 同上

Ⅲ－６ 火災による損傷防止（第８条関係）

御意見の概要	考え方
➤ P117 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針(1)火災感知設備②複数の火災感知器を組合わせて設置するとしています。いずれかが感知すれば感知と判断する or 条件と、全てが感知したら感知と判断する and 条件が有りますが、どちらを使うのでしょうか？安全性を考えると or 条件の方が安全側であるため or 条件とすべきと考えます。	➤ 火災の感知については、異なる種類の感知器が、「or 回路」で警報を発生する設計方針を確認しています。 なお、火災防護基準では、火災感知器について、火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の感知器又は同等の機能を有する機器を組合せて設置すること、また、その設置に当たっては、感知器等の誤作動を防止するための方策を講じることが求めています。審査においては、火災感知器について、環境条件等や火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の安全機

Ⅲ－６ 火災による損傷防止（第８条関係）

御意見の概要	考え方
➤ P118 4. 火災の感知及び消火に係る設計方針(1)火災感知設備線量の高いエリアではアナログ式は放射線による故障に伴う誤作動が生じる可能性があるのではないのでしょうか？その対策として吸引式感知器を設置する場合、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必要が有ると考えます。また、吸引式の場合、サンプリングによる時間遅れが発生しますので、時間遅れに対する許容値とその根拠を示して下さい。 ➤ P116 ケーブルについては全て例外なく難燃性にするのが大原則であり、交換が難しいからといって、それ以外のケーブルを使うべきではない。実際、これまで女川原発では何度も火災が起きており、ケーブルの材質はレベルを落とすべきではない	能を有する機器の種類に応じて予想される火災の性質を考慮し、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、炎感知器等から異なる種類の感知器を組み合わせる設計とすることを確認しています。 ➤ 同上 なお、吸引式感知器は使用しない方針を確認しています。 ➤ 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。 審査においては、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器と放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器に係るケーブルについて、核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルを除き、難燃ケーブルを使用することを確認しています。核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは、専用電線管に収納するととも

Ⅲ－６ 火災による損傷防止（第８条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ P116 一、その他、ケーブルの問題（P 1 1 6）。 ➤ 審査書では地震によるHEAF発生を抑制する方策等については特に記述がない。地震による震動は最もHEAFを引き起こしやすい状況であることは、わずか5年足らずで二度にわたり原子炉冷却システムを含む冷却システムに電力を送る系統につながる場所で発生していることは深刻な問題を提起しているのに、重要視していないのは間違いである。	に、電線管の両端は、酸素供給防止のための耐火性を有するシール材により密封することにより、十分な保安水準が確保されることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 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（設置許可基準規則第８条関係）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。 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（技術基準規則第４５条第３項第１号関係）において詳細設計等を確認する予定としています。

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
➤ 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？ (126p)	➤ 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。

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第１１条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 第十一条には“第３号”のみが存在しているのではなく、第１号と第２号も存在しており、それぞれ個別の要求が展開されている。審査書(案)には、第３号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十一条の要求の全てを満たしているとは断定できない。従って、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第４号に適合と判断するための根拠が欠落しており、同法同条第一項の規定により許可する事ができない。	➤ 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ています。設置許可基準規則第１１条第１号及び２号については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能、原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能、事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能のすべてに於いて、設置許可基準規則第十二条の要求事項の多重性又は多様性及び独立性の機能を満たしているとは断定できない。	➤ 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ています。事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能及び原子炉内低圧時における注水機能並びに原子炉停止後における除熱のための残留熱除去機能は、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。 なお、設置許可基準規則第１２条第２項では、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」として、上記の機能を有する系統については、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 動的機器の「多重性又は多様性及び独立性」については何も記載されておらず、設置許可基準規則第十二条の要求事項を満たしているとは断定できない。ECCS 系に電力を供給する非常用電源を、単系統としてのみ設置する方針が判明した。これは、第十二条第２項の「多重性又は多様性」の要求に不適合であり、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第４号に不適合となるため、このままでは、同法問条第一項の規定により「許可をしてはならぬ」事になる。 ➤ p139III-10 安全施設(第 12 条関係)1. 静的機器の多重性(2)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管は、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、多重性は必要ない」としていますが、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と考えます。	ことを求めていること、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。 ➤ 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ています。動的機器の多重性又は多様性及び独立性については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。 なお、設置許可基準規則第１２条第２項では、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」として、上記の機能を有する系統については、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならないことを求めていること、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。 ➤ 審査においては、格納容器スプレイ冷却系のスプレイ管（ドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管）について、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管１箇所全周破断を想定した場合においても、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方針を確認しています。具体的には、ドライウェルスプレイ管の破損によって格納容器スプレイ冷却系のスプレイ機能が使用不可となることを想定し、残留熱除去システムを用いたサプレッションプール水冷却モードを使用することにより原子炉格納容器の冷却機能を達成できること

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）	
御意見の概要	考え方
	を確認しています。このサブプレッションプール水冷却モードは、残留熱除去系２系統が使用でき、仮に１系統が使用不可の場合であっても、他の１系統を用いて原子炉格納容器の冷却機能を達成できることを確認しています。

Ⅲ－１１ 全交流電源喪失対策設備（第１４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 蓄電池（非常用電源）が８時間しかもたないのでは、全く不十分ではないか。基準そのものが緩いと言わざるをえない。（140p）	➤ 設置許可基準規則第１４条においては、全交流動力電源喪失（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をいう。以下同じ。）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全な停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるよう設計することを要求しており、審査においては、蓄電池（非常用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約15分間に対し、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する方針を確認しています。 また、設置許可基準規則解釈第５７条において、重大事故等対処設備としての蓄電池は原則負荷の切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間に渡り電気の供給を行うことが可能であることを規定しており、当該申請はそれに適合していることを確認しています。
➤ 蓄電池が８時間しかもたないので不十分だと思います。	➤ 同上

Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 福島第一原発事故での炉心溶融の原因究明がなされていないため、「Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）」の審査結果は絵に描いた餅ではないのか。	➤ 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。 本節は、表現の適正化に係る設置許可基準規則及びその解釈の一部改正に伴い、申請者から変更申請がなされた内容について審査した結果を示しています。

Ⅲ－１３ 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
➤ 原発内に保存される使用済み核燃料の保管状態は福島第一原発事故以来、非常に危険性の高いものであることが判明しているが、何ら対策がなされていない。	➤ 使用済燃料貯蔵槽は、異常の発生を防止する対策や仮に水位が低下しても給水することで異常の拡大を防止する対策が講じられています。加えて、新規制基準では、水が漏えいした場合でも燃料の損傷を防止する対策の整備を要求しています。さらに、大量に水が漏えいし、水位が異常に低下した場合においても、燃料の著しい損傷の進行を緩和するとともに、臨界を防止するための対策を要求しています。審査では、それぞれの対策の有効性について、確認しています。
➤ p141 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	➤ 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

Ⅲ－１３ 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
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？	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。

Ⅲ－１４ 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
➤ １４４ページ、４．〔上側〕：「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？	➤ 残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、残留熱除去系ヘッドスプレイライン、原子炉再循環系ドレンライン及び原子炉圧力容器ドレンラインの第１隔離弁から第２隔離弁の範囲です。

Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）	
御意見の概要	考え方
➤ p144安全保護回路(第24条関係)1.「安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により物理的に分離する」とありますが、鍵が管理されていなかったり、盤の鍵が汎用的なもの(T社#200や#350等)であつ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と考えます。	➤ 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、原子力規制検査において、必要に応じ確認していきます。
➤ 基準規則第二十四条4号が未審査。また、第二十四条には“6号”のみが存在しているのではなく、1号から5号までと7号も存在しており、それぞれ個別の要求が規定されている。審査書(案)には、第二十四条6号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十五条の要求の全てを満たしてい	➤ 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ています。設置許可基準規則第２４条第１号、２号、３号、４号、５号及び７号については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。

Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）	
御意見の概要	考え方
るとは断定できない。従って、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第４号に適合と判断できない。例えば、チャンネル間の独立性要求に不適合な事例（女川含む）が多く、女川１，２，３号の中央制御室床下において、ケーブルの不適切な敷設状態が発見され、保安規定違反（違反２）と報告されている。 ➤ 審査漏れ：基準規則第二十四条第１項第１，２，３，４，５，７号が未審査。その内、４号には不適合。第二十四条には“第１項第６号”のみが存在しているのではなく、第１号から第５号までと第７号も存在しており、審査書（案）には、第１項第６号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十五条の要求の全てを満たしているとは断定できない。第二十四条第１項には重要な要求があり、例えば、女川１，２，３号の中央制御室床下において、ケーブルの不適切な敷設状態が発見され、保安規定違反と報告されている。 ➤ 基準規則第二十四条３号が未審査、しかも女川原発で、第二十四条３号に不適合のための事故が最近発生している。第二十四条には“第６号”のみが存在しているのではなく、第１号から第５号までと第７号も存在しており、それぞれ個別の要求が規定されている。審査書（案）には、第１項第６号以外の審査の経緯と審査結果その理由が記載されておらず、設置許可基準規則第十五条の要求の全てを満たしているとは断定できない。従って、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第４号に適合と判断するための根拠が欠落して粘り、同法同条第一項の規定により許可する事ができない。例えば、２０１９年１０月２６日に発生したモニタリングポストの伝送さ	なお、御指摘の不適切なケーブルの敷設に係る保安規定違反（違反２）については、その是正処置、再発防止対策等を保安検査等で確認しています。 ➤ 同上 ➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記しています。設置許可基準規則第２４条第１号、２号、３号、４号、５号及び７号については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。なお、御指摘のモニタリングポストの伝送不備については、女川原子力発電所原子力施設保安規定に基づき、適切に不適合管理がなされていることを保安調査において確認しています。

Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）	
御意見の概要	考え方
れない状態。 ➤ 「Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）（144P）について。 「安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。」 盤の施錠は破壊されれば突破されるので根本的解決にはならない。 ➤ 「２．安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。」判然としないが送信のみとするのはハードウェア上のことかソフトウェアでの設定か。後者ならばシステムエンジニアクラスにとっては簡単に解除できてしまうから解決にはならない。前者の場合は、具体的どうするのか理解できないのでその旨の説明を求める。 ➤ 「３．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し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。」とは、固有の言語体系を開発したということか。そんなことをすれば、固有の言語を理解しないとメンテナンス一つ出来なくなり、システムを脆弱化させる危険性が高まる。バグフィックスも固有言語で行っていたのでは、開発した技術者がいなくなれば直ちに危険な状態に陥るであろう。これは対策ではな	➤ 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、原子力規制検査において、必要に応じ確認していきます。また、核物質防護対策についても、核物質防護規定の認可等において確認しています。 ➤ 審査において、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークへのデータ転送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離することを確認しています。なお、防護装置の具体的な内容については、防護上の観点から非公開としています。 ➤ 固有のプログラム言語とは、汎用品のソフトウェアではないという意味で使用しており、審査においては、固有のプログラミング言語を使用することで、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方針を確認しています。なお、固有のプログラム言語については、既に使用されています。また、コンピュータウイルスの混入を含む不正アクセス等による被害の防止については、上記に加え、一部デジタル演算処理を行

Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）

御意見の概要	考え方
い。どこかで使用実績のある言語ならば、「固有」ではありえず、記載誤りである。このあたりをはっきりさせて、どういう対策なのか明記すべきだ。また、「コンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐことができるものであることを確認した」と記載されているが、規制委はどうやってこのようなことを「確認」し「承認する」こととしたのか。規制委側にそのようなシステムスキルがあるのか。この点も明確にしなければ妥当性は判断できない。	う機器が収納された盤の施錠等による物理的な分離及び外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することによる機能的な分離等により、外部からの不正アクセスを防止する設計とすることを確認しています。

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
➤ 非常事態に対応できるかが不安です。 ➤ 3ページの「なお、本審査は、1号炉及び3号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている。」について。原子炉を運転していないとしても、使用済燃料プールには大量の燃料が入ったままではないか。これらが乾式貯蔵等強制冷却を必要としない安定的な保管方法に移行しているのであればともかく、そうでないなら審査を行う際にこれら燃料プールの健全性や地震、津波、その他過酷事故に遭遇するシーンの検証や、それらが特定重大事故に至った場合の2号機への波及を防止するための対策等を審査すべきである。これらをしないで1、3号機を審査から除外するのは誤りである。	➤ 新規制基準は、東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故等が発生した場合にも、外部への影響を最小限に抑えるための十分な対策を要求しています。さらに、想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。これらに対して、申請者が整備する対策が、新規制基準へ適合していることを確認しています。 ➤ 1号炉及び3号炉の使用済燃料プールに使用済燃料が貯蔵されている状況を踏まえて、それらの使用済燃料プールの冷却水が全量喪失した場合等の評価を行い、各号炉の燃料集合体の健全性及び2号炉の重大事故等対処に支障を及ぼさないことを確認しています。

IV-1. 1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
➤ 福島第一原発2号機では、圧力容器を破損させるほどの水蒸気爆	➤ 原子炉内における水蒸気爆発については、国内外における研究や

IV-1. 1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
発か若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「発生確率は極めて低い」とすることはできない。 ➤ 格納容器破損モードの検討において、原子炉内の圧力容器内での水蒸気爆発は、「実験的研究と専門家による物理現象分析では、発生確率は極めて低いとされている」とし評価対象から除外しているが、数値で示されるべきである。 ➤ 格納容器隔離失敗を追加しない理由として「機能の確認は手順書に基づく確実な操作を実施すること、(中略) 隔離弁の閉止状態を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と評価した」とあるが、人的過誤を想定し、その発生確率を数値で示して評価すべきである。 ➤ 「国内外の先進的な対策」とは具体的には何か？ ➤ 防潮堤をいくら高くしてもそれ以上の津波が来る可能性があり、再稼働に絶対反対です。	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。 ➤ 同上 ➤ 格納容器隔離失敗における隔離機能喪失による格納容器破損頻度の算定においては、ランダム要因による機器の故障のみならず人的過誤も想定しており、当該破損モードの格納容器破損頻度は 9.4×10^{-10}/炉年と十分低い値となっていることを確認しています。 ➤ 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。 ➤ 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、津波防護機能を維持できる設計とする方針を確認しています。また、基準津波を超える津波など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

IV-1. 1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
➤ 防潮堤が壊れた場合を想定した対策はとられているのか。津波が何波にもわたって襲来し、東日本大震災では、岩手県宮古市田老の防潮堤が粉みじんになるなど想定外の事態が起こったが、それらの知見はいかされているのか？ ➤ 「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。 ➤ これまでにも、柏崎刈羽6・7号機及び東海第2発電所に関する審査書案に対してコメントを提出しましたが、貴委員会の「考え方」では、納得しがたい理由により、いずれも考慮不要とされました。以下に、理由を付して再々度コメントしますので、厳正に検討していただくとともに、判断の根拠となる実証的知見を示して下さい。 (1) 地震時の原子炉容器内冷却材密度分布の変動に伴う反応度投入事象 炉容器内に冷却水と蒸気が混在するBWRでは、地震時に、炉心	ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 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。」という点について、評価事故シーケンスの選定に当たっては、事象進展の厳しさの観点及び事象進展緩和の余裕時間の観点から総合的に判断して選定されていることを確認しています。 ➤ 以下のとおり、地震時の起因事象として原子炉圧力容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象を考慮することは不要と判断しています。 水平方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由によりチャンネルボックス内及び炉心全体としての大きな水密度分布の変動は生じないことから、これに伴う著しい反応度の投入はないと考えられます。 ① 炉心全体で有意な密度分布変動に発展するには、チャンネルボックス内の二相流動と下部プレナム及び上部プレナム内

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
内の減速材である水の密度分布が変動して反応度が投入される可能性があることは否定できません。従って、その反応度の大きさや投入の速さについて実証的な検討が必要となります。「考え方」では、炉心全体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ると断定して、スクラムが間に合うので著しい反応度の投入はない、との見解ですが、その断定の根拠が示されていません。第一に検討すべき地震動は、水平方向に横ズレ断層を生じるような変位型の地震動だと考えられます。このような断層運動に乗って炉容器が動くと、内部の炉心上・下部プレナム内及び炉心チャンネルボックス間の水が同一方向に加速度を受けて片方の半炉心側の水の量が瞬間的に増加する可能性があると考えられます。第二に検討すべき地震動は、加速度型の上下動です。炉心チャンネルボックス内で燃料棒表面から発生している蒸気泡の離脱が燃料棒の上下動によって促進され、流動抵抗が減少して沸とう開始点が押し上げられたり、熱水中での突沸や気泡の巻き込みが生じて、水塊が制御棒挿入率の小さい炉心上方へ移動することも考えられます。以上の事象は、流路の複雑さや気液二相流の加振特性なども考慮すると、実験を含む検討が不可欠だと考えられます。	の流動が連成し、ある程度の時間をかけて炉心規模でのスロッシングのような流動振動に発展する必要があります。こうした炉心規模の流動振動の固有周波数は低く、炉内構造物の共振により増幅される卓越周波数からは離れているため継続的に励起されるとは考えにくく、また、これよりも周波数の高い地震加速度により自動スクラムし、制御棒が全挿入されるため、こうした流動振動が発展する可能性は極めて低いと考えられること。 ② 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。 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。 ① 鉛直方向の加速度の卓越周波数は高く、燃料集合体に対して継続的に大きな加速度が加わることは考えにくく、燃料集合体の浮き上がり量はわずかであり冷却水との相対的な位置関係は大きく変わることはないと考えられること。 ② 運転中の原子炉では、再循環系による強制対流が維持されています（流量約 10,680～35,600t/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約 5 秒であり、スクラムにより全制御

IV-1. 1 事故の想定

御意見の概要	考え方
	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单相流、燃料有効長頂部は約 70%から 80%のボイド率の二相流となっています。液相と気相は、摩擦による相互作用を及ぼしながら、蒸気がやや大きな速度を持ちながら上方に流れています。水と蒸気の密度比は大きく、地震による加速度が鉛直方向に加わった場合、慣性の大きな液相における速度変化は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。 さらに、以下に示すように、過去の大規模地震時において BWR プラントでの反応度投入事象は確認されていません。いずれのケースも地震加速度高で自動スクラムし制御棒が全挿入され原子炉が停止に導かれることが確認されています。 ① 新潟県中越沖地震発生当時の柏崎刈羽原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ（APRM）の推移には大きな変動がないこと（※2）。 ② 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第二原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ（APRM）の推移には大きな変動がないこと（※3）。 ③ 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所では、2 号炉及び 3 号炉で中性子束高警報が発生しているものの、これは「D 格子」という、燃料集合体の配置が制御棒側で広く、その反対側で狭いという偏心した配置となっているプラント特有のものであり、反応度投入事象による平均出力

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
(2) LOCA時の緊急炉心冷却水注入に伴う反応度投入事象 LOCAが発生し、緊急炉心冷却系(ECCS)による注入が遅れて、燃料棒からのβ線及びγ線による発熱で燃料棒と制御棒が昇温する場合、「考え方」では、制御棒が約1200℃で溶け落ちる時点の燃料被覆管温度は、伝熱条件やジルカロイ-水蒸気反応により1200℃を大幅に上回っているため、炉心の幾何学的形状が維持されるとは考えられない。従って、その時点でECCS水が注入されても著しい反応度が投入されることはないとの見解です。そして、DF-4の模擬実験を参照しています。しかし、この見解が	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女川2号では発生しない事象です。 (※1)保安規定(定格流量35,600t/h、30%~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)) 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。 ① BWRの制御棒ではB_4C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B_4Cとの共晶反応により制御棒被覆が溶融する状態(約

IV-1. 1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
当てはまるのは、十分多量の水蒸気の発生があり、その流動による炉心の冷却や著しいジルカロイ-水蒸気反応が起り得る場合に限定され则认为られます。大口徑配管破断LOCA等で、急速に炉心内の冷却水が喪失する場合、水蒸気の発生が殆ど無い真の空焚き状態となり、燃料棒と制御棒は著しい温度差なく昇温し、制御棒が約1200℃で炉心下部に溶解落ちた後も、燃料棒はふくれや破裂を生じつつもほぼ炉心の幾何形状が維持される状態がかなり広い範囲で起り得ると认为られます。その状態で大容量のECCS水が急速に炉心内に注入されると、制御棒が存在しないため低水位で臨界となるので、その後の水位上昇による反応度投入率が極めて大きく、ドプラ効果やボイド発生による負の反応度効果が間に合わずに、燃料ペレットの融解温度に達し、水中に噴出した熔融燃料が大規模な水蒸気爆発を生じて大きな破壊力が発生する恐れがあります。全てのECCS水にほう酸をあらかじめ混入することは最低限の安全対策として実施すべきです。また、DF-4は、水蒸気による冷却が存在する条件での実験だと思います。	1,200℃)では、燃料被覆管温度は、これを大幅に上回り、かつ、蒸気の供給によるジルコニウム-水反応により急激に上昇するため、炉心の幾何学的形状が維持されるとは认为られません。 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。 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。 なお、御指摘の大破断LOCAの場合においても、実機の下部プレナム内には一定量の冷却材が存在しており、炉心溶融するまでの間、炉内は水蒸気環境下であることに変わりはないと认为されます。 (※) 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, SAND86-1443 (1989).
➤ IV-1. 1事故の想定(153ページ)、IV-1. 2有効性評価の結果(165ページ)運転中の事故シーケンスグループに「地震動による反応度投入」を追加し、その安全性を評価することを求める。出力運転中の炉心内では、沸騰により生じる気液二相流が流れている。この状態において、強い上下動の地震力を受けた場合に、上向きの加振により瞬間的に水塊が上方に押し上げられて炉心ボイド率が低下、それに伴って反応度が投入されて原子炉出力	➤ 同上

IV-1. 1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
が過大上昇し、炉心損傷に至るおそれがある。 ➤ 164ページの表について、単一事故を想定しコンピューター解析して事故を安全に収束させるルートがあることを示したに過ぎない。そのルートで、本当に安全に収束できるのか、人為的誤操作も含めて、その確率の見積もりも示されるべきである。想定にかからずシミュレーションできなかったケースも多々あろう。東京電力の事故が詳しく解明されれば、シミュレーションしなくてはいけない事例が出てくる可能性が高い。単一事故が複数の事故を連鎖させて重大事故に拡大することも想定されていない。 ➤ 42、150ページについて、人為的ミスもありうる、一度事故がおきたら人間の手ではコントロールできない。	➤ 審査書（案）164ページにある有効性評価における事故の想定は、設計基準事故を超えた重大事故に至るおそれのある事故であり、起因事象に対して、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を想定しています。想定した重要事故シーケンス等については、有効性評価により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に移行できることを確認しています。 また、評価対象の重要事故シーケンス等の選定にあたって、人的過誤を考慮した上で、炉心損傷頻度が評価されていることを確認しています。具体的な人的過誤の発生確率については、申請書（追補2. I）の別添「女川原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」の「表1.1.1.g-1 表 人的過誤の評価結果」等にも示されています。 ➤ 同上

IV-1. 2 有効性評価の結果	
御意見の概要	考え方
➤ 211～256ページについて、事故時における綱渡りの対応について書かれている。このとおりに事象が進めば良いのだが、予測通りに進む確率は小さいのではないかと。現状の把握が間違っていたり、時間どおりに進まなかったり、計器類が誤作動したり、	➤ 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の時間に対して、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

IV-1.2 有効性評価の結果

御意見の概要	考え方
誤作動かどうかの確認も必要になろう。事故が想定外の方向に進んでいくことも排除できない。 ➤ 復旧作業に必要な要員は 30 名であるとして、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員および重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能としているが、必要人数と準備要員数が同じなので、事故時に落下物などで怪我人が出ると、たちどころに復旧作業が停滞してしまう。余裕のある人員の配置をすべき。 ➤ 216 ページ、「(3) 必要な要員及び燃料等」については「本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30 名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は 30 名であり対応が可能である。」これでは他の要素に対応できる要因がいなくなってしまう。又は他の要因に人を取られていたら対応できない。	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。 計測機器については、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。 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施する方針であることを確認しています。 ➤ 重大事故等が発生した場合に必要な作業に応じた人員を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め配置しているかを審査し、重大事故等対応要員等 30 名で対応が可能であることを確認しています。加えて、事象発生後 1 時間以内に重大事故等対策要員 4 名を確保する方針とし、さらに追加で 12 時間を目処に 50 名を確保する方針としていることを確認しています。 ➤ 同上

IV-1. 2 有効性評価の結果	
御意見の概要	考え方
➤ 必要要員と対応要員が同じではだめだ。余裕のある人員を配置すべきだ。原子炉事故の重大性の認識が欠けている。	➤ 同上
➤ 事故時には多くの場所に分散して人員を配置しなくてはならない。30名で足りるのか、整合性をつけて説明すべき。	➤ 同上

IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策	
御意見の概要	考え方
➤ 168ページ下から7行について、{燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となっている}、この部分は、日本語として意味不明だ。ジルコニウム被覆管の使用前の規格厚さはいくらなのか、使用中の腐蝕厚さは幾らまで許容されるのか。 おそらく、腐蝕は不均一に進行し、ピンホール状に腐蝕している部分もある。いま、許容される限界まで腐蝕していた被覆管に、{酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%(意味がよくわからない)}が腐蝕したとした場合、安全が保たれると言えるのか。東北電力の変更申請を鵜呑みにしてはいけない。審査委員自ら調べて、根拠を示して判断すべきである。	➤ 御指摘の「燃料被覆管の酸化量は『酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さ』の1%以下となっている」については、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」を要求しており、この要件の1つとして挙げられている、「燃料被覆管の酸化量は、『酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さ』の15%以下であること」に対する評価結果を記しています。 燃料被覆管の酸化量が、『酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さ』の15%以下であれば、被覆管は脆化することなく、被覆管形状(燃料棒形状)が維持され、これ以下であれば新規制基準に適合していると判断しています。 なお、通常運転中における燃料体に用いるジルコニウム合金燃料被覆材の腐食に関する事項については、実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則第八条九号において、ジルコニウム合金燃料被覆材に対する腐食試験の要求事項が規定され

IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策	
御意見の概要	考え方
➤ 169 ページ 8 行目及び 221 ページ 下から 1 行目について、法令上で評価されるべきは実効線量等量率である。Sv/h と Sv/3 月では数値が大きく違ってくる。入力数値と出力数値の単位の確認をすべきである。さらに事故時には放射線の発生源が多数できる。それらを合算してもなおかつ敷地境界では安全が担保されるのか。	ています。 ➤ 炉心損傷防止対策の有効性評価ガイドにおいて、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を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認するとされており、ここでは、発生事故当たりの実効線量（mSv）を評価しています。敷地境界の実効線量評価においては、「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）等に基づいて放出放射エネルギーや大気拡散係数の評価条件を設定し適切に評価されていることを確認しています。 一方、御指摘の線量当量率については、放射線業務における作業環境測定等を目的として、単位時間当たりの放射線量を用いているものです。

IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失	
御意見の概要	考え方
➤ 申請者が行った解析の結果において、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.69MPa[gage]とあるが原子炉圧力容器の耐圧はいくらか、数値で示してほしい。	➤ 炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があるかを確認するための評価項目の一つとして、設置許可基準規則解釈第 37 条 1-3 において「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること」とされています。このため、本評価においては、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の 1.2 倍が 10.34MPa[gage]であることから、これを下回ることを確認しています。

IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失	
御意見の概要	考え方
➤ 配管に繋がる各種弁の耐圧性能は大丈夫か。そもそも圧力容器の耐圧性能はいくらか。 ➤ 今回の変更申請では、当然のことながら多く施設に多くの改善が図られているので、従来とは異なる事故からの回復作業が図られていよう。たとえば炉の圧力を下げるベント装置についても、新しい装置が使われていよう（審査書（案））には出てこない）。その装置の性能や駆動条件なども変わっていよう。そうすると、装置を通過する核種と数量、放射線量率も変わっているはずである。フィルターでの除染係数が10倍(?)高くなれば、排気口での放射能濃度は下がるものの、ベント装置周辺の線量率は10倍高くなるはずだ。除染係数もその核種の化学形によって大きく変わるはずだ。管理区域内の各地点での線量率、事業所境界での線量率、さらには核種の空気中濃度などを新たに算出し直して評価しなければならない。復旧作業中の従事者の外部被ばくや内部被ばくについても評価し直すべきである。	➤ 同上 ➤ 本申請において、申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備等として原子炉格納容器フィルタベント系を新たに整備する方針としており、これは、審査書（案）367ページに記載されています。 原子炉格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量については、炉心の著しい損傷が発生する前は、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（敷地境界の実効線量が発生事故当たり概ね5mSv以下）」が求められており、「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）等に基づき、改めて希ガス及びよう素の放出量並びに敷地境界での実効線量を評価しているものです。 なお、炉心損傷後における原子炉格納容器フィルタベント系を使用した後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するため、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽等を設置することを確認しています。さらに、格納容器ベントの準備、実施、継続中及び停止の各段階で想定される作業項目を抽出し、当該作業場所の放射線量等の作業環境を評価した結果、作業が実施可能としていることを確認しています。

IV-1. 2. 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失	
御意見の概要	考え方
➤ 「高圧注水・減圧機能喪失」での必要な要員は 13 名であるとあるが、「高圧・低圧注水機能喪失」での必要な要員 30 名との関係はどうなっているのか。 ➤ 「d. 不確かさの影響評価のまとめ」について、不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はどの程度の大きさか、具体的に数値での説明が必要である。	➤ 御指摘のとおり「高圧・低圧注水機能喪失」における必要な要員は 30 名、「高圧注水・減圧機能喪失」における必要な要員は 13 名です。想定している事故シーケンスグループごとに炉心損傷を防止するための対策が異なることから、対策に必要な要員数も異なります。 ➤ 御指摘の影響については、「a. 解析コードにおける不確かさの影響」、「b. 解析条件の不確かさの影響」及び「c. 感度解析における影響評価」において、具体的な数値を含めて記載しています。

IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失	
御意見の概要	考え方
➤ 183 ページ、191 ページ及び 196 ページ、c. : 「原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。」とあるが、切替えの判断は？	➤ 残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施し、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後に切り替えて実施するとしていることを確認しています。

IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失	
御意見の概要	考え方
➤ BWR における崩壊熱除去喪失時においては、ベント系の使用がシ	➤ 申請者は、炉心損傷後は、耐圧強化ベント系は使用せず、代替循

IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

御意見の概要	考え方
ビアアクシデント対策の中心手法となっている。しかし、周辺住民の被ばくを前提としたベントをシビアアクシデント対策の中心手法にすることは反対である。特に規制委員会は、Cs-137 の総放出量を 100TBq 以下にすることを求めながら、ドライウエルからの耐圧強化ベント系の設置を認めている。東北電力の計算によれば、ドライウエルからの耐圧強化ベントを実施した場合、7 日間で約 320TBq と上記制限を超え、福島事故の環境への放出量の数分の 1 程度の大量の Cs-137 を環境に放出することが分かっている。（『自主対策設備に関する補足説明』東北電力、令和 1 年 10 月 4 日）このため同文書の中で東北電力は「耐圧強化ベントは規制基準の 100TBq を上回るので実施しません。」と述べている。それならば、規制委員会は使用した多くの場合、規制基準違反となる耐圧強化ベント設備の撤去を命じるべきである。炉工学的安全性の観点から言えば、事故が急進展した場合、あるいはフィルターベントが故障した場合、耐圧強化ベント装置を設置した方が、格納容器破損の拡大防止、水素爆発防止の観点から、いわば保険を掛ける形で、より「安全性」が増しているともいえる。しかしながら、100TBq の基準を設けながら、これを破るための手段を認めることは、100TBq 制限を有名無実化することであり、ダブルスタンダードといえる。このような矛盾が生じるのも、ベントという手法そのものが、格納容器の閉じ込め機能を失わせることにより、原子力発電所の安全体系を否定する手法だからである。 ➤ もともと東北電力は、第 133 回審査会合（2014 年 8 月 28 日）において、元からあった耐圧強化ベントも残しておくという考え方を示していました。東北電力がフィルターベント系を設置	環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系を使用する方針としていることを確認しています。 炉心損傷前の格納容器ベントについては、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の 2 つの対策がありますが、申請者は、原子炉格納容器フィルタベント系を優先して使用し、原子炉格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系を使用するとしていることを確認しています。原子炉格納容器フィルタベント系は信頼性が高く、耐圧強化ベント系を使用する可能性は極めて低いと考えますが、仮に、耐圧強化ベント系を使用した場合として、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの中でベントまでの時間が最も短く、放射性物質の減衰効果が少ない「LOCA 時注水機能喪失」で評価した結果、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。 ➤ 同上

IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

御意見の概要	考え方
した後も耐圧強化ベント系を温存しているのは、圧力の急激な上昇が起こったりしてフィルターベントを使用できない場合がありえることや、フィルターベントが目詰まりしたりすることがあるからです。重要なことは、この時に更田委員（当時）も、何らかの理由でフィルタベントが使えないことがありうるという認識にもとづいて発言していることです。ところが2019年10月4日、東北電力は事業者ヒアリングに「自主対策設備に関する補足説明」を提出し、この中で耐圧強化ベントの使用は「炉心損傷前」に限定し、「炉心損傷後は使用しない」としました。その理由として東北電力は、ドライウェルからの耐圧強化ベント系を使用した場合のCs-137の放出量が、7日間で約330TBq、30日間で約360TBqに達するという解析結果を示し、規定基準に定められている「100TBqを上回る」ことをあげて、炉心損傷後に耐圧強化ベント系は使用しないことにしている」と説明しています。この解析結果は、耐圧強化ベントの使用がいか に深刻な影響を住民と環境に及ぼすかを示しています。それならば、原子力規制委員会は耐圧強化ベント設備の撤去を求めるべきです。耐圧強化ベント系の撤去を求めないのは、放出されるCs-137を100TBq以下に抑えるという、自ら決めた規定を自ら否定するものではないでしょうか。 ➤ 東北電力から表明された、耐圧強化ベントの使用は「炉心損傷前」に限定し、「炉心損傷後は使用しない」とする考え方についてですが、これにはベントのタイミングをどうやって判断するのか、早期のベントを運転員に強いることになるのではないかという疑問が付きまといま	➤ 同上 炉心損傷前ベントのタイミングの判断については、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.384MPa[gage]）に維持できない場合に準備に着手し、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力（0.427MPa[gage]）に到

IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

御意見の概要	考え方
すでに始まっていますが、運転員が「炉心損傷前」と誤って判断して耐圧強化ベント系を使用すれば、規定基準を上回る放射能の放出が現実になります。、放射能の直接放出である耐圧強化ベントの可能性を残しておくことは、住民の深刻な被ばくにつながるものであり、合格させるべきではありません。	達した場合に格納容器ベントを開始することとしています。また、運転員による炉心損傷の判断については、格納容器雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合には、原子炉圧力容器温度が 300℃以上を確認した場合に炉心損傷と判断するとしており、運転員が迷うことなく炉心損傷の有無が判断できるよう判断基準を明確にした手順を整備する方針であることを確認しています。

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

御意見の概要	考え方
➤ 原子炉停止失敗（ATWS）の発生は、特に地震との関係では重大な問題を生じる。 地震により制御棒駆動系統が全損し、選択制御棒挿入等の制御棒駆動系を使った ATWS 緩和機能が使用できなくなる可能性が極めて大きくなると同時に、原子炉全体が大きく揺さぶられることによる気液二相流のランダム発生により炉心出力の振動から発振へとつながるリスクが高まるからである。 この場合、原子炉を停止させる操作はほう酸注入系統を使うほう酸注入が最も確実な方法であるが、制御棒駆動機構を破壊させるほどの地震の打撃があった場合、同時にほう酸注入系統の配管も破損している恐れが大きくなる。こちらは一系統しか存在しないから、制御棒駆動機構が全損するよりも発生しやすいと思われ、なおさらリスクは高い。	➤ ほう酸水注入系、制御棒駆動機構等は、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。

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失	
御意見の概要	考え方
そのような状況下で原子炉出力振動から発振に至る場合、停止させることは極めて困難であり、人為的に減速材である炉水を抜くことが必要になるかも知れない。 それは同時に冷却材の喪失にもなるので、原子炉の安全にとっては二律背反の状況になっている。これは極めて重大な事態だが、分析と対策が成されていない。 少なくとも原子炉出力振動に関して、逆位相振動に関する安全解析を行い、LPRM/OPRM による逆位相振動検知システムを設置し、運転開始前に試験結果と解析内容を公表する必要がある。 ➤ 「c. 感度解析による影響評価」の「PCT 及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、」「PCT は約 961℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となり、評価項目を満足することにより変わりはない。」と「d. 不確かさの影響評価のまとめ」の「運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。」の関係については、事態の進展速度がきわめて速いことから、余裕の範囲と逸脱時間による影響度合いの範囲を明確にすべきである。	➤ 御指摘の解析結果においては、事象発生から約 2 秒後に、中性子束を低下させるため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプがトリップし、事象発生から約 23 秒後に燃料被覆管最高温度（PCT）が約 961℃に到達しますが、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は自動で動作し、運転員等による操作は行われなことから、PCT に対し、運転員等の操作遅れによる影響がないことを確認しています。 なお、運転員等の操作時間の余裕については、ほう酸水注入系の起動操作等について確認した結果を記しています。

IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失	
御意見の概要	考え方
➤ 申請者が行った解析の結果において、敷地境界での実効線量は約 $8.3 \times 10^{-2} \text{mSv}$ となり 5mSv を下回るとあるが、ベント系から放出される核種とその数量を想定して今回新たに算出した値なのか。	➤ 原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量については、炉心の著しい損傷が発生する前は、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与

IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失	
御意見の概要	考え方
	えないこと（敷地境界の実効線量が発生事故当たり概ね 5mSv 以下）」が求められており、「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）等に基づき、改めて希ガス及びよう素の放出量並びに敷地境界での実効線量を評価しているものです。

IV-1. 2. 1. 7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	
御意見の概要	考え方
➤ 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」事故を取り上げをを求める。住民への放射線影響及び環境汚染の上で極めて厳しい結果を生じるおそれのある格納容器バイパス事故を想定していないことは不合理であり、この事故想定に関する重大事故防止対策の有効性評価を求める。なお、先んじて柏崎刈羽原発 6、7 号機の審査書案及び東海第 2 号機の審査書案に対するパブリックコメントにおいて上記と同趣旨の意見が出され、それに対する規制委員会の考え方として、意見に記された事故シーケンスについて、「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。また、規制委員会の考え方には、影響度に関して「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。」と記述されているが、放水砲による原子炉建屋から放出される放射性物質量の低減特性については実証試	➤ 「原子炉自動停止＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」の事故シーケンスは、審査書（案）IV-1. 1にある地震 PRA で「格納容器バイパス」として考慮しており、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないとしていることは、妥当であると判断しています。 具体的には、以下のことを確認しています。 頻度の観点からは、申請書（追補 2. I）の別添 1. 2. 1「地震 PRA」において、1.0×10^{-7}/炉年と示されており、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、基準地震動を超える大規模な地震では、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。

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
験結果が何ら示されておらず、その効果に期待すること自体科学的妥当性を欠いている。放水砲による放射性物質低減の実証データがあるのか。	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イ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。 （※）炉心損傷を防止するための設備

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
➤ 格納容器下部に水を張って溶融炉心を受け止める対策は、水蒸気爆発を招く大きなリスクがある。	➤ 実機において大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる根拠については、審査書（案）IV-1. 2. 2. 3 の3.（1）「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」に記載しています。水蒸気爆発は複雑な現象ですが、これまでの研究の積み重ねに基づき、溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程を、粗混合、トリガー、微粒化、急速熱伝達、膨張による圧力波伝播及び機械的エネルギー発生に分解し、実験及び解析モデル開発が行われています。 これまでの水蒸気爆発実験には、こうした現象群を全体として把握する積分実験、現象を個別に把握し、実機での影響評価や予測モデル開発に役立てることを目的とした個別効果実験があります。OECD/CSNI が実施した SERENA 実験を構成する KROTOS 及び TROI は、いずれも積分実験として位置付けられます。ここで落下させるウラン酸化物を主成分とする溶融物の重量は各々0.8kg～3.9kg 及び 9.3kg～17.9kg であり、実機に対する MAAP 解析結果と

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
➤ 加圧水型原発グループは、平成 25 年 12 月 17 日の第 58 回適合性審査会に「溶融炉心と冷却水の相互作用について」の資料を提出しています。この資料において、加圧水型原発グループは国際的に行われてきた水蒸気爆発実験として「FARO実験、KROTOS実験、ALPHA実験、COTELS実験」を示しました。これらの実験でも、Al_2O_3（アルミナ）を使用した実験では、トリガーを使用しない自発的な水蒸気爆発はたくさん発生してい	比較して少量であるものの、これは、装置の容量の範囲内で、落下した溶融物の全量を装置内で混合させ、外部トリガーを作用させやすくするという、意図的な条件で水蒸気爆発を発生させるために設定された条件です。 実規模の大量溶融炉心落下に関しては、こうした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。実機の原子炉压力容器下部には、制御棒駆動機構ハウジング、炉内計装ハウジング等の貫通部が複数あることから、原子炉压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。このため、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、まとまって同時に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ま す。 また、水蒸気爆発に寄与する溶融炉心量は、その時点で流下している溶融炉心量の一部であり、実現象において、原子炉格納容器下部に蓄えられた水に落下させる溶融炉心量を増やしたとしても、それに比例して現象が厳しくなることはありません。 ➤ 同上

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
まず。世界的によく知られている4つの実験の中で、FARO実験は高圧下で行っています。COTELS実験は低サブクール度下で行っています。それらの実験は自発的な水蒸気爆発の起こりにくい条件で行われています。二酸化ウラン・ジルコニアに限定した実験が極めて少ないのに、TROI実験の大きな偽装を行い、これらの実験を根拠として、女川原発には水蒸気爆発は起こらないとの決定は、大きな問題と思われます。 ➤ 新規制基準適合性審査では規制委員会は、「大規模実験で水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認した」としているが、参照されている実験は実機条件に関する大規模実験（事例として、過去に原研で実施された ROSA-V 計画での大型非定常熱水力試験装置 LSTF。そこでは 1100MWe 級 PWR と同じ高さでの機器配置、1/48 の体積）からかけ離れた実験室での小規模実験であり、妥当性のある確認にはなっていない。真に大規模実験と言える確証試験は国内外を通じてなされておらず、水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確証する大規模確証試験を行うべきである。 ➤ 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。 ➤ 「JAEA-Research 2007-072：軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価：2007 年 8 月」では、	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

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
「4. 水蒸気爆発によるソースタームに関する影響」の報告が行われています。この論文では、原子炉ペデスタルに貯水された大量の貯水の中で、水蒸気爆発が発生すると、溶融したウラン燃料やプルトニウムが2ミクロンから10ミクロンほどの微細粒になり、格納容器、原子炉建屋から大気中に大量に浮遊する危険性が大きいことを警告しています。この論文は、沸騰水型原発グループが提出した、平成27年6月9日の第236回適合性審査会において出された「溶融炉心と冷却水の相互作用について」の資料にも記載されています。また、平成30年（2018年）7月26日の第606回適合性審査会において、資料2-1-3、「女川原子力発電所2号炉、重大事故対策等の有効性評価について」にも引用があります。しかし、原発のメルトダウン事故の発生時もっとも検討が重要な「水蒸気爆発によるソースタームに関する影響」については、審査書案には全く記述がありません。審査書案には、「水蒸気爆発によるソースタームに関する影響」の審査不備があると思われます。 ➤ 水蒸気爆発実験の報告書では、水蒸気爆発発生時のデブリサイズ の報告が多く行われていますが、水蒸気爆発が発生するとミクロン 単位の微細粒が大量に発生すると報告されています。 そして、森山論文で報告されているように、メルトダウン発生時 には、プルトニウムを含むウラン燃料の微細粒が大気中に大量に 飛散する可能性がかなりあります。しかし、東北電力の提出資料 には、その検討が全くありません。また、審査書案にもその検討 は全くありません。メルトダウン事故の発生時、住民の安全にと って、極めて重要な危険性について、まったく検討報告がないこ	➤ 同上

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
とは、審査書の大きな不備と思われます。 ➤ 水蒸気爆発の専門家が、プルトニウムで人が死ぬこともなければ水蒸気爆発なんて起こらないと言っていたことがあった。口先だけでは信用できない。 ➤ 炉心損傷により、水蒸気爆発が起こり、大量の放射能が、ばら撒かれるのではないか。 ➤ 地震に遭遇している環境などを考えれば、多角的な状況を考慮して水蒸気爆発を想定すべきである。 ➤ 压力容器から溶融燃料が噴出した場合に起こり得る水蒸気爆発についての認識が甘すぎる。 ➤ 水蒸気爆発が発生したら、どのようにすればよいですか。 ➤ 「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、現実には TR01 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、訂正すべきである。 ➤ 新規制基準は、欧州で認証されている最新鋭の原発に標準装備されているコアキャッチャーを要求しておらず、女川原発では、コアキャッチャーに代わる溶融炉心対策として、格納容器下部に水	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 なお、新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、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等のた

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
を張って溶融炉心を受け止める「対策」がとられることになっているが、これは安全どころか水蒸気爆発を招いて東日本壊滅の事態を引き起こす懸念がある。	めに必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備（コアキャッチャー）に限らず、他の方法でも問題ありません。
➤ 2017 年の OECD SERENA Report, SERENA REPORT (2017) 15 Status Report on Ex Vessel Steam Explosion)によると、概要のところで、「(2) in most countries, if not all, the consideration of ex vessel steam explosion remains an open issue, mainly due to unresolved uncertainties;機械訳：(2) すべての国ではないが、ほとんどの国では、主に未解決の不確実性により、炉外蒸気爆発の考慮が未解決の問題のままである」とある。水蒸気爆発対策は、それぞれの国の規制基準と原子炉の型式によって異なるがあらかじめ貯めてある水プールに溶融炉心を落とすことを日本とスウェーデン（要確認）が認めたのに対し、そのほかのほとんどの国では、認めていないという意味だと思われる。これが SERENA プロジェクトを経たうえでの世界の認識である。水張りは認めるべきではない。	➤ 同上
➤ 水蒸気爆発対策に対する IAEA（国際原子力機関）の技術出版物（IAEA TECDOC 1791, Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2016）の「原子力発電所の設計のための IAEA 安全要の適用に関する考慮事項」の「APENDIX 4. LARGE STEAM EXPLOSION」において、「格納容器バリアに損傷を与える可能性のある蒸気爆発をな	➤ 同上

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
くすために、考えられる事故シナリオで溶融炉心が水に落ちないようにすることが好ましい方法である、とある。水に落とすことを避けるべきであるとしている。権威ある国際機関の報告は傾聴すべきであろう。日本の対応は大きく逸脱している。少なくとも「溶融炉心は水プールに落として冷却すべき」と積極的に支持する機関、国、研究論文は見当たらない。女川原発についても水張は認めるべきではない。 ➤ 従来の FCI 実験のうち日本の研究者が行ったものには COTELS 実験がある。この実験では、8 回の実験の結果が報告されているが、ほとんどがサブクール度が小さい実験である。1 点のみサブクール度 86℃の実験が行われているが、この時は大気をアルゴンガスにしている。つまり溶融物が水に突入する際、巻き込む気体が非凝縮気体となる。従来から、非凝縮気体を巻き込んだ場合は水蒸気爆発が発生しにくくなることが知られている。すなわち、COTELS 実験は敢えて水蒸気爆発が起こりにくい条件を設定して行われたといわれても仕方がない。 ➤ 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。	➤ 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。 なお、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。 ➤ 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。 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

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
➤ KROTOS 実験では、水槽の直径が 95mm (SERENA 計画で 200mm に変更か?) で、水深が約 1000mm の水槽を使用している。このような実験装置の形状は、およそ実機の条件 (水深が数メートル、直径が 10 メートル以上) とはかけ離れている。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	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。 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。 (※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.」 (※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,」 ➤ 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、申請者は、それだけでなく、溶融ジェット径、水深、サブクール度等の実験パラメータも含めて、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

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
態を常温程度（高サブクール度）の水としても、膜沸騰で沈降中に水温が上昇し、沈降中に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出していると考えられる。このためもあってか、その後水槽の直径を 200mm にしている。両者の実験は区別して考えるべきである。少なくとも、95mm の水槽による実験は、水温の上昇、管壁の影響を受けた流動状態になることから、実機の現象の参考にするには無理がある。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。一連の実験として扱うことは不適切である。以上いくつかの理由から KROTOS 実験の結果を実機に適用するのには無理がある。 ➤ TROI 実験では、自発的な水蒸気爆発が発生したことが報告されています。「J. H. Song et al., Spontaneous Steam Explosions Observed In The Fuel Coolant Interaction Experiments Using Reactor Materials Journal of the Korean Nuclear Society. 33(4), 344-357 (2002)」の TROI 2002 年論文では、TROI-13 試験で、試験デブリの落下時間と自発的な水蒸気爆発の発生時間より、水中に落下した試験デブリが粒状化し、その最初の粒状試験デブリが試験水槽の底部に接触した直後に自発的な水蒸気爆発が発生したと推定されると報告されています。「J. H. Song et al., Insights from the Recent Steam Explosion experiments in TROI, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 40(10), p. 784(2003)」TROI 2003 年論文では、TROI-15 試験で、試験デブリの落下時間と自発的な水蒸気爆発の発生時間より、水中に落下した試験デブリが粒状化し、その最	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。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。 ➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発については、実機において想定される溶融物（二酸化ウランと酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験である 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は極めて低いことを確認しています。なお、TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験については、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています。また、TROI-15 の溶融物組成については、御指摘の論文（※）において、UO_2/ZrO_2ではなく、ZrO_2/Zr (99wt%/1wt%)とされており、

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
初の粒状試験デブリが試験水槽の底部に接触した直後に自発的水蒸気爆発が発生したと推定されると報告されています。TRO I-13 試験はUO_2-ZrO_2の試験デブリで行われており、TRO I-15 試験はUO_2-ZrO_2の試験デブリで行われています。 実験にAl_2O_3を使用した水蒸気爆発実験では、サンデアで行われた溶融デブリによる水蒸気爆発実験でも、同じ現象が高速度カメラで何度も撮影されています。また、KROTOS、TRO I の一部実験では、トリガーが使用されて、水蒸気爆発実験が行われ、水蒸気爆発が発生しています。しかし、このことはトリガーが無ければ水蒸気爆発は起こらないことを証明しているのではありません。SERENA プロジェクトは実炉における自発的な水蒸気爆発の可能性を認めています。適合性審査案の実炉トリガーなし水蒸気爆発不可能論は問題であると思われます。 ➤ 2018 年 7 月 6 日に岡山県総社市の朝日アルミ産業岡山工場で溶融アルミニウムの水蒸気爆発事故が発生しているが、この爆発の発生のトリガーがどのようなものであったかなどというものはわかりようがないのが現状である。このような実際の事故の多くは実験室で発生するはずがないとされていた金属や実験条件で発生しているのが実際である。原発事故時に生じる炉心溶融物でも、自発的には発生しないという実験結果が報告されている一方、TRO I 実験のように自発的な爆発が起こることが確認されているものもある。またジルコニウムといくつかの物性値に近い、溶融シリコンなども極めて激しい爆発がトリガーなしで起こることが確認されている（森山ほか 2 名、溶融シリコンの水蒸気爆発	UO_2 を用いた試験とはされていません。 (※)「J. H. Song et al., Insights from the Recent Steam Explosion Experiments in TROI, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 40(10). (2003)」 ➤ 同上

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
に関する研究, JAERI-Research 2000-021 (2002)). ことほど左様にトリガーについてはわかっていないことが多い。安易にトリガーが考えられないから爆発は起こらないなどと結論付けることはできない。 ➤ TROI 実験の論文 (J. H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.) では、CHINO の温度計の外挿値と IRCON 温度計の実測値の 800 K を超える大きな測定温度誤差が説明されています。また、外挿値のピーク温度を不用意に TROI-10、TROI-12 の実験溶融温度 3800 K、TROI-11 の実験溶融温度 3800 K 以上と表示しています。ところが、この表示が後から誤りで有ったことは、CHINO の温度計の外挿値と IRCON 温度計の実測値の比較からすぐに分かります。電力会社のやり方は、あまり知られていない TROI 実験の論文の中から、都合の良い表やグラフなどを引用しています。審査書は TROI 実験グループの著者等が専門誌に発表した一連の TROI 実験の報告書の内容を検討せず、偽装された資料をそのまま使用し、審査を了承したことは問題と思われます。 ➤ 東北電力が不正確に引用（あるいは誤った引用。意図的だとすれ	➤ 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、実機において想定される溶融物（二酸化ウランと酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験である 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は極めて低いことを確認しています。 なお、御指摘の論文において、自発的な水蒸気爆発が発生した TROI-14 の実験では、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 4,000 K、3,200 K と乖離が見られ、また、同様に自発的な水蒸気爆発が発生した TROI-13 の実験では、溶融物温度をより低い 2,600 K としながらも、ガス発生による測定誤差により実際には 3,500 K 以上であると推測されると報告されています。このように、これらの TROI 実験では、溶融物温度の計測法に大きな不確かさがあったと考えられます。 その後の OECD SERENA 計画における TROI 装置を用いた実験では、印可出力と測定温度との関係から測定温度を校正する措置が講じられるとともに、溶融物の温度を現実的な条件とし、外部トリガーを作用させない試験ケースでは、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。 ➤ TROI の試験ケース 34 から 37 については、水蒸気爆発の発生が確

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
ば書き換え、あるいは改竄)した部分は、TROI 実験の実験番号 34 から 37 の溶融物の温度を、実験実施者の原著論文 (J.H.KIM et al., Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment, NUCLEAR TECHNOLOGY VOL.158-17 JUNE 2007, pp.378-395.) からではなく、ストラスブール大学の学生の学位 (博士) 論文 (Vaclav Tyrpekl (2012), Material effect in the fuel-coolant interaction: structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Ph. D. Thesis, Univ. DE STRASBOURG) の文献調査の表から引用したもので、原著論文と博士論文の書式と数値が異なっていることである。原著論文では、溶融物温度を「Measured melt temperature 溶融物測定温度 (K)」と「Corrected melt temperature 補正溶融物 温度 (K)」について、それぞれ「有効数字 4 桁」で示しているのに対し、東北電力の文書では「溶融物温度 (K)」「～3000」と記している。今回新たに不正確な引用が明らかになった以上審査をやり直すべきである。 ➤ TROI-10, 12, 13, 14 は酸化ウランとジルコニアの混合物、TROI-15 ではジルコニアについても自発的な水蒸気爆発を確認している。これに対して、規制委員会は、「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おいては、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、この条件は実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、その結果、本実験においては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」と、その	認されているものの、いずれも外部トリガーを作用させた実験となっていることから、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。 なお、申請書における TROI の試験結果は、御指摘の博士論文(※1)のみでなく、実験実施者の原著論文 (※2) も参考文献として引用した上で整理されており、水蒸気爆発の発生の可能性の観点から、両者の溶融物温度に大きな差はないことを確認しています。 (※1) 「V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.」 (※2) 「J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.」 ➤ 御指摘の OECD SERENA 計画における TROI 装置を用いた実験 (TROI-VISU) は、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の一つである粗混合の可視化を目的とし、外部トリガーを作用させず、溶融物温度を現実的な条件として実施した実験です。当該実験の内容については、「OECD/SERENA Integrated Report 2014」に記載されていますが、当該報告書は現時点で非公開とされています。

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
後 SERENA 計画で TROI 装置によって自発的水蒸気爆発の発生の有無に関する実験を行ったとしている。しかし、そのことを示す報告書や文献を示していない。SERENA では TROI 装置を使用した実験は 6 回行われた旨が報告されているが、いずれも外部トリガーを加えた実験であり、自発的に爆発が起こるか否かを明らかにした実験ではない。規制委員会が言うような実験が行われているのであれば、そのエビデンスを示すべきである。 ➤ 2019 年 11 月の東北電力の文書（東北電力株式会社，女川原子力発電所 2 号炉重大事故等対策の有効性評価について補足説明資料，2019 年 11 月，p. 補足 43 3.3.）によると，水張りした水面直下にコリウムバッファという緩衝材を設ける予定のようである。材料等の詳細は不明だが，金属製の金網状のものと推定される。落下する溶融炉心の水面での衝撃を避けようという意図のようであるが，細粒化を促進する可能性や，爆発の発生を遅らせてより多くの炉心溶融物の爆発を引き起こす危険がある。さらに，バッファ自体が溶融することで，溶融物全体の質量を増加させるだけという恐れもある。果たして東北電力は，実験的に有効だという裏付けを持っているのであろうか？またコリウムシールドを使用するかどうか定かではないが，仮に使用するのであれば，水蒸気爆発対策になるかは疑問である。小生の計算では，崩壊熱が出力の 1%程度でも，コリウムの厚さが 100mm 以上になると，コリウムシールドの使用条件(2400℃)を超える温度になる。とても使える技術ではない。 ➤ 制御棒案内管は女川原発 2 号機では 137 本の制御棒に付随してあ	➤ 御指摘のコリウムバッファは、更なる安全性向上を目的に、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性を更に低減する観点から、溶融炉心の落下を一旦停止させるために自主対策設備として設置する方針としているものです。コリウムバッファの材料や形状等は、今後の設計において検討されるものであり、工事計画認可に係る審査において、悪影響防止の観点等から確認します。 ➤ 御指摘のとおり実機の原子炉压力容器下部には、制御棒駆動機構

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
り、炉心溶融物は数百トン規模の量が想定されているので、複数の部位が同時期に破損して長時間漏洩が続く可能性が否定出来ない。もし、複数箇所から溶融物が落下している状況で圧カスパイクが生じた場合、圧カスパイクがトリガー（外乱）となって、水蒸気爆発が生じる恐れがあると思われる。また、溶融物が爆発せずにプールの底に層状に溜まった状況で、後続の漏洩で生じた圧カスパイクが、ベーストリガ蒸気爆発のトリガーとなる可能性も否定出来ない。例えば、以下の研究では「溶融物と水の間には蒸気膜が存在している可能性が示唆され、熱的デトネーションモデルに基づく蒸気爆発素過程における蒸気膜崩壊プロセスがベーストリガ蒸気爆発に対して適用できる可能性が示唆された。」とある。（ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究 2005 年）もし、層状の溶融物でも蒸気膜が存在するなら、圧カスパイクがその蒸気膜を消失ないし薄くする事で、溶融物から水への伝熱が急激に進み蒸気爆発を引き起こすと考えられる。 ➤ 水張り水位 3.88m の科学的根拠を示してほしい BWR 型原発の審査では、柏崎刈羽 6, 7 号機については、水深 2m, 東海第二については 1m という深さで審査を通過させている。一方、女川 2 号機については 3.88m にするとしている（東北電力株式会社、女川原子力発電所 2 号炉重大事故等対策の有効性評価について、2019 年 2 月, p.83.）。そもそも、この深さにする科学的根拠はあるのだろうか？あるなら提示してほしい。	ハウジング、炉内計装ハウジング等の構造物があり、原子炉压力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、冷却材中において一様な安定した混合状態とはならないことから、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減されと考えられます。また、御指摘の文献「ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究」では、高温溶融物が水たまりあるいは湿気を帯びた床に層状に堆積するような体系での水蒸気爆発をベーストリガ蒸気爆発としています。このような体系のように、大量の溶融物が少量の水を囲んだ場合、水蒸気爆発に関与する水が少ないことから、水蒸気爆発が発生したとしても、発生する機械的エネルギーによる影響は無視できると考えています。 ➤ 審査書（案）「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」に記載しているとおり、圧カスパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位として、原子炉格納容器下部の初期水張り水位をドライウェル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に設定することを確認しています。

IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼	
御意見の概要	考え方
➤ 申請内容(1)本格納容器破損モードの特徴及びその対策において、「原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。」とありますが、水素発生、酸素発生箇所では局所的に濃度が高いはずですが、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して下さい。その際、吸引式の場合は、時間遅れも考慮下さい。	➤ 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、女川2号の格納容器内の気体についてもミキシングの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、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計は、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、排出までの工程による時間遅れを考慮して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及び酸素の発生割合）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。

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
➤ MAAPの解析に使用されているDECOMPコードの「伝熱モデル概略」は明らかに偽装モデルと思われる。MAAPのMCCIモデルでは、デブリで構成される溶融プールの周りを下部クラスト、側面クラスト、上部クラストが取り囲んでいる構造とされているが、デブリの密度とコンクリートがMCCI反応で溶解してできるクラストの密度を比較すると、デブリが下に沈み、クラストがその上に浮いて層をなすのが自然の姿と思われる。デブリが下に沈み、クラストがその上に浮いて層をなすモデルではクラストの厚みがもっと厚くなり、床と側壁のクラストによる断熱がなくなる。そして、	➤ 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。

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
大量水でのデブリの冷却熱量は、東北電力のシミュレーション結果よりもはるかに少なく成り、コンクリートの表面温度は非常に高く成り、コンクリートの侵食量はもっと増えると推測される。 ➤ 269 ページ「(3) 必要な要員及び燃料等」について、窒素ガスの供給は大丈夫か	➤ 当該評価事故シーケンスにおける必要な要員数については、可搬型窒素ガス供給装置の設置に係る要員 5 名も含めて 30 名であり、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30 名で対応が可能であることを確認しています。 また、可搬型窒素ガス供給装置は、窒素ポンペではなく、当該装置内で空気から窒素を分離して供給するものであり、審査書(案)「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 5 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 9 関係)」に記載しているとおり、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必要な容量を有する設計としていることを確認しています。

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策	
IV-1. 2. 3. 1 想定事故 1	
御意見の概要	考え方
➤ 272 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 の使用済み燃料プールの最高使用温度は 66℃である。使用済み燃料プール内の水が沸騰して 100℃になるということは、使用済み燃料プールの最高使用温度 66℃を逸脱することを意味する。これ	➤ 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す。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

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
が、なぜ許容されるのか、理由を明らかにされたい。	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。

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
➤ 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スチェック解析を実施することを求める。	➤ シビアアクシデントの解析には比較的大きな不確かさ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。 なお、申請者の解析については、以下の点を審査で確認し、解析結果の解釈が現在の技術レベルに照らして妥当と判断しています。 ① 炉心損傷後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。 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。

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
➤ SAFER、CHASTE など、各種のソフトが使われているのはやむを得ないが、ソフトの有効範囲は何処までか、入力データの数値とその精度、次元の確認、さらには出力データの妥当性には十分注意すべき。 ➤ IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード（5）MAAP（307 ページ）「申請内容」の c. -7 項に「炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR 試験、OECD-MCCI 実験等の解析により妥当性を確認している。」とあるが、女川 2 号機で問題となる水中条件での MCCI についての解析の妥当性は何ら確認されていない。	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より変わらないこと。 （※）「炉心損傷防止対策の有効性評価（RELAP コードによる解析）についての規制委員会の技術報告」、「格納容器破損防止対策の有効性評価（MELCOR コードによる解析）についての規制委員会の技術報告」 ➤ 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、SAFER、CHASTE 等の解析コードに対して、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードが用いられていることを確認しています。 ➤ 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。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。

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
➤ 保管している放射性廃棄物が、2号機の運転中に万が一事故が起きたときに、どのような影響が起きるのか検討されたのでしょうか？検討されているのであれば安全性に影響はないのでしょうか。 ➤ 449p、ヒューマンエラーも遅かれ早かれ起きる。3.11で被災していてどこかがきつとうまくいってないはず、再稼働と同時に破局的な事故になるのではないかと？長い期間止まっていた被災原発の再稼働によって起きる過酷事故に対処するマニュアルはありますか？ ➤ 台風19号の様な災害と福島第一原発の様な事故が同時になったら女川町は全滅すると思うので再稼働は反対です。	➤ 女川原子力発電所では固体廃棄物貯蔵所に低レベル放射性廃棄物が保管されていますが、2号炉原子炉建屋と十分な離隔距離が確保されています。 また、2号炉で重大事故が発生した場合の屋外のアクセスルートに対しても、十分な離隔距離が確保されており、遮蔽能力を有した建物内に保管されていることから、低レベル放射性廃棄物からの放射線による影響はないことを確認しています。 ➤ 運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、発電用原子炉固有の安全性及び安全保護回路の動作により、過渡変化を収束させる設計となっていることを確認しています。 さらに、万一重大事故等が発生した場合に備えた設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うことで、重大事故等にも対処できることを確認しています。また、手順書については、新規制基準では重大事故等が発生した場合に対処するために必要な体制の整備を要求しており、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるようあらかじめ整備する方針であることを確認しています。 ➤ 審査においては、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。さらに、自然現象の組合せにおいては、

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
➤ 2号炉運転前に、1号炉、3号炉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。 ➤ 降灰により、原発への通行上のアクセスが不可能であれば、仮に設計対応は可能であったとしても、運転対応はできないことは自明である。車輛使用による外部からの原発への通行アクセスや原発ないしその周辺からの従業員や住民の避難や連絡が不可能なまま、万が一のシビアアクシデント対応が不可能となることは言をまたない。 ➤ 「重大事故等に対処するための手順に対する共通の要求事項」に対し、運用手順などを「保安規定等において規定する方針」であることで、また、その他の項目についても、「…する方針」であることで、規制委員会は、「要求事項に適合する。」としています。しかし、「規定する方針」だけでは不十分です。「方針」だけで、「手順書」の現物が未完成であったり、これに基づいた「訓練」が実際に行われていないとすれば、それだけですでに、審査は不合格です。	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上で、考慮すべき事象を決定し、その影響に対して、安全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。 また、重大事故等発生時に悪天候であった場合においても、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、高線量下、夜間、悪天候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を確認しています。 ➤ 1号炉及び3号炉の燃料は、原子炉圧力容器から取り出され、使用済燃料プールに保管されていることを確認しています。 ➤ 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応設備、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。 ➤ 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ています。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、工事計画や保安規定変更認可について審査するとともに、重大事故等対応訓練については、原子力規制検査において、確認していきます。

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
➤ 単一事故を回避する方法について 審査書(案)を通して変更許可申請書の内容を推定するに、申請書では、考えられる単一事故を想定し、それらをいかにして安全側に収束させるか、多くのケースについてその方法が書かれているのであろうが、見落とししたケースがないと言えるのか。大災害の極度の緊張感の中で、限られた時間内で、故障箇所を適格に特定し、安全側に収束できるとはとても思えない。災害時には単一事故のような事故が各所で多数発生しているであろう。周辺計測器も故障し、指示値が狂っていることもあろう。それらを確実に判断し、しかも限られた時間内で、安全側に収束させることは不可能であろう。 ➤ 地震により非常用車両の通路が遮断されることはないのか。	➤ 有効性評価における事故の想定は、設計基準事象を超えた重大事故に至るおそれのある事故であり、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を想定しています。 有効性評価における運転員等の操作時間については、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要な時間に対して、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。また、計測機器については、故障した場合にも対処できるように、多重性を有する計測機器の他チャンネルにより計測する手順が整備されていることを確認しており、他チャンネルにより計測ができない場合には、代替手段によりパラメータを推定する手順を整備することを確認しています。 さらに、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。なお、高線量下、夜間、悪天候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を確認しています。 ➤ 可搬型重大事故等対処設備を運搬するためのアクセスルートは、自然現象等を想定し、迂回路も考慮して複数確保する方針であることを確認しています。また、屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセ

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
➤ 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換えて可搬型重大事故対処設備につなぐ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 ➤ 328ページ IV-3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係） 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） ② 確実な接続「可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い」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。	スルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザ等の重機を保管、使用する方針であることを確認しています。 ➤ 審査において、可搬型代替電源設備である電源車から各計装設備に電源供給できる設計とし、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする方針であることを確認しています。また、作業環境（放射線量、温度等）についても審査し、作業に支障が無いことを確認しています。 ➤ 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、電力を供給するケーブルは、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、御質問の「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。また、無線については、傍受されにくい仕様の機器を選定す

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
	る方針であることを確認しています。

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
➤ 330 ページ 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 意見 緊急停止失敗時に必須となる作業員の被曝対策を行なうこと。（理由）緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために計画する設備および手順について、予め整備し用意した手順を遅滞なく遂行するためには、高線量下での作業、いいかえれば被曝下での作業を余儀なくされることを想定する必要があります、したがって被曝した作業員の手当て、すなわち緊急時の被曝医療体制の整備計画が不可欠となるが、それが完全に欠如している。	➤ 緊急停止失敗時には、有効性評価の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させた後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により未臨界を維持することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に移行できることを確認しています。また、これら発電用原子炉を未臨界にするための設備を用いた操作は、自動又は中央制御室からの操作スイッチによる遠隔操作であり、高線量下の作業は無いことを確認しています。

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
➤ 審査書案 P367「4－4. 5 最終ヒートシンクへ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）」代替循環冷却系は全交流電源喪失下や RHR ポンプ故障時でも、原子炉補機代替冷却とあいまって「第48条等要求事項イ）及び同ハ）」に対応する系統であるので代替循環冷却系を48条機能を果たすための一連の設備群の一部として重大事故対処設備として扱うべきです。（理由）重大事故対処設備として	➤ 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7.1.4.2-4 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、原子炉格納容器フィルタベント系に優先して代替循環冷却系が使用されます。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（RHR）の

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
設置許可基準規則第48条で求めている機能は、「崩壊熱が蓄積する原子炉圧力容器内の炉水やサプレッションプール水」から「最終ヒートシンク」に至る独立性の高い一連のシステムが本来必要です。残留熱除去系が運転できることを前提とした「原子炉補機代替冷却」システム（二次系システム）だけでは不完全です。代替循環冷却系は設計基準対象機器の一部を利用するものの「全交流電源喪失」「残留熱除去系ポンプ故障」状態でも炉心損傷防止機能の一部を担うことのできる信頼性の高いものです。規制側の今までの解釈運用の観点では、第48条等要求事項口）に対応していない原子炉補機代替冷却を重大事故対処設備として扱ってきていること、代替循環冷却系は、設置許可基準規則第50条として扱っている程信頼性の高い系統であることですので代替循環冷却系を48条要求の機能を果たす設備群の一部として取り扱うべきです。 ➤ 審査書案 P371 最下段～P372L3「f）残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、・・・並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素封入が可能な場合には、S/C ベント用出口隔離弁又はD/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止する」としているが、サプレッションプール水温が高い状態でベントを開けたままのような原理で残留熱除去系又は代替循環冷却系の機能が回復できるのかを確認する必要がある。特にポンプのサクションラインとサプレッションプール水面との高低関係を含めた正味水頭を確認し、サクションラインの水張り方法も含めて確認する必要がある。（理由）格納容器ベントを開けている限りは	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。 ➤ 代替循環冷却系及び残留熱除去系のポンプの NPSH 評価については、サプレッションチェンバ圧力等の重大事故等時の使用環境条件を考慮し、有効 NPSH が確保されることを工事計画認可申請に係る審査において確認します。 なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系のポンプの吸込配管は、サプレッションチェンバのプール水面より低い場所に設置されています。

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
格納容器の内圧が低くプール水はほぼ気液平衡に近い状態にある。このようにサプレッションプール水温が高く、格納容器内圧が低い場合にはポンプの有効 NPSH（正味吸い込み水頭）が不足するので残留熱除去系ポンプ、代替循環冷却系ポンプいずれも運転ができないはずである。またポンプのサクションラインの中にプール水面よりも高い箇所があると水張りには特別な手順・設備が必要である。	

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
➤ 福島と同型の女川原発は過酷事故で同様の経緯をたどることは間違いないが、過酷事故を収束できたとして、放射能の放出量ほどの程度押さえられるのか、社会的に許容できるものなのか明らかにするべきだ。それでも許容できない量が放出されるのであれば、再稼働はそもそもあり得ない。	➤ 設置許可基準規則では、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ており、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。 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、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 の放出量を基に評価し、100TBq を下回っていることを確認することとしています。 上記に関して、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、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合、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

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
➤ ベント多用方針は住民の被ばく機会が増えることでしょう。 ➤ 審査書案 P389 50条における負圧破損防止「b. 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損を防止するための手順に着手する。」とされているが「b. 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の窒素過圧するための手順に着手し、代替循環冷却系運転を行う。」とすべき。 原子炉格納容器の負圧破損が起きるのは、原子炉格納容器が隔離されており外部からの気体流入が起きない、内部の冷却が進み原子炉格納容器内部の蒸気の凝縮が進むの2つが重なることにより発生します。現状記載の「残留熱除去系による除熱機能が喪失」だけでは格納容器の負圧破損は発生せず、むしろ格納容器の加圧方向の作用をもたらします。	1.4TBqであり、100TBqを下回っていることを確認しています。 (※) 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。 ➤ 同上 ➤ 御指摘の可搬型窒素ガス供給装置の手順着手基準は、可搬型窒素ガス供給装置の設置等の準備開始の基準を記載しています。なお、原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給を開始するのは、原子炉格納容器ベントが停止可能となった場合(※)、又はサプレッションプール水温度指示値が104℃を下回る前としていることを確認しています。 (※) 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合

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
➤ 女川原発では19個の水素再結合装置とフィルターベント、建屋ベントなどを設置し水素爆発を未然に防ぐとしているが、900kgも一気に生成される水素を結合装置だけで取り除くことはできない。東北電力の試算は、数十時間で徐々に水素が漏れ出すというシナリオで、とても実現出来ない。まして、建物ベントになれば水素ガスとともに大量の放射性物質が放出される。まさに格納容器の閉じこめる機能の喪失であり、住民の安全を考えると、女川原発2号機の再稼働は許されるはずがない。	➤ 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ベントよりも前に使用するものとして、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装置(PAR)、PAR動作監視装置及び手順等を整備することを確認しています。また、これらの対策は、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。 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ベント設備を用いた水素排出を行うこととなります。その際には、放射性物質の拡散抑制を目的として放水砲を用いた原子炉建屋への放水を行うことを確認しています。

IV－4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

御意見の概要	考え方
➤ 汚染水事故に対応できない。	➤ 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

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項関係）

御意見の概要	考え方
➤ メルトダウンが遅かれ早かれ起きた場合、防潮堤のせいで福一のように汚染水問題が起きないのですか？起きないと言うのであれば、その理由を聞かせてください。 ➤ 適合性審査では、福島第一原発で現在大きな問題になっている汚染水について検討していません。これは格納容器が破損した場合でも放射能の大量の拡散で防止する策を講ずるよう要求する新規制基準に違反します。 ➤ 海への放射能拡散を防ぐ対策としてシルトフェンスを使うしていますが、これで防げるのは放水砲だけです。汚染水は防げません。 ➤ 事故がおきたらすべて汚染されてしまいます。逃げ場がありません。	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。 その上で、万一格納容器が破損した場合の事故後の処理のあり方については、実際にどういった状況になるかを事前に想定し、規制基準を特定するのではなく、事故の状況に応じ、臨機応変に対応していくことが現実的かつ適切な考え方であり、特定原子力施設の制度に基づき、状況に応じ規制することとなっています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

IV－4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

御意見の概要	考え方
➤ 426 ページ、丸数字 2、a. :「大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲は、海を水源とし、車両により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。」とあるが、「原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量」は、ポンプの揚程を決める根拠となるだけであり、本来の「容量」すなわちポンプ・放水砲の流量はどのように決めているのかが不明である。結局「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」とは、ただ建屋の屋上に「放水」できればよい。それがどのような「放射性物質の拡散を抑制」する効果を持つかは問わないという極めてずさんな要求であり、申請者の「設計方針」もそれに安易に乗ったものでしかない。もし、「放水」により放射性物質の放出を「抑制」できるというなら、定量的に、その評価結果を示すべきである。 ➤ 発電所外の放射性物質の拡散を抑制するため、放水設備などを装備するとされていますが、その保管する個数や作動に要する時間等が記載されているのみであり、その効果に関する評価が示されていません。重大事故時に公衆の放射線被曝を低減する最後の砦のはずですから、最も厳しい事故条件と気象条件を設定して、公衆被曝の上限値等を評価することは、貴委員会の最終的な使命だと考えられます。 ➤ 設置許可基準規則 55 条では、格納容器の破損に至った場合等において「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な	➤ 審査においては、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）の容量については、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び放水砲の性能曲線から大容量送水ポンプ（タイプⅡ）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。 ➤ 同上 ➤ 同上

IV－4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

御意見の概要	考え方
設備を設けなければならない」とされている。ところが、東北電力の対策は、格納容器上部が破損し、気体の放射能が放出した場合、それを放水砲で叩き落とすといっている。そんなことが可能なのか？ ➤ 第55条の要求に対して、放水砲を設けるとしているが、宮城県の安全性検討会でも指摘されているように、これがどれだけの効果があるのか具体的な数値をあげての検証結果がない。ただ、形として設置しているに過ぎないのではないか。少なくとも、その効果についてのシミュレーションを東北電力に求めるべきではないか（425ページ） ➤ 第55条の要求に対して、放水砲を設けるとしている。この種の放水砲は、通常大規模な石油液面の火災に対する設備として使用されるものであり、大気中を飛散するプルームの中の粉塵を補足することには有効ではない。ましてや希ガスには無効である。また、汚染水対策として、シルトフェンスを設置するとしているが、これは一時的な溢水対策相当の対策である。量が多い場合には、有効性が期待できない。 ➤ 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散の抑制、海洋への放射性物質の拡散の抑制を期待して使われる放水砲について、「大容量送水ポンプ（タイプII）及び放水砲の放水設備により敷地外への放射性物質の拡散を抑える対策及び海洋への拡散防止対策が適切に実施される方針であることを確認」としているが、	➤ 同上 ➤ 同上 また、シルトフェンスについては、発電所から海洋への流出箇所の南側及び北側排水路排水柵、タービン補機放水ピット及び取水口の合計4箇所に海底まで届く長さで二重にして設置することで設置許可基準規則第55条において要求している海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備に対応するものであることを確認しています。 ➤ 同上

IV－4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項関係）

御意見の概要	考え方
この装置を使用する状況が極めて不自然である。建屋が損傷して放射性物質を拡散させている時に大量の海水を掛けることは、放射性物質を海に流し出すことを意味すると共に、大気放出されるガス状の放射性物質にはほとんど効果がない。また、建屋が損傷している段階では、溶融燃料も露出している危険性が高く、むしろ大量の水の投入は水蒸気爆発を誘発させ、放射性物質の拡散を大規模にする危険性もある。放水砲で対処する状況と、使ってはならない状況についての明確な切り分けと説明がなければ、風下に位置する人々への重大な被爆を引き起こすことが懸念される。当然、海洋への汚染拡大も危惧されるところである。 ➤ 2. シビアアクシデント時の放射性物質の拡散抑制方法のお粗末さ（放水銃のみ）	➤ 同上

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
➤ いくら第4予備電源（重油、灯油による）津波のない高所でも「ガケくずれ」がおこればダメ。また雷が落ちてダメ。 ➤ 440ページのチ)の2行目「メタクラ(MC)」は、第44回原子力規制委員会の配布資料の資料1－2の90ページの「メタルクラッドスイッチギア(M/C)」と同じものか？	➤ 可搬型重大事故等対処設備である電源車については、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機と同時に機能喪失しないよう、位置的分散を図り、複数の箇所に分散して設置する方針であることを確認しています。 ➤ 御指摘のとおり、「メタクラ(MC)」と「メタルクラッドスイッチギア(M/C)」は同じものとなります。

Ⅳ－４．１５ 計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５項関係）	
御意見の概要	考え方
➤ p453、455Ⅳ-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）２．規制要求に対する設備及び手順等（１）第５８条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル１）対策と設備表Ⅳ-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ「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、多様性が無く他の方式も併用すべきと考えます。	➤ 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計測する手段を示していることから、規制要求を満足していることを確認しています。
➤ p454Ⅳ-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）２．規制要求に対する設備及び手順等（１）第５８条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル１）対策と設備表Ⅳ-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ「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と考えます。	➤ 同上
➤ 格納容器内酸素濃度計は多重化されていますが、多様性がなくジルコニア式、電極式等、他の方式も併用すべきと考えます。	➤ 同上
➤ 福島第一事故において、水位計が原理的に誤作動を招きやすいものであったことが、冷却水の有無を誤判断させる致命的な欠陥になっていた。したがって、水位計を改善することが必要条件であった。柏崎刈羽原発６・７号機のパブリック・コメントでこの問題	➤ 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

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項関係）

御意見の概要	考え方
を提起したところ、代替手段として注水量を確認して水位を推定するという回答であった。注水量は動作過程を示し、水位計は結果の静的な実体量を示すもので信頼性がまったく異なる。この点の改善されていないとすると、重大な欠陥である。 ➤ 原子炉の中の水位を判断する装置が原理的に、また、实际的に、信頼できない。福島事故のさいに、水位計が正しく働かなかった。今回の審査(案)においても、その改良がなされたとの記述が無い。福島原発事故時に、水位計の誤作動が大きな問題だった。水位計の不完全性はどうしても克服すべき課題だと考える。そうでないと、重大事故に関するほとんどの事故シーケンスの検証が意味を失うのではないか。東京電力柏崎刈羽 6・7 号機の審査において、明確な記述のないままに、今回の審査(案)と同じような記述になっていた。極めて解せないことである。「多重性を有」していることで、過ちを繰り返さないことができるのか。実証と論証が必要である。 ➤ 原子炉水位(広帯域)も原子炉水位(SA 広帯域)も、差圧式水位検出器を使用している点、及び、原子炉水位(燃料域)も原子炉水位(SA 燃料域)も、差圧式水位検出器を使用している点で、設置許可基準規則第四十三条第二項第三号の要求事項を満たしておらず、原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に不適合であり、同法同条第一項の規定により許可する事ができない、ので、再稼働の為に、申請者への変更指示と再審査とを求める。	を設けることを求めています。 御指摘の原子炉圧力容器への注水量(高圧代替注水系ポンプ出口流量等)による原子炉水位の推定方法は、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量を算出すること等により原子炉水位を推定するものであり、炉心冷却状態を把握する上での推定手段として、有効性があるものと考えています。 ➤ 同上 原子炉水位を異なるパラメータにより推定する代替手段として原子炉圧力容器への注水量(高圧代替注水系ポンプ出口流量等)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おり、規制要求を満足していることを確認しています。 ➤ 同上

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項関係）

御意見の概要	考え方
➤ p450～451IV-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）2. 規制要求に対する設備及び手順等(1)第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等(マル1) 対策と設備表 IV-4. 15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ原子炉压力容器内の水位計測に差圧式水位検出器を使用していますが、基準面器を使うウェットレグ方式と推測します。ウェットレグ方式は福島第一原発事故の際も基準面器の液面の変動や密度変化により実際の液面と異なる値を示した実績が有ります。同じ基準面器を用いる「他チャンネル」の計測器や「原子炉水位（SA 広帯域）」の計測器、「原子炉水位（SA 燃料域）」の計測器では、基準面器の液面変動や密度変化に対しどの計測器も同様の傾向を示し、多重化の意味をなしません。また、「原子炉圧力（SA）」についても基準面器を使用しており、同様の現象を起こすため多様性が有るとは言えません。唯一、高圧代替注水系ポンプ出口流量は多様性を持つと捉える事ができそうですが、注水量だけでは、原子炉压力容器内の温度、圧力の状態によって変わる液面を正確に把握する事はできず、正確性に欠けると考えます。また、基準面器への注水や基準面器への温度計設置は、一定の効果を示す可能性が有るものの多様性の欠如と言う意味では、対策になりません。既に検討されている超音波式、キャピラリ式、ヒーター感熱式等の他の方式も完全とは言えないまでも補完する計測器として多様性を持たせる事は十分に可能であり、いずれかを設置すべきと考えます。 ➤ 直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要な	➤ 原子炉水位計の基準面器（凝縮槽）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压力容器への注水量（高圧代替注水系ポンプ出口流量等）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。 ➤ 御指摘の「直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視するこ

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項関係）

御意見の概要	考え方
パラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた手順における人員と作業時間は十分か（審査書案 460 ページ下から 8 行～次ページ 3 行）。 ➤ p459IV-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）2. 規制要求に対する設備及び手順等(1) 第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル 3）手順等の方針 c. 「1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計 2 名により、55 分以内に実施する。」としており、実際はどれだけの計器不良が同時に起こるか分からないものの、最大で言えば項目だけで 60 項目有り、1 項目 1 測定すると 55 時間かかります。人員配置の計画には保守的に見て最大値を反映すべきと考えますが、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と考えます。	とが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備」は、自主的対策設備であり、規制要求の対象ではありませんが、重大事故等への対処をより確実にするものであることを確認しています。 なお、設置許可基準規則第 58 条等の要求事項に対応するためのパラメータを計測する計器の故障時に状態を把握するための手順等について、作業に必要な人員及び作業時間を配置しているかを審査し、対応が可能であることを確認しています。 ➤ 審査において、申請者は、重大事故等対策要員の防護具の着用、緊急時対策所から制御建屋地上 3 階への移動、防護具の脱衣、身体サーベイ及び制御建屋地上 3 階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、緊急時対策所から中央制御室への移動時間を 50 分とし、中央制御室における 1 測定点の計測を 5 分で実施することにより、可搬型計測器による計測を 55 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。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するものであり、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。

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
➤ 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内での運	➤ 新規制基準において、炉心の著しい損傷が発生した場合において

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
転員等の被ばくによる実効線量は、変更申請で再評価しているのか。	も運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を要求しており、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、今回の変更申請において新たに評価したのになります。

IV-4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 重大事故等発生した後、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を判定する手順に着手し、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合でも1箇所当たり100分以内に実施するとあるが、時間がかかりすぎではないか。迅速にするには無理があり、危険性が増すと考えられる。 ➤ 477ページ、サーベイメーター類の台数は大丈夫か	➤ 審査においては、監視測定の手順着手の判断を行ってから放射線管理班員が、事前打合せ及び資機材準備を行った上で、移動し、資料採取・測定を行う方針であることを確認しており、事前打合せでは、現場の状況、放射線防護方針等を確認の上、適切に作業が行われるよう調整する方針であることを確認しています。また、測定時間については、最も時間を要する場合を保守的に示しており、時間設定は適切になされているものと判断しています。 ➤ 監視測定設備については、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とし、必要な台数（バックアップ含む）を保管する方針としており、可搬型放射性測定装置のうち、可搬型ダスト・よう素サンプラ、γ線サーベイメータ、β線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、各2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1台、また、α線サーベイメータについては、1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を確保する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

IV－4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項関係）

御意見の概要	考え方
	て、その妥当性を確認していきます。

IV－4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、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
➤ 479 ページ、緊急時対策について記載されている。どのような事故がどのくらいの規模で発生するのか、それすらも見積もられずに、緊急対策を立てること自体が、滑稽だ。 ➤ 対策要員の装備（線量計及びマスク等）で十分な放射線管理ができると記載されているが、重大事故等のときに、本当に今の技術で放射線管理が十分にできるとは考えられない。 ➤ 基準津波の影響を受けない位置に設置するとあるが、今回の基準より越える津波が来ないとは言い切れない。	➤ 設置許可基準第61条等において、重大事故等が発生した場合においても当該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。本審査においては、緊急時対策所の居住性を確保するため、福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質の放出量を想定し、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計であることを確認しています。 ➤ 緊急時対策所の居住性については、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等により確保する設計方針を確認しています。また、緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等については、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項の規定に基づき、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、今後、重大事故等対処訓練については、原子力規制検査において、確認していきます。 ➤ 緊急時対策所は、敷地高さ0.P. +62mに設置する方針を確認しており、入力津波高さ0.P. +24.4mを考慮しても影響を受けない位置に設置される方針を確認しています。

IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、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
➤ 福島事故で作業員が頑張れたのは、免震重要棟があったからと考えられる。今回、女川2号機で、なぜ、そのような施設を作らないのか？過酷事故時に頼りになる拠点を自ら放棄するように思えてならない。女川原発の立地は、大地震時には、道路は寸断、船も来れない（津波のため）、空か空輸しか人的・物的供給ができなくなる。このときに、長期間、頑張れる拠点を確保するのは当然の話だ。代替の耐震施設では小さくて話にならない。	➤ 今回の新規制基準においては、重大事故等発生時において協力会社社員を含めた事故対応要員が適切に対応できるよう、緊急時対策所を初めとする重大事故等対応施設や要員を防護するための手順、機材等の整備を求めており、その適合性について確認しています。 緊急時対策所の居住性については、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系、緊急時対策所加圧設備等により確保する設計方針を確認しており、緊急時対策所の要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等の手順等については、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項の規定に基づき、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います。 また、緊急時対策所には、少なくとも外部からの支援なしに1週間、重大事故対応のための活動をするために必要な飲料水及び食料等を備蓄する方針であることを確認しています。また、発電所外部から支援体制として、本店対策本部において必要な資機材の輸送等を実施する体制を整備することを確認しています。 なお、新規制基準では、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。したがって、女川2号炉では、耐震構造とすることにより機能を確保し、新規制基準に適合していることを確認しており、緊急時対策所の広さについては、災害対策本部として常時活動ができるよう、休憩所、トイレ等の必要な設備及びスペース（約460m²）、各作業班用の机の設備等を配置し、活動に必要な広さを有する設計であることを確認し

IV－4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、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
➤ 基準地震動による地震力に対して、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとあるが、免震機能だけでは防げない不測の事態も予測しなければならいと考え。防ぎられるのか。	ています。 ➤ 規制委員会は、申請者が耐震構造の建物に緊急時対策所を設置することとしており、当該建物を基準地震動 S_s に対して弾性範囲内に収める方針としていることを確認しています。

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

御意見の概要	考え方
➤ 想定されている以上の地震・津波に耐えられますか。 ➤ ミサイル・航空機、テロ等の対策はどうですか。	➤ 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可搬型設備を中心とした対応が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。 ➤ 同上 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、必要な対策を講じることとしています。

Ⅴ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 関係）	
御意見の概要	考え方
➤ 一つにはテロ対策が不十分。敵国からすれば原子力発電所をミサイル攻撃すれば、日本は降伏せざるを得ないでしょう。 ➤ テロ攻撃に原発は守れない。テロ攻撃が予想される社会で原発が安全であるとは到底言えない。事前に十分な準備をし、訓練を積み武器を持って集団で襲撃してくるテロ攻撃に対して、発電所の民間人である従業員が防戦対応できるとはとても思えない。民間人は武器の携帯や武闘は許されていないし、警察の出動を要請してもは時間的に間に合わない。それともいつ来るかわからない襲撃に備えて武装警備員を置くことを想定するのか？ ➤ 地震津波対策だけでもテロに合ったら一たまりもないでしょう。北朝鮮のミサイルが飛んで来たらどうしますか。再稼働の事はよーくもう一度考えなおして下さい。 ➤ テロ対策もない ➤ テロ対策は、本意見で検討、試行するのか。 ➤ 地震や津波やテロなどの大規模損壊が発生して、常時完全な安全な対策が必ずできるとはとても考えられない。どのような根拠で適切と判断しているのか大いに疑問がある。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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。加えて、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

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

御意見の概要	考え方
➤ 大規模な自然災害や航空機やテロに関しては、495 ページに対応ができない旨の記載がある。その時に、重大事故を起こさない対策だけでは全く役に立たない。 ➤ 大規模損壊の発生により重大事故発生の手順書を整備する方針があると言うだけで適切なものと判断するのは、軽率と言わざるをえない。 ➤ 被害範囲が不確定なことに対して、手順書の整備で対応できるとは思えない。よって女川原子力発電所 2 号炉の再稼働に反対です。	ことを確認しています。 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。 ➤ 同上 なお、御指摘の対応ができない旨の記載については、「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」と記載しています。 ➤ 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するもので、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。 また、大規模損壊への対応のために、重大事故等対策に関して実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する方針であることを確認しています。 なお、今後、これらの訓練の実施状況については、原子力規制検査において、確認していきます。 ➤ 同上

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

御意見の概要	考え方
➤ 「申請者において大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること等の手順書が適切に整備されること又は整備される方針であること」をもって「規制委員会は適合していると判断した」と述べている。つまり、まだ対策が現実化していない。現実的に「テロ対策」が、発電所の従業員ではできないと考えられ、誰が見ても実効性はない。また、仮に武装警備員を配置したとしても、必ずしも制圧できるとは言えない。 ➤ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備するとあるが、職員の健康を守り、長時間の作業に、適応できる十分な資機材が現時点で実際に使用して確認されているとは考えにくい。 ➤ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備するとあるが、大規模損壊発生となると長時間使用の作業になると予想されるが、職員の健康が守られるか心配だ。 ➤ 原子炉が大規模な損壊に至った場合、作業員の被ばく線量に上限があると思うが、その上限をこえてしまった場合、どのように対処するのか。（152 p） ➤ 大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために、消火薬剤等の資機材及び大容量送水ポンプ、放水砲等を配備	➤ 同上 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、必要な対策を講じることとしています。 ➤ 審査において、申請者が高線量下等を想定し、高線量対応防護服等を着用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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災

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
するとあるが、限られた敷地内に十分な量を配備できるとは考えにくい。 ➤ 大規模損壊発生時に、同時の機能を有する設備の損傷の防止のために、外部事象の影響を受けにくい場所に保管するとあるが、現実には外部の影響を受けない場所があるのか疑問がある。 ➤ 大規模な自然災害やテロへの対応として規制基準が求めているものは、いずれも、原発敷地内における対応に関する手順書、体制、設備及び資機材の整備であり、また、審査書案を見る限り、事前の整備完了ではなく計画の存在を条件としているように読める。自然災害やテロは準備状況を忖度せずに発生しうるものであるから、事前の整備完了が再稼働の条件とならなければならない。 ➤ P494～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）これらへの対応が「整備される方針」を持って「了」とされるのは、全く不合理である。対策は全て完了したうえで審査を受けるのであれば、審査は意味をなさない。	の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ（タイプⅡ）や放水砲等の消火設備を敷地内に配備する方針であることを確認しています。 ➤ 可搬型重大事故等対応設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対応設備及び常設重大事故等対応設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に分散して保管する方針であることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

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

御意見の概要	考え方
➤ 人為的に航空機等がつつこんできたらどうなるのか。原発ができた見学へ行った時係の人に質問したら困ったように「まずそのようなことはありません」と声を小さく答えていました。こんなあいまいな姿勢で今日まで語られずに経済優先でできています。未来の子のためにやめてください。 ➤ テロリズムへの対応については、まず、悪意を持った集団や国家が標的とする可能性の高い、ぜい弱性が大きく、かつ破壊効果の大きい設備を選定することが重要です。その最たるは炉心ではなく、使用済燃料プール水だと考えられます。この設備は炉心の数倍もの放射性物質を内蔵しているにもかかわらず、原子炉建屋の最上階に位置して、上方からのテロ攻撃に対して薄い天井のみが存在する極めてぜい弱な状況にあります。テロ対策の実効性のあるものとするため、この設備を特定して、破壊を防止するための設備対応を事業者を求めるべきです。 ➤ 建屋を丈夫にすれば災害にも事故にもテロにも耐えられますか？	➤ 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。 ➤ 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。 使用済燃料プールについては、大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策について確認しています。 また、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを確認しています。 なお、対策の具体的内容は、防護上の観点から公開していません。 ➤ 審査においては、設置許可基準規則において、設計上想定する地震や津波等の自然現象は、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。 さらに、自然現象の組合せとして、網羅的に検討し、原子炉建屋

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
➤ オリンピックを控えてのテロ対策が不十分です。再稼働反対します。 ➤ 審査書案 p. 494～498 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）「1. 手順書の整備」「2. 体制の整備」について。「大型航空機の衝突その他のテロリズム」を想定した対策が為されているとの事ですが、その対策には、対処要員がテロリストに脅迫される、或いは万万が一破壊工作員そのものだったとして、過酷事故に繋がるような意図的な誤操作等を行っても、安全が確保出来るものと判断されているのでしょうか？関西電力において、外部の人間の脅迫めいた要求に屈して金品を受け取っていた事例があったばかりですが、現場の人員がたとえ聖人君子で無くても、安全が脅かされる恐れが無いような体制は築かれているのでしょうか。	等の安全施設に与える影響を考慮して抽出した上で、考慮すべき事象を決定し、その影響に対して、安全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。 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、必要な対策を講じることとしています。 ➤ 設置許可基準規則第 7 条は、発電用原子炉施設への不法な侵入等の防止を定めており、審査において適切な措置を講じる方針を確認しています。また、核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認します。 ➤ 核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 2 ページの 2 行目「6 月 28 日」の記載は不要と思います設置許可基準規則解釈第 1 条 1 での引用の例では記載がないので。 ➤ 5 ページ、「2. 技術者の確保」の（１）：「さらに、発電所では、自然災害及び重大事故等の対応に必要な大型重機等を運転する資格を有する技術者を確保する。」の「自然災害及び重大事故等【の】対応」は、「自然災害及び重大事故等【への】対応」の方が適切では？ ➤ 8 ページ、1～2 行：「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。 ➤ 11 ページの注釈の半角「-」は全角「ー」のほうがよいと思います。 ➤ 12 ページの 22 行目。「牡鹿」の振り仮名は、12 ページでは「おしか」、59 ページでは「おじか」となっているが、147 ページ（牡鹿幹線）での読みはどちらなのか？また、59 ページ 21 行目。「半島」の振り仮名は不要と思います。 ➤ 13 ページ 22 行目。「P S 検層結果をもとに」は「P S 検層結果をもとにした」などのほうがよいと思います。原文では「結果をもとに」申請者が何をしたかが不明なので。 ➤ 13 ページ 23 行目の文末。「できること」は「できることを確認していること」などのほうがよいと思います。申請者が何をしたか	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 初出となる 12 ページにあるとおり、読みは「おしか」が正しいことから、御意見を踏まえ、59 ページの振り仮名を削除します。 ➤ 御意見を踏まえ、当該記載における「～こと」を「～としていること」に修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
が明確となるので。 ➤ 13 ページ 24 行目。「当該地下構造モデル」の「当該」が何を指すのかが曖昧であるので、ここは「モデル化した地下構造モデル」などとしたほうがよいと思います。 ➤ 13 ページ 25 行目「シミュレーション」は、同 1 行目、15 行目の「検証」のことを指しているのか？ ➤ 15 ページの注釈の文末。「確認した」の主語は申請者であると理解してよろしいか？同ページ 11 行目「考慮する。」の主語は申請者であるから。 ➤ 15 ページでは「1 測線でのみ認められる断層があることを根拠に断層端部とし」とありますが、第 778 回審査会合資料 1-3-1 では「1 測線でのみ認められる断層の延長方向にある測線で断層が認められない」ことを根拠とした記載となっております。この記載の違いは、細かい端部の記述を意図している訳ではなく、大局的には「F-6 断層（単体）」の北西端ではなく「1 測線でのみ認められる断層まで含めて」北西端を規定しているという趣旨の記述との理解でよろしいでしょうか。 ➤ 19 ページでは、久田（1977）と記載されておりますが、久田（1997）への記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 御意見を踏まえ、「地下構造のモデル化に当たって」に修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、明確になるよう修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、同注釈の最初に「申請者は、」と追記し、文末を「確認している」と修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、文の構成を含めて、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 21 ページでは、「福島県沖及び茨城県沖で発生した地震の平均的な応力降下量の1.4倍」と記載されておりますが、諸井ほか(2013)のとおり福島県沖及び茨城県沖のほか宮城県沖の地震も含まれることから、「宮城県沖」の追記見直しが適切と考えられます。 ➤ 28 ページの基準地震動 Ss-F1 の記載では最大加速度の数値(水平方向 717cm/s²、鉛直方向 393cm/s²) が示されていません。基準地震動 Ss-F1 と Ss-F2 のうち大きい数値を記載したとの理解でよろしいでしょうか。 ➤ 33 ページの1行目「耐震Sクラス」は「Sクラス」のほうがよいと思います。同一のものであれば。 ➤ 37 ページ、「丸数字2 許容限界」:「Sクラスの機器・配管系について、……塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、【その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、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?	➤ 御意見を踏まえ、応力降下量の設定では、諸井ほか(2013)による検討を踏まえていることから、「1978 年宮城県沖地震の地震動レベルを踏まえ、諸井ほか(2013)による地震モーメントと短周期レベルとの関係から求まる応力降下量 24.6MPa の1.4倍となる 34.5MPa を設定した」と修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、Ss-F1、Ss-F2 それぞれについて、最大加速度を記載することとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御指摘の「値」は、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する応力、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。 なお、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する値には、応力やひずみに加えて、評価対象により支持構造物の荷重等も含まれます。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 42 ページの 10 行目「弾性設計用」は「弾性設計用地震動」のほうがよいと思います。 ➤ 44 ページ 14 行目「熱水活動が終了以降に」及び 45 ページの 8 行目「熱水活動が終息した以降」は「熱水活動が終息して以降に」などのほうがよいと思います。44 ページ 17 行目等と同様に。 ➤ 44 ページ 21 行目「古い」。申請者はどの断層と比較して古いとしているのか？ ➤ 50 ページ（2）①のうち、数値計算に適用した潮位条件に関する記載につきまして、朔望平均干潮位も適用していることから、「朔望平均干潮位」の追記が適切と考えられます。	➤ 御意見は 36 ページの 10 行目と思われますが、「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」という記載なので原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、「熱水活動が終息して以降」に統一します。 ➤ 御意見の「古い」という「古い断層」とは、その直前に記載のある「大島造山運動」のあった前期白亜紀に形成された「古い」断層という意味で、他の断層と比較してという意味ではありません。 ➤ 基準津波の策定に係る津波水位の評価は、相対評価であり、潮位条件は考慮されていません。また、審査書案に記載している基準津波定義位置における津波水位についても、潮位条件を考慮していない値です。以上のように、基準津波の策定に係る評価津波水位では、潮位条件は考慮されていません。したがって、当該箇所は、「基準津波の策定のための敷地前面等における津波水位評価及び基準津波定義位置における津波水位評価では、潮位条件を考慮していない。」と修正します。 なお、入力津波の設定においては、「Ⅲ－3. 2 耐津波設計方針 2. 基本事項（4）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）① 潮汐による水位変更：に記載のとおり、適切に考慮していることを確認しています。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 51 ページ(3)①のうち東北地方太平洋沖型の津波波源による「特性化波源モデル」の記載につきまして、この「特性化波源モデル」は後段に記載されております「基準断層モデル」や「特性化モデル」と同義であることから、記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 御意見にある「特性化波源モデル」は津波波源としての特性（巨視的波源特性、微視的波源特性及び破壊伝播特性）を主要なパラメータで表した波源モデルに関する一般的な用語として使用しています。それに対して、「特性化モデル」及び「基準断層モデル」は申請者が特定した津波波源モデルに対応して記載しておりますので、「特性化波源モデル」とは同義ではありません。そのため、原案のとおりとします。
➤ 53 ページ「d. 考慮する不確かさ」:「…評価に当たり考慮する不確かさについては、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について検証した上で、評価への影響が大きい破壊開始点及び破壊伝播速度とした。」は日本語として成立していない。「評価に当たり、破壊開始点、破壊伝播速度及び立ち上がり時間について検証した上で、評価への影響が大きい破壊開始点及び破壊伝播速度について不確かさを考慮するものとした。」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 55 ページ③のうち宮城県沖の「地域特性」を考慮した特性化モデルの記載につきまして、同モデルは、審査書（案）52 ページのうち b. アに記載の宮城県沖の大すべり域の「破壊特性」を考慮した特性化モデルと同じモデルであるとの理解でよろしいでしょうか。	➤ 御意見を踏まえ、申請者が特定した「宮城県沖の大すべり域の破壊特性を考慮した特性化モデル」に統一します。
➤ 55 ページ③のうち、未知なる「活断層」の記載につきまして。同活断層は、審査書（案）53 ページのうち 1 行目に記載の未知なる「分岐断層」のことであると判断されることから、記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 御意見のとおりですので、「未知なる分岐断層」に統一します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 56 ページ（４）のうち海底地形判読方法に関する記載につきまして、敷地前面の「音波探査記録」を用いた旨の記載がございますが、「日本水路協会（2006）による地形データ」を用いていることから、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 62 ページの注釈の「確認」の主語は申請者であると理解してよろしいか？ 同ページの１行目「考慮する。」の主語は申請者であるから。（妥当性の確認は規制庁がすべきものではないかと思われるが。） ➤ 74 ページ、１～３行目：「さらに、上記の貫通部止水処置等を実施したとしても、地震時における原子炉建屋地下外壁の【貫通部等から地下水の流入】を考慮し、浸水防護重点化範囲が受ける影響を評価する。」の【】部は「貫通部等からの地下水の流入」とすべき。〔から→からの〕 ➤ 審査書案 74 ページでは、「取水口前面」に貯留堰を設置すると記載されていますが、女川２号炉の設置変更許可申請書では「取水口底盤」に設置するとしているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 76 ページの１９行目の市町名にも振り仮名を記載したほうが良いと思います。12 ページと同様に。	➤ 御意見にある「日本水路協会（2006）による地形データ」は文献調査の一つであると位置づけて記載しています。また、御意見にある「音波探査記録」については、徳山ほか（2001）が示す福島県沖の海底地すべりについて、文献に示される音波探査記録を申請者自らで確認したことから、記載したものです。 ➤ 当該確認の主語は、原子力規制委員会です。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 竜巻による設計飛来物の速度等の特性値を算出する条件の設定方針について、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉の審査との相違点として重要と考えられることから、審査の過程における主な論点として審査書に明記すべきである。(87, 88p)	➤ 本審査書（案）においては、先行炉で審査実績のない事項について、新たに主な論点として記載しました。
➤ 91 ページ 12 行目。「または」は「又は」のほうがよいと思います。また、321 ページ 2 行目。「または」は「又は」のほうがよいと思います。	➤ 御意見のとおりですので、「又は」に統一します。
➤ 93 ページの「当初、申請者は、設計上考慮する降下火砕物の層厚を検討するための数値シミュレーションについては、建設時の敷地における地質調査結果で確認された十和田及び肘折カルデラを対象に実施した上で、」とあるが、当初申請者が実施したのは、敷地内で確認された十和田及び肘折カルデラを噴出源とする降下火砕物のうち、層厚が大きく、敷地からの距離が近い肘折カルデラのみを対象にシミュレーションを実施したことから、記載の見直しが適切と考えられます。 94 ページの「当初の肘折カルデラ及び十和田に加え、鳴子カルデラ及び蔵王山を評価対象として抽出し、」の記載については、上記の通り、肘折カルデラに加えて、鳴子カルデラ、蔵王山及び十和田をシミュレーション対象に追加したことから、記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 115 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	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
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。〕 ➤ 115 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。〕 ➤ 115 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。〕 ➤ 115 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。〕 ➤ 118 ページ、(2)、丸数字 1、第 1 段落 : 「……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。 ➤ 118 ページ、(2)、丸数字 1、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	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 同上

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
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。 ➤ 119ページ、丸数字6, f. 「管理区域内での消火活動による放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止」は「管理区域内での消火活動によ【り発生す】る放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止」 ➤ 120ページ、(4)、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。 ➤ 120ページの7行目半角「-」は全角「ー」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。 ➤ 120ページの14行目「耐震クラス」は「耐震重要度分類」のほうがよいと思います。同一のものであれば。 ➤ 120ページの15行目「耐震Bクラス」は「Bクラス」のほうがよいと思います。同一のものであれば。 ➤ 123ページ、丸数字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。」となっているが、熱感知器及び煙	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「耐震重要度分類のクラス」に修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
感知器が「設置」されるのは「窒素が満たされるまでの間」ではないので、表現不適切。「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【の監視のために】、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。」とするべき。 ➤ 123 ページ、下から 2 行目：「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。 ➤ 126 ページ、1.、第 2 段落、5 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……」となっているが、プールに「給水機能」があるわけではないので、「……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。 ➤ 127 ページ、1～2 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。 ➤ 127 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。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 134 ページ、(6)、第1段落:「……使用済み燃料プールの冷却及び給水機能……」は「……使用済み燃料プールの冷却【機能】及び【同プールへの】給水機能……」とすべき。 ➤ 134 ページ、(6)、第2段落:「……使用済み燃料プールの冷却及び給水機能……」は「……使用済み燃料プールの冷却【機能】及び【同プールへの】給水機能……」とすべき。 ➤ 審査書案「Ⅲ－12 炉心等（第15条関係）」にある、「なお、申請者が本申請以前から運転時の異常な過渡変化時における荷重も考慮した評価を行っていたことは、過去の申請から確認できる。」との記載は、バランスを欠いた不適切な文章で審査書としてふさわしくない。 ➤ 148 ページの最下行から上に2行目「非常用ディーゼル発電機等」の「等」は何を指しているのか？ ➤ 150 ページ、1. の上:「また、Ⅴ章においては、重大事故等防止技術的能力基準2. 1項に適合しているか否かを審査した。審査の概要は、以下のとおりである。」とあるが、「また、Ⅴ章においては、重大事故等防止技術的能力基準2. 1項に適合しているか否かを審査した。」はⅤ章に記述すべき文章であり、ここでは不要。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。 ➤ 152 ページ:「3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 本節は、表現の適正化に係る設置許可基準規則及びその解釈の一部改正に伴い、申請者から変更申請がなされた内容について、審査した結果を適切に記載していますので、原案のとおりとします。 ➤ 燃料移送ポンプ等の附属設備を指します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
基準 2. 1)」は、ここでは不要であり、Ⅴ章（494 ページ）に移すべき。 ➤ 152 ページ、注記（※9）：「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。 ➤ 152 ページの「3. 大規模損壊対策（重大事故等防止技術的能力基準 2. 1）」の記載を、494 ページ、Ⅴ、第 2 段落：「加えて、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。」のところに移し、「申請者は、原子炉施設が大規模な損壊に至った場合に対しても、事故の影響を緩和する対策を整備しておく必要がある。重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）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を審査した。審査の概要は、以下のとおりである。」とすべき。 ➤ 154 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	➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
槽への】注水機能の喪失」とすべき。 ➤ 155 ページ、b.、1 行目：「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？ ➤ 155 ページ、d.：「上記の 8 の事故シーケンスを…」は「上記の 8【つ】の事故シーケンスを…」とすべき。 ➤ 157 ページ、b.、1 行目：「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？ ➤ 158 ページの 1 行目「a.」は「上記 a.」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。 ➤ 158 ページの 17 行目「女川 2 号炉」は「2 号炉」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。 ➤ 審査書案 161 ページでは、「地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行う」と記載がありますが、津波は階層イベントツリーを構築せず炉心損傷イベントツリーのみを構築し評価しているため、記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 学会の PRA に関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることから、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 164ページの表の「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の選定理由欄の2行目「格納容器直接加熱」： 格納容器雰囲気直接加熱（DCH）との違いは何か？ ➤ 170ページの最下行から上に1行目「至るまでの時間は・・・事象発生から約51時間後であり」は「至る時間は・・・事象発生から約51時間後であり」などとしたほうがよいと思います。この「約51時間後」は（時の長さではなく）時刻を意味しているのであろうから。（178ページ等にも同様の箇所あり。） ➤ 176ページのd.の8行目「水位回復後」は「原子炉水位回復後」のほうがよいと思います。182ページの4行目と同様に。 ➤ 180ページの9行目「原子炉隔離時冷却系」は「RCIC」のほうがよいと思います。502ページで略語の定義がなされているから。 ➤ 181ページの17行目「に整備するとともに」は、「に整備するとともに」と改める。 ➤ 189ページの21行目「直流電源が機能を喪失するため、」の次に「プラント状態の把握に齟齬を来すとともに」を挿入する。また、24行目「代替直流電源を確保し」の次に「プラント状態の把握環境を改善しながら、」を挿入する。理由は、次の通り。東日本大震災に被災した福島第一原子力発電所（1F）と福島第二原子	➤ 御意見を踏まえ、「格納容器雰囲気直接加熱」に統一します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「原子炉水位回復後」に統一します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」の特徴及び対策の考え方として、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及びその対策の考え方に着目した記載であることから、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
力発電所（2F）は共に原子力緊急事態に陥ったが、その後の経過は全く異なることとなった。その大きな理由の一つに直流電源確保によるプラント状態の把握の容易性の違いがあったものと思われる（2F は、外部からの直流電源の 1 ルートが生きていたこともあり、直流電源の確保は 1F よりもかなり確実に出来た。）。 ➤ 220 ページ、c.、第 1 / 2 段落：「破断面積は、1.4cm^2 とする。… / 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 $2,100\text{cm}^2$）とする。」の「（最大破断面積：約 $2,100\text{cm}^2$）」は「（最大配管内断面積：約 $2,100\text{cm}^2$）」とすべき。〔破断面積は、1.4cm^2 であるのだから。〕 ➤ 226 ページ、1 行目～：「具体的には、事故条件において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配管における破断 1.4cm^2 を解析における事故条件として選定し、…」の「配管における破断 1.4cm^2」は「配管における破断（破断面積 1.4cm^2）」とすべき。226 ページ、（※32）：「…気相部配管（主蒸気系配管）における破断約 318cm^2 に相当する。」の「破断約 318cm^2」は「破断（破断面積約 318cm^2）」とすべき。 ➤ 226 ページの 2 行目「破断」は「破断面積」のほうがよいと思います。 ➤ 226 ページの注釈 32 の 2 行目「破断」は「破断面積」のほうがよいと思います。注釈 33 と同様に。	➤ 御指摘の「再循環系配管（出口ノズル）（最大破断面積：約 $2,100\text{cm}^2$）」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おり、原案のとおりとします。 ➤ 御意見を踏まえて、「配管における破断 1.4cm^2」を「配管における破断（破断面積 1.4cm^2）」に、「破断約 318cm^2」を「破断面積約 318cm^2」に修正します。また、226 ページ 3 行目の「3.2cm^2 の破断」を「3.2cm^2 の破断面積」に修正します。 ➤ 同上 ➤ 同上

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 228 ページの e. の 7 行目「温度までに低下する」は「温度まで低下する」のほうがよいと思います。 ➤ 246 ページの注釈の「原子力発電技術機構」は「NUPEC」のほうがよいと思います。502 ページで略語の定義がなされているから。(306 ページの注釈についても同様) ➤ 審査書案 257 ページの「マル 1 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した酸素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。」の記載について、263 ページの同じ内容の記載である、「コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより」と記載されているため、適切と思われる 263 ページの記載と整合させる必要があると考えられます。 ➤ 266 ページの a. 6 行目「コンクリートの侵食量」は「コンクリート侵食量」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。 ➤ 272 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……」は「……使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能の喪失……」とすべき。 ➤ 274 ページ、丸数字 2：「……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	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御指摘の箇所については、報告書の名称を記載していることから原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「コンクリート侵食量」に統一します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
機能及び【同プールへの】注水機能の喪失により、……」とすべき。277ページ、丸数字2の上、b. :「……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。	
➤ 287ページ d. の2行目「未臨界は維持されている」と、292ページの d. の「未臨界は維持される」との違いは、何を意味しているのか？ ➤ 293ページの（3）の3行目「重要事故シーケンス」は「本重要事故シーケンス」の誤記ではないか？ ➤ 299ページの11行目「見なし」は「みなし」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。 ➤ 299ページの16行目「原子炉格納容器破損モード」: 500ページの略称等の「格納容器破損モード」との違いは何か？ ➤ 300ページの（2）の3行目の「核分裂生成物」の略語の定義は、初出箇所の141ページで記載したほうがよいと思います。 ➤ 301ページの6行目「FIST-ABWR の解析結果」と11行目「FIST-ABWR 試験の解析結果」との違いは、何か？ ➤ 302ページの最下行から上に2行目「c.」は「上記 c.」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。	➤ 御意見を踏まえ、「未臨界は維持される」に統一します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「格納容器破損モード」に統一します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 意味に違いはありません。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 308ページのb.の2行目「ひとつ」は「1つ」のほうがよいと思います。 ➤ 308ページの最下行から上に7行目「上記のa.」は「上記a.」のほうがよいと思います。他の箇所と同様に。 ➤ 308ページ、(※52):「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。308ページ、(※53):「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。 ➤ 315ページのマル2「c. 火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊」と記載がありますが、女川2号炉の設置変更許可申請書では、火災対応を実施する要員は保修班に属する初期消火要員としているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 324ページ、1～4行目:「……塑性域に達するひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、【その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、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。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ 御指摘の「値」は、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する応力、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。 なお、施設の機能に影響を及ぼすことがないように制限する値には、応力やひずみに加えて、評価対象により支持構造物の荷重等

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
「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？	も含まれます。
➤ 331ページの11行目「代替制御棒挿入回路」は「ARI」としたほうがよいと思います。330ページで略語が定義されているから。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 332ページ、1～4行目：「規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第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。] なお、「等」については、以下の第44条以下の記述に頻出するので、同様に訂正すべき。	➤ 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。
➤ 334ページの8行目「制御棒駆動機構」と339ページの20行目「制御棒駆動機構（CRD）」とは、それぞれ「制御棒駆動機構（CRD）」、「CRD」としたほうがよいと思います。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 334ページ、脚注（※62）：「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	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
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。] ➤ 335 ページ、e. の下、第 2 段落：「以上の確認などから、規制委員会は、申請者が丸数字 1 に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。」の「重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）【等】」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事項）等」という表現は、以下の記述に頻出するので、同様に訂正すべき。 ➤ 審査書案 335 ページ 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）2. (1) 3（丸数字）手順等の方針 , e. 審査書では、「中央制御室でのほう酸水注入の準備を・・・5 分以内に実施する」としているが、申請書（添付書類十 追補 1 1.1.2.1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」）「c. 操作の成立性」では、「ほう酸水注入系の起動操作完	➤ 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。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
了：5 分以内で可能」となっており，整合していない（対応する「b. 操作手順 5（丸数字）」も注入準備ではなく，ほう酸水注入系ポンプの起動操作を実施する（原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される）旨が記載されている）。申請書と整合させるべきである。 ➤ 審査書案 334, 335 ページ 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 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係）2.（1）3（丸数字）手順等の方針 c., d., e. 審査書では，「停止していない原子炉再循環ポンプの手動停止」，「中央制御室での ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作」及び「中央制御室でのほう酸水注入の準備」の要員数及び所要時間について，申請者は，それぞれ「計 3 名により，1 分以内」，「同 1 分以内」及び「同 5 分以内」に実施する手順等としている旨が記載されている。（例）c. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には，停止していない原子炉再循環ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では，中央制御室での操作を計 3 名により，1 分以内に実施する。一方，申請書（添付書類十 追補 1 1. 1. 2. 1(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」）では，「b. 操作手順 2, 3, 5（丸数字）」において，上記いずれの操作も「運転員（中央制御室）B」が実施する旨が記載されており，整合していない。審査書案記載の「計 3 名」は，同申請書「c. 操作の成立性」記載の「上記の操作は，運転員（中央制御室）3 名にて作業を実施した場合…」を根拠としたものと推察するが，同記	➤ 御意見を踏まえ、それぞれ「計 3 名」を「1 名」と修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
載は「b. 操作手順 1 ～ 10（丸数字）」の一連の操作を行う要員数を示したものであり、操作毎の要員数ではない。したがって、その旨がわかる記載とするか、「b. 操作手順 2, 3, 5（丸数字）」記載の操作毎の要員数と整合させるべきである。なお、柏崎刈羽 6, 7 号炉及び東海第二の審査書では、当該箇所はいずれも「1 名により」実施するとしており、申請書「b. 操作手順 2, 3, 5（丸数字）」記載の操作毎の要員数と整合している（申請書「c. 操作の成立性」記載の一連の操作を行う要員数「上記の操作は、…2 名にて作業を実施した場合…」を用いていない）。 ➤ 337 ページの表の選択制御棒挿入機構の理由欄の 1 行目「機能であり」は「機能を有する機構であり」などのほうがよいと思います。 ➤ 337 ページ、表 I V-4. 1-1、「スクラム・ソレノイドヒューズ」の欄：「当該ヒューズを引抜く」の「引抜く」は「引き抜く」とするべき。〔公用文表記に準拠。〕 ➤ 341 ページの e. の冒頭「ほう酸水注入系」は「SLCS」のほうがよいと思います。339 ページで略語が定義されているから。 ➤ 352 ページ、脚注（※73）：「低圧注水系又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水給水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧代	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系のうち１系統以上起動することをいう。（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。〕 ➤ ３５２ページ、脚注（※74）：「低圧注水系１系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）又はろ過水系のいずれか１系統をいう。（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。〕 ➤ 審査書案 352 ページから 353 ページにおいて、常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能）を遠隔操作できない場合に対し、可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の手順着手の条件が記され、審査書案 353 ページに逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合と記載されているが、女川２号炉ではアキュムレータに期待していることから、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 審査書案 366 ページでは、「マル３ 原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱ができない場合」と記載がありますが、女川２号炉の設置変更許可申請書	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見を踏まえ、「逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動用の窒素ガスが確保されている場合」を削除します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
では「残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）」としているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 審査書案 371 ページでは、「b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計 3 名により、中央制御室から操作可能な場合 15 分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合 75 分以内に実施する。」及び「c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計 3 名により、中央制御室から操作可能な場合 20 分以内、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合 80 分以内に実施する。」と記載がありますが、これらの時間は系統構成完了までの時間であり、出口隔離弁の操作時間を含んでいないため、これらを含む時間とすることが適切と考えられます。 ➤ 審査書案 P372L3 および注釈 (85)「S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し」→「S/C ベント用出口隔離弁および D/W ベント用出口隔離弁を全閉し」（理由）ベントの際にどちらか一方しか開けないと決めているところが無いので 2 つのラインが空いている可能性もある。一方のラインを閉めるという表現だけでは意味に不足がある。 ➤ 384 ページの 2 行目「SGTS」は、フルネームで「非常用ガス処理系」と記載したほうがよいと思います。ここだけ略語で記載する意味はないと思われるので。	➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ ベントを実施する場合には S/C ベント用出口隔離弁、D/W ベント用出口隔離弁のどちらか一方しか開いていないため、原案のとおりとします。 ➤ 御指摘の箇所は、設置許可基準規則解釈第 50 条を引用していることから、原案のとおりとします。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 審査書案 389 ページでは、酸素濃度の単位を「%」で記載されているが、女川 2 号炉の設置変更許可申請書では「vol%」と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 審査書案 409 ページでは、「これらの対策は（１）マル 1a.、c. 及び d. と同じであるため」と記載がありますが、d の項目がないため、記載の見直しが適切と考えられます。	➤ 御意見のとおりですので、修正します。
➤ 4 1 9 ページ、d. 「使用済燃料プールの冷却設備又は注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合」は「使用済燃料プールの冷却設備又は【同プールへの】注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 4 2 0 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復旧が見込めない場合」は「使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 4 2 3 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復旧が見込めない場合」は「使用済燃料プールの冷却機能又は【同プールへの】注水機能が喪失し復旧が見込めない場合」とすべき。	➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。
➤ 審査書案 423 ページの（2）3 行目「代替燃料プール冷却系」との記載がありますが、女川 2 号炉の設置変更許可申請書では「燃料プ	➤ 御意見のとおりですので、修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
ール冷却浄化系」と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 女川２号炉では設計基準事故対処設備として燃料プールへのスプレイ機能を有していないため、審査書案の 423 ページから 424 ページにおける「代替スプレイ」の記載は「スプレイ」が適切と考えられます。 ➤ 審査書案 434 ページの c. では淡水貯水槽（No. 1）、淡水貯水槽（No. 2）又は海を水源とした注水設備として大容量送水ポンプ（タイプ 1）のみを記載しているが、２段落目の c) の記載では大容量送水ポンプ（タイプ 2）も記載されているため記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 審査書案 436 ページの i. 3 行目「復水貯蔵タンクへの補給を淡水から海水に切り替える手順は、d. の手順と同様である」と記載がありますが、復水貯蔵タンクへの補給手順は、f. に記載されているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ ４５１ページ、表ⅠⅤ－４．１５－１、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄〔８箇所〕：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m^3/h であるので。〕 ➤ ４５２ページ、表ⅠⅤ－４．１５－１、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄〔６箇所〕：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m^3/h であるので。〕	➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）」を「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）」と修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 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。 ➤ 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。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 453 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（100m³/h）を監視可能。」の「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が m³/h であるので。〕 ➤ p453IV-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）2. 規制要求に対する設備及び手順等 (1) 第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル 1）対策と設備表 IV-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（※136）「基準点（0m）は通常運転水位（O.P. -3, 850mm）」とありますが、O.P. の説明を記載すべきと考えます。 ➤ p454IV-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）2. 規制要求に対する設備及び手順等 (1) 第 58 条等の規制要求に対する設備及び手順等（マル 1）対策と設備表 IV-4.15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ「起動領域モニタ」、「平均出力領域モニタ」の表現はより分かりやすくするため、「～領域中性子束モニタ」としてはどうでしょうか？ ➤ 454 ページ、表 IV-4. 15-1、重要計器欄「低圧代替注水系の系統流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄〔2 箇所〕：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が	➤ 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。 ➤ 審査書（案）「Ⅲ—1. 1 基準地震動」にて、御指摘の O.P. は女川原子力発電所工事用基準面であることを記載しています。 ➤ 申請書の記載を引用しているため、原案のとおりとします。 ➤ 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。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
㎥/h であるので。] ➤ 455 ページ、表 I V-4. 15-1、最下欄「残留熱除去系系統水流量」、「重要計器の計測範囲を超えた場合」欄：「最大注水量」は「最大注水流量」とすべきでは？〔単位が ㎥/h であるので。〕 ➤ 458 ページの 16 行目「安全パラメータ表示システム（SPDS）」は「SPDS」のほうがよいと思います。449 ページで略語が定義されているから。 ➤ 審査書案 460 ページの 2 行目「この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 8 名により、225 分以内に実施する。」と記載がありますが、女川 2 号炉の設置変更許可申請書では 7 名と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 476 ページの g. の 1 行目、485 ページの 18 行目の「(平成 11 年法律第 156 号)」の記載は不要では？469 ページですでに記載されているから。 ➤ 478 ページの表のモニタリングポストの理由欄の「機能喪失の可能性はある」との記載は、適切か。 ➤ 478 ページの表の放射能測定車搭載機器の理由欄の「十分ではなく、・・・有効な手段となり得る」は論拠として適当ではないと	➤ 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。 ➤ 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。 ➤ 御意見は 461 ページの 2 行目と思われますが、御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 文意は変わりませんので、原案のとおりとします。 ➤ 御意見のとおりですので、修正します。 ➤ 御意見を踏まえて修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
思います。 ➤ 486 ページ、(1):「申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（I V－4. 19－1 参照）を用いた主な手順等として、以下のとおりとしている。」の「I V－4. 19－1 参照」は「【表】I V－4. 【18】－1 参照」では？ ➤ 審査書案 487 ページでは、「この手順では、電源車の準備及び起動操作を重大事故等対応要員 3 名により、120 分以内に実施する。」と記載がありますが、女川 2 号炉の審査資料では 125 分以内と記載しているため、記載の見直しが適切と考えられます。 ➤ 494 ページ、V:「III 章及び I V 章において、設計基準対象施設に関して変更申請がなされた内容について審査し、結果を示した。また、I V 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。」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、I V 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。 ➤ 494 ページ、V、第 2 段落:「加えて、大規模損壊に対する対応を要求している。本章において、申請者の方針が要求事項を踏まえた適切なものであるか審査した。」となっているが、日本語になっていない。	➤ 御意見を踏まえて修正します。 ➤ 御意見のとおりですので、125 分以内と修正します。 ➤ 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、結果を示したことから、原案のとおりとします。 ➤ 御指摘を踏まえて修正します。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 502ページの「非常用炉心冷却装置」：203ページ等の「非常用炉心冷却系」との違いは何か？ ➤ 502ページの「冷却材喪失事故」：126ページ等の「原子炉冷却材喪失事故」との違いは何か？ ➤ 502ページの略語等に「FP」、「NF シート」、「PC」、「T.P.」の説明も追加したほうがよいと思います。 ➤ フィルタの性能で、除染係数 1000 (78 ページ他) と除去効率 99.9% (40 ページ) は、どちらかに統一すべきでは ➤ [dif] (62 ページ他) は「差圧」と書くべき ➤ 第 688 回審査会合で設置することになった代替循環冷却系が記載されていない。 ➤ 第 796 回審査会合で設置することになったコリウムバッファが記載されていない。 ➤ 第 688 回審査会合で設置することになったコリウムシールドが記載されていない。	➤ 御指摘の「非常用炉心冷却装置」と「非常用炉心冷却系」は同じ意味です。なお、御意見を踏まえ、「非常用炉心冷却系」に統一します。 ➤ 御指摘の「冷却材喪失事故」と「原子炉冷却材喪失事故」は同じ意味です。なお、御意見を踏まえ、「原子炉冷却材喪失事故」に統一します。 ➤ 御指摘の略語については、審査書（案）本文において定義を説明しているため、原案のとおりとします。 ➤ 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。 ➤ 審査書（案）において、御指摘の[dif]は用いていません。 ➤ 審査書（案）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）に記載しています。 ➤ 御指摘のコリウムバッファの有無は基準適合性に影響しないため、審査書（案）には記載していません。 ➤ 御指摘のコリウムシールドの有無は基準適合性に影響しないため、審査書（案）には記載していません。

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
➤ 沸騰水型原発については、先行して審査が行われた、東京電力柏崎刈羽原発6、7号炉、日本原子力発電東海第二原発については、万一の場合を考えて、水蒸気爆発が発生した場合の、ペDESTALに貯水された冷却水の各水深によるMCCIの発生程度と水蒸気爆発発生時のペDESTALの強度の検討書が提出され、適切な水深が報告されています。女川原発2号炉も、水蒸気爆発問題の詳しい審議が行われていますが、適合性審査書案には、この審議結果は何も記載されていません。	➤ 原子炉圧力容器外の熔融燃料－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。仮に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は、参考として確認したものであることから、審査書（案）には記載していません。

**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**

令和 2 年 2 月 2 6 日

御意見の概要	考え方
【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関係】 ➤ 森山らが設定したBWR型軽水炉の炉外水蒸気爆発による格納容器破損モードのうち、(a)圧力抑制プールで爆発が発生した場合は、ペデスタル壁の破損を想定している。(b)ペデスタルで爆発が発生した場合は、ペデスタル側壁と圧力容器の突き上げを想定している（森山ほか4名、軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価、JAEA-Research 2007-072(2007)、p.12.）。女川原発2号機のようなMARK-I改型格納容器では、(b)の圧力容器の突き上げの発生の可能性が最も高いと思われる。この時の破壊確率は、95%の確率で破損する現象が起こる確率を0.65%としている。(a)の場合は27%、PWRの場合は3%となっているのに対していちじるしく低い値となっている。これは水深を2mと浅く設定したことによると思われる。一方、東北電力の解析の条件では、溶融炉心の量などの記述がない。当然、粗混合する量によって結果は大きく異なる。たとえば、同じJASMINEを使った森山らの計算では、ケース名No.のように条件によっては粗混合量が6.47トンとなりこの時の流体の運動エネルギーは197MJとなるとしている。東北電力の計算（東北電力株式会社、女川原子力発電所2号炉重大事故等対策の有効性評価について、2019 2月、p.82.）の37MJの5倍以上である。すなわち、条件次第で結果は大きく変わる。仮に、運動エネルギーが2倍になるだけで、格納容器下部構造物の降伏応力を容易に上回る応力が加わることが推定できる。計算条件の設定が不十分と言わざるを得ない。 ➤ 実際の水蒸気爆発時には、圧力波は構造物の外側面で反射が繰り返されたり、圧力波の重なりが生じたりするなど、時間的、空間	【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用関係】 ➤ 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デスタルの有する原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる可能性があることから、審査の過程において、参考として、水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響について確認しています。 なお、御指摘の文献における解析ケースの条件と申請者の解析条件において主に異なっている条件は、原子炉圧力容器の破損径と考えられます。申請者の解析では、制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径を設定しています。実機では、制御棒駆動機構ハウジングには支持金具が設置されていることから現実的には制御棒駆動機構ハウジングの逸出は考えにくく、保持された状態を想定した場合、貫通部溶接の破損によって制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる隙間から溶融物が放出されると考えられます。このため、申請者の解析条件は保守的な設定であることを確認しています。 ➤ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発について、実機においては、大規模な水蒸気爆発の可能性が極

御意見の概要	考え方
的に複雑な応力分布となり、降伏応力を上回ることも予想できる。ご案内のように、衝撃圧力波が反射波となる壁面では、圧縮応力が反転した形の引張応力が生じる。とりわけ外側外壁や亀裂部分は、大きなダメージを受ける。このような破壊は「スポール破壊」と呼ばれる。コンクリート構造物は、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、内側外側に鋼板を張り付けるものと思われる。しかし、内部でコンクリートに亀裂が入るなどすることで、原子炉圧力容器を支えることが出来なくなれば、圧力容器が倒壊または脱落する危険がある。さらに、格納容器の破損などに至り、原発の健全性を脅かすことになる。東北電力ではスポール破壊の検討は行ったのであろうか？ 【審査全般】 ➤ 被災した女川原発2号機の審査は計算上の安全性であり、実際の試運転での確認は省かれています。このまま稼働した場合には予期せぬトラブルや事故が起きることは否定できず、また隠蔽される懸念も払拭できません。宮城県が設置した、「女川原発2号機の安全性に関する検討会」において、委員から「今後、事故時に2秒以内に制御棒が作動するか確認できたのか」という質問が出されています。実際に試運転し作動確認をせぬまま、審査に適合しているという結論を出すのは原子力規制委員会として無責任だと思います。	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。 ペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能については、コンクリートの強度に期待することなく、鋼板のみで維持する設計としていることから、本解析においては、鋼板の応力を評価し、原子炉圧力容器の支持機能への影響はないことを確認しています。 【審査全般】 ➤ 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ています。引き続き、事業者からの申請を踏まえ、機器等の詳細設計に関する工事計画や保安規定について審査していきます。また、原子力規制委員会は、事業者が実施する使用前事業者検査に立ち会うことや事業者の検査記録を確認することを通じて、認可された工事等が適切に行われ、許認可事項・基準要求に適合しているかを確認します。 その後の運転段階における事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて適切に実施されているかを監視していきます。

御意見の概要	考え方
➤ 被災原発の再稼働の場合、本当に不具合がないかどうか、点検ではなく、試験運転する必要があるのでは。再稼働したら怖くて眠れない日々が続くでしょう。	➤ 同上
➤ 念のため、RCIC 系の動作確認・動作手順確認を行ったほうがよいでしょう。これについては営業運転の前、試運転時に実際に動作させたほうがよいかと思います。温度センサーについても従来のものに加えサーミスタ式の配管表面温度が参考になるかと思います。	➤ 同上
➤ 3.11 では福一の外部電源の鉄塔があっけなく倒壊したのは、なぜですか？	➤ 政府事故調査報告書によれば「福島第一原発構内にある夜の森線 1L 及び 2L を支持する鉄塔 (No. 27) が地震による周辺の法面崩壊の影響を受け倒壊した」とされています。 新規規制基準では、設置許可基準規則第 33 条において、外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の 7 日間の連続運転を要求しています。
➤ 8 年以上も止まっていた間にあちこち不具合が起きていると思います。	➤ 原子力規制委員会は、事業者が策定した原子炉の運転の長期停止を考慮した特別な保全計画のとおり、設備等の健全性確認及び評価を実施しているかを確認しています。また、新規性基準に適合するため、新たに設置された設備等については、技術基準に適合しているかを原子力規制検査で確認することとしています。
➤ 八年、十年もの間停止していた原発です。稼働は本当に大丈夫で	➤ 同上

御意見の概要	考え方
すか。表面だけ点検しての運転開始は反対です。 ➤ あの大震災から 10 年近く動いていない傷だらけの原発が試験運転もなしに動かして何で安全といえるのでしょうか。 ➤ 10 年近く動いていない計器の精度は継続されているのか。十分な検証なしに合格判定したのではないか。 ➤ 福島原発事故で「安全神話」は見事に打ち碎かれたことが証明されました。絶対安全はないのです。 ➤ 女川原発 2 号機の新規制基準に適合するとの審査書案を了承したということですが、国、県、立地自治体では、世界で一番厳しい基準に合格したのだといいます。新規制基準に適合したからと言って、原発の安全性を保証するものなのでしょうか。原子力規制委員会では、その安全性を保障し、責任を持てるのでしょうか。この辺で手を打って、原発を再稼働させるためのものでしかないのではないのでしょうか。 ➤ 審査書は所定の審査基準に適合している旨のことが変更許可申請書に書かれていた、原子炉規制委員会は、その旨が書かれていた事を確認した書面でしかない。人間が考えること、想定外の事	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
故や人的過誤による小さな事故は必ず発生する。小さな事故を解消して安全に収束させ、大事故に至らしめない方法があるのか、そのことを確認するのがこの審査書の使命という認識でいいのか。しかし、審査書が通ってしまうと、女川原発2号機の安全が証明された安全認定書として独り歩きを始める可能性が高い。規制委員会には、この審査書が安全であることを証明する書ではないこと、および過剰な安全宣伝に利用されることがないことを明確にアピールされるようお願いする。原発の安全性や大規模事故に対する資料のないままに避難計画が練られている。政府は大規模事故を想定した資料を、本審査委員会とは別の組織で作成し、開示提供する義務がある。 ➤ 施設としての安全確保や技術者など人的資源の工面などが解決されたとしても、依然として事故が起こらないか不安である。 ➤ 日本は火山・地震国です。原発に絶対安全ということはありません。 ➤ 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あり、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ない」と原子力規制委員会が明確に示している。更に前原子力規制委員長の田中氏は「規制委員会は再稼働するかどうかにについては判断しない」「規制基準の適合性審査であって安全だとは言わない」「絶対安全、ゼロリスクではない」と繰り返し発言していた。これは原子力規制委員会が策定した原子力災害対策指針では、概ね30km圏避難計画の求めており、過酷事故	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
に備え安定ヨウ素剤の配布備蓄をするよう指示していることから明らかである。 ➤ この安全審査は、原発プラントのハードウェアの基本設計方針の審査にとどまっている。事故の原因は、外力による損壊に限るものではなく、たとえば施工や運転に伴う人為ミスに起因するものもある。したがって、現在の審査で安全を保障されるものではない。田中前規制委員長が「審査を通過しても安全とは言わない」という主旨の発言をされたが、その通りである。 ➤ 原子力規制庁はこれまで、新規制基準に適合しているからと言って原発の絶対安全性を担保するものではない、と述べて来たが、それは自己矛盾ではないか。そもそも何のための仕事をしているのかを聞きたい。 ➤ 原子力規制委員会の規制委員長自らが「安全は保障しない」とずっと言い続けている。本年 11 月にも、茨城県東海村の山田修村長の「規制庁が、十分に安全性は高まっている、と言うべきだ」との発言に対して、更田委員長は「絶対に申し上げるつもりはない」と否定した。 ➤ 格納容器に隙間ができ、放射性物質が外部に漏れるような事が無視され、耐震安全性が確保されていると判断され、運転が許されるのか、原子力安全・保安院の審査に疑問を感じています。こうした問題は、新規制基準の審査で克服されているのでしょうか。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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。女川原子力発電所 2 号炉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。

御意見の概要	考え方
➤ 変更申請は、前回の申請で許可された項目について繰り返して述べるものではなくて、①東京電力福島原子力発電所の事故を踏まえた新たな対策について、②規制委員会が新たに提示したガイドやその他法令についての新たな対策について、必要十分に示されていないといけない。この審査書(案)を通して見る限り、前回の申請書で承認されていた内容と今回の変更申請部分が混在して書かれていて、今回の変更内容がわかりにくい。新たに施設の性能や手順が変更された場合には、最終的に評価すべき安全にかかわる数値も変更されよう。変更された条件での再評価がほとんどされていない。数値で安全性を再評価すべきである。重要な要件が欠けているのではないか。 ➤ 原子力規制委員会による審査そのものが提出書類を中心とした審査であり、現物確認を行っておらず、他の原発では実際に不正が発覚しているなど、不十分である。 ➤ 重大事故が発生した場合、被災者へ十分な補償ができる経理的責任を求めるべき。 ➤ 重大事故時には、多くの作業員は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期待できない。	➤ 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ています。 また、基本的な設計方針等の成立性については、審査会合において、具体的な数値等をもとに確認しています。 審査会合の資料等については、ホームページで公開しています。 ➤ 審査の過程において、現地調査やボーリングコアの直接確認等を行っています。 ➤ 原子力事故による被害者の救済等を目的として、「原子力損害の賠償に関する法律」に基づく原子力損害賠償制度が設けられています。 ➤ 審査においては、外部からの支援がなくても、重大事故等に対処できるよう必要な体制を整備する方針であることを確認しています。具体的には、重大事故等の対応に必要な技能や資格を有する要員を確保する方針であること、高線量下での対応が必要な場合でも、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

御意見の概要	考え方
➤ 日韓関係、北朝鮮との関係が悪化する中、テロやサイバー攻撃といった可能性は否定できない。テロ対策は果たして充分といえるのだろうか。 ➤ テロなどの標的とされる可能性は否定できない。 ➤ 今後、縮小するにしても、原子力エネルギーの利用は、日本にとって重要な技術だと思っていますので、再稼働後も、関連技術の蓄積はもとより、技術者の育成にも力を入れていただきたいと思っています。 ➤ 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造物の床面には水が滞留しないこと」の規定に違反するものであり、設置許可の取り消しを求める。東京電力柏崎刈羽 6・7 号機及び東海第二発電所の審査書案に対する同主旨の意見に対して、	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。 ➤ サイバーテロ対策については、審査において、発電用原子炉施設への不正アクセス行為を防止するための設備を設ける方針であることを確認しています。 また、核物質防護対策については、核物質防護規定の認可等において確認します。 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を講じることになります。 ➤ 同上 ➤ 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針であることを確認しています。 ➤ 労働安全衛生規則第 249 条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉋さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉋(こう)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。

御意見の概要	考え方
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、「高熱の銚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、「熔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、熔融炉心を除外対象の銚さいと同一視している点で科学的妥当性を欠いている。一般に銚さいとは、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熔融金属混合物主体の熔融炉心とは著しく異なるからである。熔融炉心の方が銚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、原発で熔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、「熔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。』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、その出处あるいは照合先を明確に示すべきである。 ➤ 熔融炉心を冷却するために原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により格納容器下部に注水するという対策は、水蒸気爆発を起こす可能性のある無謀な対策であり、労働安全衛生規則にも違反す	なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の熔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熔融燃料－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熔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熔融燃料－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。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
るので、許可の取り消しを求めます。福島第一はマークⅠ型で熔融炉心と水との接触を避ける構造になっていたので、格納容器外の水蒸気爆発は起こりませんでした。マークⅠ改良型の女川2号機は、その設計思想に反して、格納容器下部注水系により熔融炉心を冷却することにしたのは、世界の常識に逆らう選択です。不確実性が高いにもかかわらず、意図的に熔融高熱物を水と接触させる操作は、水蒸気爆発防止のために熔融高熱物と水との接触を厳しく禁じる労働安全衛生規則249条、250条に違反しています。 ➤ 設置許可基準規則第十三条が未審査。審査書（案）には、設置許可基準規則第十三条の審査の経緯と審査結果その理由が記載されていない。そのために、設置許可基準規則第十三条の要求事項を満たしているとは断定できない。原子炉等規制法第四十三条の三の六の、第一項第4号に適合と判断するための根拠が欠落しており、同法同条第一項の規定により許可する事ができない。例えば、チャンネル間の独立性要求に不適合な事例（女川含む）が多く、女川1, 2, 3号の中央制御室床下において、ケーブルの不適切な敷設状態が発見され、保安規定違反（違反2）と報告されている。 ➤ 1号機の廃炉が計画されていますが、2号機の運転中での廃炉作業は2号機の安全に全く影響はないのでしょうか？影響がないという技術的な根拠について明示してください。 ➤ 1994年試運転中、マニュアル通りに行ったところ、マニュアル不備により安全保護装置が働き、原子炉が停止した。	➤ 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ています。設置許可基準規則第13条については、新規制基準に変更がないことから、今回の審査対象ではありません。 なお、御指摘の不適切なケーブルの敷設に係る保安規定違反（違反2）については、その是正処置、再発防止対策等を、保安検査等で確認しています。 ➤ 1号炉の廃止措置による2号炉の運転への影響がないことについては、1号炉の廃止措置計画認可申請の審査の中で確認をしていきます。 ➤ 個別の不適合については、発生の都度、原因の特定、是正処置等を行うべきものです。

御意見の概要	考え方
査結果を踏まえる必要がある。福島原発事故では、地震動による事故の可能性も指摘されており、現在事故調査が再度進められており、その結果によれば、新規制基準の見直しも考えられる。被災原発であり福島原発と同型の原発ゆえに、事故調査結果を最低でも踏まえるべきである。 ➤ 福島第1事故の再現はないといえるのでしょうか？ ➤ 福島第一原発の事故処理が未だ収束していない中、いくら安全対策をしても事故が起きればとてつもない被害が出る事は経験から想定出来る。 ➤ 福島第一原発事故は収束しておらず、検証も終わっていません。 ➤ 原発の究明能力も不十分です。 ➤ 新規制基準の適合性審査もまた、「自分の頭の中に事故のモデルさえ持っていない人たち(規制委員会)によって審査をしている」と言えるのではないのでしょうか。福島第一原発事故の検証を行い、実規模での実証試験に基づき、自前の解析プログラムを開発し、それを基礎にして、適合性審査をやり直すべきです。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 『国会事故調報告書』では、事故の進展を決定的に悪化させた全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）について、津波による浸水が真因であると断定する前にこの基本的な疑問に筋の通った説明が必要との指摘がある。１４０頁の下から４行目から１４１頁１１行目まではＳＢＯ対策設備（第１４条関係）の審査結果の内容であるが、１４１頁８行目から１１行目までの貴委員会の判断は不十分に過ぎて信頼できない。「適合する」と断ずる「設置許可基準規則」が貴委員会マターのものか分からないが、規制当局たる貴委員会としては、同型ＢＷＲ基の許可に係る審査に当たっては、ＳＢＯの真因究明を踏まえた当該基準規則のゼロベースの見直しの有無は喫緊の課題であることは理の当然である。この基準規則のゼロベースからの見直しが行われているか否かを明らかにした上での審査でなければならない。	➤ 同上
➤ 福島原発事故の反省を踏まえた審査基準になっていないのではないか。	➤ 同上
➤ 外国の原発事故をなぜに学ばなかったのか。	➤ 同上
➤ 福島原発の事故を経験して、原発は、大変危険なものだと痛感しました。	➤ 同上
➤ 東日本大震災の最大の教訓は「人類と原発は共存できない」ということです。	➤ 同上
➤ 東日本大震災の際、世界中が科学も技術もなすすべがなく原発が壊れてゆくのを目の当たりにした。そしてこの日本と日本人に	➤ 同上

御意見の概要	考え方
は、そもそも原発は扱えないことが証明された。科学的にも技術的にも無理なことをしてはいけない。 ➤ 今の審査基準は科学的経済的合理性をはるかに超えて過剰に厳しく、日本のエネルギー安全保障を大きく阻害している。 ➤ まだ他の原発も含め原発に対しての問題は山積みなのに稼働させる必要はないです。 ➤ 地震、津波、火山等に関する評価で使用されているのであろう各種の数値は国際的にはどの程度評価をされているものなのか。 ➤ 日本の規制基準そのものが「答え合わせ」ができていない。地震の予測と結果。被害の大きさの見積もり。曖昧さが大きすぎ、発電用大型原子炉の「安全」を現実的に見積れているか否かの判定の物差しそのものの信頼性が十分ではない。 ➤ 原子力発電所は建設すること自体がまちがっている。単なる工場設置、単なる構造物の建設と同じ手法で安全性を審査しようという原子力規制のやりかたがまちがっている。 ➤ 新規制基準は、国民のコンセンサスがないままに策定され、適合性審査は全体として国民の安全よりも既存原発の再稼働に道を開くことが優先になっている。 ➤ 機器・配管系の耐震Sクラスの損傷について福島事故について少なくとも、一部の配管が破壊し「蒸気」が漏れていたことは民	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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

御意見の概要	考え方
間企業事故調による現場作業証言でも記述されており、また、配管の小さな破壊が後の事故対策過程でのベントや注水を困難にした可能性があることがNHKの独自調査でも指摘されているとおりである。無数の配管で連なっている原発が地震による損傷を受ける可能性は極めて大きく危険性がある。このことだけでも再稼働は絶対に認められない。 ➤ 福一のメルトダウンに至った原因は津波の前に地震によって配管が破断したという根拠ある説明を信じています。 ➤ 1号機の主な事故原因が本当に津波なのか、それともその前に来た地震ですでに配管が壊れていたのかもまだ不明である。 ➤ 元東電の社員として福島第一原発の炉心管理を担当する、いわゆる炉心屋だった人から公にされた見解が知られるようになっていく。圧力容器につながる細い配管からなるジェットポンプ計測配管の地震動に伴う破損により、炉心の万が一に際しての装置である「自然循環」系がやられて燃料被覆管の表面にびっしり付着した気泡体が空気の層となって冷却材から隔離され、熔融の真因となった可蝕性が極めて大であるとする見解であるが、この見解に対する東電や規制当局からの反論等が公表されていないのではないかと。	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。 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。仮に、漏えいが発生した場合であっても、少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいを超えるものではなかったと判断される。」と事故分析の結果としてまとめられています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 安全基準が世界レベルではない。 ➤ 「世界一厳しい安全基準」とする安倍首相のことばは全く信用できなく、大きなウソを日本国民と世界に発したと思っています。 ➤ 既存の原発を稼働させる為の「緩やかに過ぎ合理性を欠く」世界最低水準の「新規制基準」を作り、甘い甘い審査をしている。 ➤ ガイドラインが年月の経過と共にアップデートされているのは従来のガイドラインに不備や不十分な点があるからであり、過去の設備は日々「最新の知見が反映されていない、不備のある施設」へと時代遅れ化が進んでいく。この審査書案に“最新の科学的・技術的知見を踏まえ”が繰り返し現れていることが、裏返せば過去の基準は常に不十分なものとなり続けていく不可避な現実の現れである。	➤ 原子力規制委員会は、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。また、安全の追求には終わりではなく継続的な安全向上が重要であることから、最新の技術的・科学的知見や適合性審査から得られた経験などを踏まえ、基準を見直すこととしています。 ➤ 同上 ➤ 同上 なお、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。 ➤ 安全の追求には終わりではなく継続的な安全向上が重要であることから、最新の技術的・科学的知見や適合性審査から得られた経験などを踏まえ、基準を見直すこととしています。 また、見直しを行った基準については、その基準の対象となる全ての発電用原子炉が適合することを求めています。

御意見の概要	考え方
➤ 原子力発電所の再稼働のためには、1 原子炉あたり 100 万年に 1 回以下の、安全目標審査で承認される必要がある。しかしながら、安全目標審査は今まで行われていないことから女川原発は極めて危険であり、規制基準審査のやり直しが必要である。 ➤ 地震大国の日本で、原発は危険です。これから、さらに地震が増える可能性もあります。 ➤ 地震で原発は安全ではない事がはっきりしたはずです。 ➤ 原発は地震を想定して設計されていない。 ➤ 津波の国に原発はいらない。 ➤ 地震や津波は学問的に確立されておらず、それをもとにした安全基準は疑問が残る。 ➤ 地震・津波の予測には限界があり、どんなに安全基準を満たしたといっても十分に安心できない。 ➤ 津波と東日本大震災の例を考えただけでも、当該地域は本来、原発を稼働させるに不適切な場所であったことがわかる。施設設備	➤ 原子力規制委員会は、科学的・技術的見地から、原子力発電所の規制に必要な基準を策定し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認することが役割です。なお、安全目標は、規制基準として直接的に用いられるものではありませんが、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえ策定された新規制基準を満たした原子炉については、この安全目標についても概ね達成できるものと考えています。 ➤ 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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
に主眼をおいて判断することは、生活圏を破壊されるリスクを、再び東日本に課すことである。 ➤ 従来からある耐震基準を大幅に、二倍にも下げての再稼働の許可など、絶対にしてはならないことです。今、現在も大震災の影響でどうなるか分からない状況下での耐震基準までを緩和しての再稼働。また大地震が来たらどうするつもりなんですか。 ➤ 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。 ➤ 地震だけでなく自然災害が多い中、自然には勝てない部分が多い。なのであればリスクを減らす事から進めて行ってほしい。 ➤ 海に面し、津波の影響から逃れられないだけでなく、日本は火山の国である。 ➤ 最近の自然災害（豪雨、大型台風）は巨大化しています。女川原発立地町としては巨大津波が深刻化して毎日の生活が不安で仕方ありません。	➤ 同上 ➤ 使用済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、御指摘の使用済燃料貯蔵施設の冷却系については、使用済燃料貯蔵槽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（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。 ➤ 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。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 福島原発事故処理の目処も他所の原発の抜本的な安全対策もできていない状況でこれ以上抱えることはすべきではない。日本という災害の多い国では別の発電方法を考えた方がいいです。 ➤ 人間がどんなに基準を設けても自然の力の前では無力です。 ➤ 再び大地震、大津波がおし寄せれば、女川原発は重大事故のおこる危険性がある。 ➤ 事故を起こした場合の対応、対策が何もされていない現状での再稼働はあり得ません。 ➤ 原発の事故に想定外はあってはならないと思います。 ➤ 新規制基準は事故が起きないように安全性を高めたものではなく事故が起きた時の対応を今までよりマシにするものでしかない。 ➤ 基準以上の地震動によって原子力発電所が過酷事故が起こした場合、「想定外」との言い訳は通用しない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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可搬型設備を中心とした対応が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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 基準地震動を超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

御意見の概要	考え方
➤ 策定された基準地震動・基準津波を超える地震・津波が来ること も十分にあり得る。 ➤ 地震や津波の予測は、不可能に近い。想定外のそれらに対応する 事は、十分なのか。 ➤ 地震、津波、テロ等の影響は、はかり知れず、その点での安全が 保障されない限り、審査案を受け入れられません。	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、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動においては 各種の不確かさの考慮を求めるとともに、さらに、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、基準地震動を超える地震による施設の大規模な損壊が発生し た場合でも可搬型設備を中心とした対応が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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所において、自然現象に対する備え が不十分だったという反省も踏まえ、新規制基準では、発電所の 安全機能に影響を及ぼすような自然条件や社会条件についてよ り厳しく想定することを要求しています。具体的には、地震、津 波、火山、竜巻といった自然現象や、近隣の工場の火災・爆発、 危険物を搭載した車両や航空機墜落事故といった人為事象につ いて検討することを求めています。 さらに、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可搬型設備を中心とした対応がで

御意見の概要	考え方
➤ 最近の自然災害でも「想定」を超える規模や被害が起きています。私たちが「想定」すべきなのは最悪の事態、すなわち「原発は壊れるもの」「テロは起きるもの」ということであると思います。つまり原発の審査においても原発が壊れても、テロが起こっても国民や周辺住民の人名や生活が守れるのか？という前提で考えられるべきです。 ➤ 地震、津波、噴火など、自然現象相手に完全な予測は不可能です。 ➤ 今回自然災害の想定を大幅に引き上げたそうですが、地震・津波、台風・竜巻など想定をはるかに超える災害が頻発していることは、今では私たちの共通認識です。 ➤ 女川原発は自然災害に対しても突発的な事故に対しても何ら十分な対策はとられていないので再稼働には反対です。 ➤ シビアアクシデント対策というのであれば、福島事故の教訓を踏まえて炉心溶融に万全の対策をとらなければならない。ところが新規制基準は、欧州で認証されている最新鋭の原発に標準装備されているコアキャッチャーを要求しておらず、安倍首相の言う「世界で最も厳しい水準」どころか、世界のレベルには程遠い。	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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備に限らず、他の方法でも問題ありません。 なお、御指摘の欧州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、

御意見の概要	考え方
➤ 大型商用航空機の衝突に耐え、設計圧力を高めた二重構造の格納容器の設置が必要とされていない。 ➤ 格納容器の下部に水を張って熔融炉心を受け止めるという「対策」を採用するよう、OECDの加盟国にその根拠を示して働きかけるべきですが、お答えください。 ➤ 安全上重要な系統設備の多重性として、欧州では独立した4系統が求められているのに対して2系統しかない。 ➤ 格納容器内の空気を放出するベントの多用で、放射能を「閉じ込める」方針が「放出する」に変わっている。 ➤ 格納容器にベントをつける、という時点で原発の安全性は破綻している。	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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 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。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 重大事故時における格納容器破損防止対策として、代替循環冷却系を用いる対策(以下、対策 A という)と格納容器圧力逃し装置を用いる対策(以下、対策 B という)の 2 通りがある。対策 A および対策 B のいずれの場合もほぼ同じ結果であり、設置基準を満たし、環境への放出量も基準値を大幅に下回っている。従って、両設備を重複設置する必要性について検討が必要と考える。対策 A と対策 B の重複設置の必要性については、規制当局として明確なスタンスと位置づけを示す必要があると考える。 ➤ Cs-137 だけでなく Cs-136 や放射性ヨウ素についても考慮すべきではないか。炉が緊急停止した時点では、Cs-136 の評価の方が重要ではないか。 ➤ 「格納容器破損防止対策の評価項目」として、「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して 100mSv とする。」を追加すべきである。 ➤ 汚染水事故に対応できない。適合性審査では、福島第一原発で現に起きている汚染水事故…格納容器下部が破損して冷却水が漏れ、汚染水となって外部に放射能が大量に拡散している…について検討しておらず、防止策もとられていません。これは、格納容	➤ BWR プラントについては、相対的に原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速いことから、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要な設備に加え、格納容器圧力逃がし装置又は同等以上の効果を有する措置を行うための設備を要求しています。 ➤ 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が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 下回っていることを確認することを求めています。 ➤ 同上 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所におけるような汚染水については、まず、これを発生させないことが重要であり、新規制基準では、仮に、炉心が損傷した場合でも放射性物質が格納容器から流出しない対策を要求しています。

御意見の概要	考え方
器が破損した場合でも、放射能の大量の拡散を防止する策を講ずるよう要求する新規制基準に違反します。 ➤ 原発が稼働すれば、1 リットルの水で6万ベクレルまでトリチウムを海に放出することが許されています。トリチウムは「膀胱癌」や「前立腺癌」の原因です（イギリス王室医学院）。また貝や魚で3千倍濃縮されます（イギリス食品基準局）。カナダではトリチウムの放出でダウン症の患者が8割増えたことが確認されています（カナダ原子力委員会）。 ➤ 原発が稼働すれば、放射性物質が海に放出され、大きな環境汚染となり、人体にも癌などの影響が起こります。 ➤ 貴職（規制委員会）の審査は「新規制基準」に限定しているように思われます。私は住民の安全・安心をおびやかす全てについて検討してしかるべきと考えます。まして、原発を稼働させれば日々排出されるトリチウム水について真剣に誠実に検討され、その害毒について国民に知らせるべきではありませんか。通常水と	その上で、万一格納容器が破損した場合の事故後の処理のあり方については、実際にどういった状況になるかを事前に想定し、規制基準を特定するのではなく、事故の状況に応じ、臨機応変に対応していくことが現実的かつ適切な考え方であり、特定原子力施設の制度に基づき、状況に応じ規制することとなっています。 ➤ 御指摘の内容については、どのような根拠で述べられているかはわかりませんが、原子力発電施設から放出される放射性物質については、国際放射線防護委員会の勧告を踏まえ、周辺監視区域外における一般公衆の被ばく線量が1ミリシーベルト以下になるように放射能濃度等の限度が定められており、トリチウムについても放出形態に応じた規制がなされています。また、通常運転時には、既存の設置許可時に、敷地境界外における実効線量がトリチウムを含む液体廃棄物の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量を含めても、1、2及び3号炉の合計で「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50 マイクロシーベルトを下回ることを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
トリチウム水の区別ができない生物は、体内にとりこみ、遺伝子へ入り込む危険があります。遺伝子に取り組み込まれたトリチウムが、どんな悪さをすると認識なのでしょう。福島原発事故で大量に排出されているトリチウム水は、タンク貯蔵されてきました。先日「放出」案が示されましたが、とんでもない誤りです。原発は、日常的に公害（トリチウム水）を垂れ流すこととなります。SDGs がさけられている中、人類の生存をも左右しかねない現実を目をそむけたままで女川再稼働は認めることはできません。 ➤ 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動をもとに、基準地震動 Ss-N1(最大加速度：水平方向 620 ガル、鉛直方向 320 ガル)を設定しているが、現時点までの最新の知見にもとづいた規制委員会の「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」の報告書(2019 年 8 月 7 日)にもとづいて東北電力は設定見直しを行い、規制委員会はその妥当性を審査すべきである。上記報告書は、「震源を特定せず策定する地震動」のうち「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」「モーメントマグニチュード (Mw) 6.5 程度未満の地震」について、これまでの「審査ガイド」を見直す必要性を述べたものである。この報告書は 2019 年 8 月 28 日の規制委員会において承認された。この承認以降の審査においては、この報告書の内容を反映すべきである。 ○引用資料：震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム『全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書』（令和元年 8 月 7 日）	➤ 令和元年度第 28 回原子力規制委員会（令和元年 9 月 11 日）において、ご指摘の検討チームが策定した標準応答スペクトルと、留萌地震の応答スペクトル※との間に大きな差はないことから、これまでの留萌地震を基にした基準地震動を用いた審査を否定するものではなく、また、新しい標準応答スペクトルによる手法で評価を行った結果、基準地震動が見直される可能性はあるものの、施設・設備に対する要求レベルそのものを変更するものではないと判断しています。 また、これらを踏まえ、留萌地震を基に基準地震動を策定した原子力施設に対して、現時点で直ちに使用の停止や標準応答スペクトルの審査・検査での適用を求める必要はないと判断しています。 今後、安全上の重要性、事業者が対応するために必要な期間等を総合的に判断し経過措置を設定した上で、設置許可基準規則解釈等を改正することとしています。 ※留萌地震の K-NET 港町観測点の解放基盤波に余裕を持たせた地震動（硬岩サイトで使用されているレベル）に対して試行的に

御意見の概要	考え方
➤ 防災科学技術研究所による KiK-net では以下の地震動が観測されており、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームによる標準応答スペクトルの3倍超の地震動が多数観測されている。よって、基準地震動は、水平動 1800gal/0.02s 上下動 1200gal/0.02s 前後が適切である ✓ 平成 28 年熊本地震 Mw6.1 (2016 年 4 月 14 日) 益城観測点 上下動 : 5,000gal ✓ 平成 30 年北海道胆振東部地震 Mw6.6 (2018 年 9 月 6 日) 追分観測点 水平動 : 6,000gal ✓ 平成 13 年芸予地震 Mw6.7 (2001 年 3 月 24 日) 御調観測点 水平動 : 3,500gal	Noda et al. (2002) の地盤増幅率により地震基盤相当面に補正した地震動を推定して設定した応答スペクトル。なお、ここでの地盤物性補正においては地盤の卓越周期は考慮していない。 ➤ 御意見にある3つの観測記録のガル数について、防災科学技術研究所の KiK-net の値を確認したところ、いずれも地表面（益城：Vs110m/s、追分：Vs130m/s、御調：Vs370m/s）の周期 0.02 秒よりも長周期における応答値であると考えられます。基準地震動の最大加速度は、Vs700m/s 以上の解放基盤表面における 0.02 秒の周期に対する応答値にあたりますので、御意見の3つのガル数と直接比較できません。なお、ご指摘のうち、益城地点の地中はぎとり波 (Vs2,700m/s) は、NS 成分 : 377 gal、EW 成分 : 235 gal、UD 成分 : 207 gal となります（震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームにおける解析値）。 また、平成 30 年北海道胆振東部地震については、観測記録収集期間外であること、また、平成 13 年芸予地震については、海洋プレート内地震であることから、当該標準応答スペクトルの設定に係る収集の対象外の地震です。 いずれにせよ、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム報告書（全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討）における標準応答スペクトルは、収集したデータ（対象地震動：Vs2,200m/s 以上のもの）の非超過確率 97.7% の応答スペクトルレベルに基づき、不確かさを考慮して設定されたものです。なお、対象地震動は地盤特性や解析・処理に係る不確かさを含むこと、また、個々の応答スペクトルには大きな山谷はあるが周期ごとに算出した応答値をつなげていることから、保

御意見の概要	考え方
➤ 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。その理由は次のとおりである。 熊本地震では、活断層が動いて震度7の激震が短期間に2回(4月14日と16日、時間間隔は約28時間)続き、気象庁はこのような激震の繰り返しは「過去の経験則にはない」と公表した。すなわち、「激震の繰り返し」という重要な新たな知見と経験が得られたことになる。このような短期間内での地震の繰り返しに対しては、最初の地震の影響に関する施設の点検、保守、補修では対応できず、施設の頑健性で耐えぬくしかなく、従って繰り返し地震に対する耐震健全性の要求が不可欠である。設置許可基準規則の第5条の別記3(津波による損傷の防止)の3・六には、「地震(本震及び余震)による影響を考慮すること」が明記されている。しかし、同第4条の別記2(地震による損傷の防止)には、「本震及び余震による影響を考慮すること」は要求されていない(本震、余震の用語すら出てこない)。福島原発事故以前の原発の安全設計審査指針には、「本指針については、今後の新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことが謳われていた。同審	守的であると考え、対象地震動の応答スペクトルを最大包絡する考え方は採らないこととしています。よって、当該標準応答スペクトルに対して、超過している観測記録があることを理由に標準応答スペクトルを再設定するものではなく、また、それによって基準地震動を定めるものでもありません。さらに、前述のとおり、現在のところ、当該標準応答スペクトルは新規制基準の審査の対象ではありません。 ➤ 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。 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。 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。

御意見の概要	考え方
査指針に置き換えて福島原発事故の教訓を反映して策定された設置許可基準規則に関しても、「新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことは、受け継がれて当然のことである。しかしながら、熊本地震後３年余を経過した現時点に至っても、原発の設置許可基準規則の中の「地震による損傷の防止」の条項に関して、本震と余震の影響の考慮、すなわち熊本地震の知見を反映しての、激震の繰り返しの影響を考慮する見直しは何らなされておらず、従って女川２号機はその耐震設計方針として激震の繰り返しに対して安全性が担保されていないことになる。 なお、設置変更許可と工事計画認可がすでに出された PWR に関して、設計基準動地震レベルの繰り返し地震に見舞われると、蒸気発生器伝熱管及び原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部について安全機能が損なわれるおそれがある原発が存在する。PWR と BWR とともに繰り返し地震に対して安全性を担保する規制要求が必要である。 ➤ 熊本地震では震度 7 の揺れが 2 回も起こり、震度 4 以上の余震は 100 回を超えている。現在の審査は 1 回の強い揺れに耐えられればよいというもので、このような短期間で複数回の揺れに対する耐震安全性の評価はされていない。 ➤ 熊本地震では強い揺れがくり返し発生しましたが、耐震評価ではくり返しの強い揺れを想定していません。熊本地震では、最大震度が 7 の地震が間を置かず 2 度発生しました。その後も 1 か月の間に最大震度が 6 強の地震が 2 回、6 弱の地震が 3 回も発生しています。原発の耐震審査では、通常運転による影響に加えて、基準地震動による 1 回の揺れに耐える設計であればよいことに	➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
なっており、熊本地震の教訓が反映されていません。 ➤ 火山噴火の予知はできない。噴火予測を前提においた火山ガイドは不合理であり、審査は無効です。 ➤ 最近の火山ガイドの改悪など真っ当な火山学者は誰一人受け入れられない。 ➤ 原子力発電所から 160 キロメートル以内に限定して抽出する火山ガイドの基準が妥当ではない。過去 12 万年に 10 回発生し、今後 100 年間に 1 %の発生確率が見込まれる巨大カルデラ噴火は、九州で発生した場合その火山灰は北海道にまで及び、青森でも 10 センチの火山灰が積もり、交通網をはじめ全国のライフラインは完全に停止すると予想されており、救援活動がほとんど不可能になる中で本発電所のみが安全機能を維持できるとは到底考えられない。	➤ 火山ガイド策定に当たっては、火山の専門家から御意見を伺うとともに、原子力規制委員会や旧独立行政法人原子力安全基盤機構でこれまでに蓄積された火山に関する専門的知見を活用しました。安全への取組に終わりはなく、今後新たな知見が得られた場合には、必要に応じて発電所の安全性への影響について検討することとなります。 ➤ 同上 ➤ 同上 なお、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山を抽出する際に考慮する地理的領域（原子力発電所から 160km の範囲の領域）については、既往最大である阿蘇 4 の噴火による火砕流の到達距離を踏まえて設定しています。 また、火山ガイドでは、火山の現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態ではないと評価でき、運用期間中における巨大噴火の可能性を示す科学的に合理性のある具体的な根拠が得られていない場合は、運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断できるとしています。 九州で過去に巨大噴火を発生させたカルデラについては、川内原子力発電所等の新規規制基準適合性に係る審査で、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において、噴火履歴の特徴及び地下構造から、火山の現在の活動状況は巨大噴火が差

御意見の概要	考え方
➤ 火山の影響に対する設計方針火山について、藤井敏嗣・元火山噴火予知連絡会会長は、「地震の場合は、13 万年までに活断層が動いたという事であれば、その上に原発施設建設できない」ことを指摘し、火山の場合でも、1 万年前に起こっていても「可能性は十分に小さい」として巨大噴火を考慮の対象外にした「火山影響評価ガイド」批判している。 ➤ 98 頁に規制委員会は、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及び軽油タンクを備え、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もので、火山ガイドを踏まえたものであることを確認したとしているが、外部電源の復旧の見込みがない中で、わずか 7 日間非常用電源が機能したとしてもその後は崩壊熱によるメルトダウンを引き起こすことになる。 ➤ 火山灰の危険性について、たとえば国の機関たる気象庁の「降灰の影響と対策」に基づくだけでも、10cm 未満の降灰（降雨を伴え	し迫った状態ではないこと等から、原子力発電所の運用期間中に巨大噴火が発生する可能性は十分小さいと判断しています。 ➤ 同上 なお、火山ガイドでは、第四紀（258 万年前から現在までの期間）に活動した火山を対象に評価を行うこととしています。 ➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の例において、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。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
ばミリ単位の降灰)で通行不能の事態が発生する。2011年の霧島山噴火に際しては5cm未満で通行不能との記録もある。 「火山ガイド」の23頁の「基本フロー」で言う「個別評価」で、火山灰については一言も触れずに度外視したまま「影響を及ぼす可能性は十分に小さい」と断じ、まず「立地不適」の結論を回避しておいてから、92頁下から12行目以降94頁16行目までにおいて、「3.個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価」を審査し、その結論を94頁10行目から16行目までのとおり断じている。 そして審査のこのプロセスに至って始めて降下火砕物(これには火山灰が含まれることを、「火山ガイド」2頁の定義は明示している。しかも「火山灰」という判然とした文言表現は審査書案の論旨、文脈上を通じて慎重に避けていることが見てとられる。)に触れることになっているが、貴委員会マターの内規たる「火山ガイド」を改めた上で審査が行なわれるべきである。 ➤ テロ対策施設建設に5年の猶予を与える合理的理由はない。5年間テロに遭わない保証はどこにもない。	また、火山ガイドの基本フローにおける個別評価では、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価することを求めています。降下火災物(火山灰)については、IAEA SSG-21等の国際基準を踏まえ、設計対応が可能な火山事象としており、立地評価段階の個別評価ではなく、影響評価の段階でその影響を評価することを求めています。 ➤ 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、これらの必要な機能を満たした上で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。

御意見の概要	考え方
➤ いわゆるテロ対策施設である「特定重大事故等対処施設」を設置していないのに、再稼働を認めることはできない。 ➤ テロ対策施設の設置も新規制基準には含まれているはずですが。九電がその工事の遅れと理由に原発停止を決めたばかりです。東北電力に対しても同じ基準で審査すべきです。この事にふれていないのはおかしい。 ➤ テロ対策施設への5年の猶予は、日本の安全保障に大きな穴を開けることとなり、リスクが大き過ぎる。 ➤ 高浜原発3,4号機がテロ対策遅れで停止するという。ならば、テロ対策を考慮に入れない審査は不合理である。 ➤ テロ対策を5年も先に延ばして稼働しようとしています。いつ「ドローン」に攻撃されないとも限らないと思う。万一、稼働中に「ドローン」の攻撃を受けたら猛烈な濃度の放射能汚染により関東以北迄、全域全滅になると予測されると思いますので少なくともテロ対策を実行してから稼働を検討すべきだと思います。 ➤ 原発が放射性物質として制御しにくい物を扱う装置であり、テロ、或いは他国からのミサイル攻撃によって原爆が投下されたりしてしまうもの、つまり本質的に人類と共存できない装置であることを認識しなければならない。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 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を講じることになります。 ➤ 同上
【審査及び意見募集の進め方】	【審査及び意見募集の進め方】

御意見の概要	考え方
➤ 「科学的、技術的意見」に限って意見を求めることは、社会的、歴史的な議論を排除し視野を非科学的に限定し、市民が広く参加して議論することをきわめて困難にするやり方である。国や自治体が真実の情報を全面公開し、市民の声を真摯に受けとめるようになり、市民が3.11 で出てきた諸問題を、キチンと総括し、議論できるようになるまでは、再稼働の是非を論じることはできない。 ➤ 502 ページにも及ぶ膨大な文書への意見提出期限が僅か 30 日というのは、あまりにも短すぎて本当に国民の意見を求めようという意図があるのか疑ってしまう。法に定められた 30 日以上という要件さえ満たせばよいとする形式的な対応に思えてしまう。 ➤ テロ対策、避難計画、水蒸気爆発対策、廃炉対策…完備したものの公募（パブコメ）をしろ！ ➤ 今回のパブリックコメントでは技術的・科学的コメントだけではなく、原発反対の意見も含めた幅広いコメントが寄せられるだろうが、それらを門前払いすることなく、懇切丁寧に返答されるようお願いする。 審査書(案)について技術的・科学的コメントを求めているわけだが、本書が科学書としての様式を備えているかと言われれば、否と言わざるを得ない。計算手法は確からしさや各パラメーターの	➤ 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。 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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
精度を踏まえ、不確かさを考慮して、具体的数値で示される必要がある。 ➤ 文書が長すぎることで、また、意見を求めたいポイントが不明瞭であることを指摘します。 ➤ 1F 最寄の女川原子力発電所については、東海第二原子力発電所の適合性審査書よりも丁寧に説明することが、地元の方々をはじめとする関心のある方々に対して、より丁寧な審査書となるものと思われる。 ➤ 少なくとも、女川原発2号機の立地地域から100キロ圏内全自治体での住民への説明意見交換会開催を求めます。 ➤ 日本国内に居住しているのは日本語を母語とする方だけではありません。少なくとも、英語、ハングル、中国語、スペイン語での審査書案翻訳・公表、意見募集を受けつけてください。 【原子力規制委員会の体制、方針】 ➤ 審査は東北電力のペースで進んだように見えた。まるで規制委員会の審議は東北電力の言い分を聞く会であるかのように。東北電力が「設備を改修した上で再稼働させる」方針に基づいて提案し、	➤ 女川原子力発電所の審査に当たっては、申請された内容について基準への適合性をひとつひとつ丁寧に確認しました。審査書（案）には、これまでの審査書と同様に、単に審査結果を示すだけでなく、審査で主に論点となった点を示すなどの工夫を行っています。今後の審査においても、より良い審査書を作成するよう努めていきます。 ➤ 同上 ➤ 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。 ➤ 提出する意見等は、日本語に限ることとしています。これは、意見募集の趣旨に照らしても、問題ないと考えています。 【原子力規制委員会の体制、方針】 ➤ 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

御意見の概要	考え方
議論自体がそれに引きずられて進められた。例えば火山噴火の可能性やその影響など議論が深められないままに終わった議題や、水蒸気爆発の問題など実験データを不適切に引用したと疑われる議論もあった。このような審査書案に正当性はあるのだろうか。 ➤ 災害やその他の影響で、今回のような事が起こってしまったら、大量の放射線物質が放出され深刻な被害が出るだけではなく、将来にわたり影響してしまう可能性がある中で再稼働するよりは、しっかりとしたエビデンスに基づいて慎重に行うべきだと思う。 ➤ 電力会社の隠ぺい体質からデータ自体の信憑性が危惧される。 ➤ どんな輩が委員会のメンバーになっているかは知らないが、この団体自体は、不必要であり、住民の方達が諸手を挙げて賛成する訳がない。規制委員会なるものを即刻廃止し、全ての原発をすぐに廃炉にしないと、どんなことが起きるか判らない。 ➤ 福島第一原発事故が示した様に一旦事故が起きれば人間や自然に未曾有で甚大な被害を長期間に渡って与え続ける原発を一企業に任せる訳にはいかない、原子力規制委員会は第三者の目で府託なく厳しい審査をお願い致します。 ➤ 審査書（案）全体に言えることだが、申請者が安全であると言っていることを確認したと言っているだけで、審査員が自ら積極的に安全の確認をしたと思われる事例が少ない。申請書に書いてあ	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。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 原子力規制委員会は、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ため、原子力利用における安全の確保を図ることを任務とし、原子力規制委員会設置法に基づき設置された組織です。 ➤ 原子力規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から審査し、自ら責任を持って判断することが役割です。審査は、委員及び規制庁職員に加え、平成 26 年に原子力規制委員会に統合した JNES が蓄積した専門的知見等を活用しつつすすめてきており、また、必要に応じ、外部専門家の意見を聴取していきます。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
ることを確認しただけでは責任ある評価ができたとは言えない。委員会は、委員会の責務を全うすべきである。 ➤ 現在の原子力規制委員会には、地質学の専門家は居ても、地震学の専門家は選出されておらず、原子力発電所再稼働における安全性を審査するに十分な能力が備わっているとは言えない状況にある。 ➤ 人類が制御不可能な原子力発電所の再稼働を進めようという意図が到底理解できない。 ➤ 原発再稼働よりも、自然エネルギー再生可能エネルギーへの転換を切に望むものである。 ➤ 女川原発を再稼働するメリットとデメリットを理解できるようもう少し詳しく教えて欲しいです。 ➤ 田中前規制委員長は自ら「（「新基準適合」とはいえ）安全とは申しません」との趣旨の発言をしている。一方で現首相はじめ政権側は「世界一厳しい基準」と無根拠にもち上げ、その言葉が一人歩きする形で世間に流布し、その後の手続きを経て、実際に原発再稼働につながっていると思われる。事実上原発再稼働の「お墨付き」に機能している実態を不問に付した上で、手続きが進められることは、大いに正当性を欠くと言わざるを得ない。その基本的位置付けについて、規制委自らが政権側（延いては国民全般）への「誤解」を解く努力を積極的に行う必要があると考える。	➤ 同上 ➤ 原子力規制委員会は、原子炉等規制法に基づき、原子力発電所の規制に必要な基準を設定し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認することが役割です。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 多数存在する沸騰水型原発の再稼働を促進させたい狙いがあるとも指摘されていることも大きな問題である。 ➤ 原子力規制委員会は原子力事業が日本経済への悪影響についても発言すべきだ。 ➤ 「日本から商業原子力を消し去るための道筋を作り上げる」ことに全力を傾けるのが委員会の使命である。 ➤ 福島原発事故から、9年近くたつのに、今だに事故以前の生活をとりもどせない人たちが大勢いることを、もう一度認識し、考えて欲しい。 ➤ 福島の住民、女川原発周辺の住民の心のうちを思いやって、必ず踏みとどまって下さい。規制委員会の名にかけて・・・。 ➤ 安全基準を満たしているなら何も問題ないので再稼働すべきです。 ➤ 危ないので再稼働に反対です。 ➤ 原発から出た汚染水の行方も定まらないのに再稼働なんてありえない。 ➤ そもそも原発と人類は共存できません。再稼働など百害あって一利無しです。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 原発を全てとめても、電力は充分とのこと。再稼働は必要ありません。 ➤ 今もまだ福島事故は収束していない状況のなか、生み出した副産物の安全な処理方法もない中、再稼働することに恐ろしさを感じます ➤ 3400億もの安全投資は2号機の建設費に匹敵するものではないか。その費用で廃炉も可能な筈だ。再稼働には経済的合理性が無い。 ➤ 「安全とは申しません」と最初から安全確保の責任を回避する姿勢をもって規制委の判断や言動に、どれだけ信頼性を獲得できるものか、根本的な疑念を禁じ得ない。福島事故を防ぎ得なかった保安院とは、機構組織としても決別し、いかなる反省のもとに進化を遂げたものになっているのか。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ これまでは、原子力「利用」の推進を担う経済産業省の下に、原子力の安全「規制」を担う原子力安全・保安院が設置されてきました。そうした「利用の推進」と「安全規制」を同じ組織の下で行うことによる問題を解消するため、経済産業省から、安全規制部門を分離し、環境省の外局組織として原子力規制委員会を新設しました。原子力規制委員会は、独立性の高い三条委員会（※）です。 また、委員長及び委員は、人格が高潔であって、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のうちから、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。 （※）いわゆる三条委員会（国家行政組織法第3条第2項に規定される委員会）とは、上級機関（例えば、設置される府省の大臣）からの指揮監督を受けず、独立して権限を行使することが保障されている合議制の機関です。

御意見の概要	考え方
➤ 関西電力高浜原発に関わるヤミ献金事件は、原発マネー、原子力ムラの実態が明らかになったが、中立公正な原子力行政は期待できない。 ➤ 原発は事故が起きると取り返しがきかない。福島原発事故がおきたにもかかわらず隠ぺい体質無責任体質が変わらない。 ➤ 関電高浜原発に係る闇献金事件で、原発マネーが原子力行政を歪めていることがあらためて明白になった。原子力規制庁の職員は約 1000 人だが、そのうち 150 人以上が電力会社や原発関連企業からの出向社員で占められており、中立・公正な原子力行政は期待できない。どんな世論調査でも多数の国民が原発再稼働に反対しているのは、国民がこのような原子力行政に不信を抱いているからである。東北電力女川原発 2 号機の規制委の審査に不安があり、疑問に思っている。 ➤ 原発マネーに寄生して、住民の未来を奪うのは止めるべきだ。原発マネーは、関電ばかりではなく、東北電力にも還流している。さらには原子力規制委員会にも、たくさんの電力系技術者が出向して業務を「支え」「協力」してはいないか。 ➤ 規制委員会は、運用状況はもちろんのこと、事故の大小にかかわらず、嘘偽りのない情報公開をお願いします。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 なお、原子力規制庁には、電力会社や原発関連企業からの出向職員はおりません。 ➤ 同上 ➤ 「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」にのっとり、原子力規制委員会や適合性審査に係る審査会合は、原則として全て公開で実施するとともに、資料や議事録も全てインターネットを通じて公開するなど、適切な情報提供に努めています。

御意見の概要	考え方
➤ 万が一、事故が起きてしまった場合、「合格」の判断を下した規制委員会はどのように責任を取るようになるでしょうか。 ➤ 福島原発事故が発生しても原子力安全委員会は責任を取らなかった。原子力規制委員会は原発事故の責任を取って被害者に賠償できるのか。 ➤ 原子力委員会は新規制基準を定めて適合を了承したが、責任の所在を明確にするために地域住民に対して委員の存在を分かり易い形で告知し責任を担うべきではないのか。 【高経年化対策】 ➤ 原子炉の厚い鋼鉄の壁が、中性子によってもろくなっている可能性も指摘されています。 ➤ 規制委員会の従前の説明では「運転延長認可の申請については、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、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。」としていますが、40 年を超える高経年設備についての審査基準が新設の設備と同じはずはなく、高経	➤ 「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。 ➤ 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」に基づく原子力損害賠償制度が設けられています。 ➤ 原子力規制委員会の科学的判断やそれに至った過程については、地元自治体からの要望に応じて、原子力規制委員会として、しっかりと説明していきたいと考えています。 【高経年化対策】 ➤ 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。 ➤ 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、運転期間延長に係る認可の基準等については記載していません。 なお、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

御意見の概要	考え方
年設備についての審査基準が明確にされていない状態です。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。 【平和利用・使用済燃料】 ➤ 現在まで保管された 1・2・3号機の使用済み核燃料を処理する事が出来るのか。 ➤ 使用済燃料の具体的な処理法や処分地の提示を事業者を求めるべき。 【立地評価】 ➤ 「放射能を生活圏に放出」を前提とした新規制基準は容認できない。新規制基準では、原発の敷地境界で最高被曝を「甲状腺に対して 3Sv、全身に対して 0.25Sv」と定めた「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断の目安について」（1964 年制定）の適用を除外し、フィルターベントの設置により「セシウム 137 で 100 兆ベクレルを下回っていること」を求めているだけであることから、生活圏への放射能の放出を前提とした原発の再稼働はあり得ず、廃炉が必然である。 ➤ 福島第一原発事故後、立地審査指針を適用しないことになりました	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。 【平和利用・使用済燃料】 ➤ 使用済燃料については、国内再処理を原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するとの方針を確認しています。 ➤ 同上 【立地評価】 ➤ 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。 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
たが、立地審査指針にかわる新しい指針は作られていません。住民の被ばく限度がなくなっています。 ➤ 福島事故において過酷事故を起こした結果、「立地審査指針」を守れないことが明らかになった。そのことは、原発立地の大原則を守り得ないことを示している。 ➤ 新規制基準は、生活圏への放射能の放出を前提としていることからすると、住民の避難が安全かつ確実にできることも適合の要件にすべきである。 【トラブル】 ➤ 女川原発2号機は、大地震時、外部電源5系統のうち、4系統を失い、原子炉建屋に海水が流れ込むなど重大事故と紙一重でした。火災も発生している。	➤ 同上 ➤ 同上 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。 【トラブル】 ➤ 東京電力福島第一原子力発電所において、自然現象に対する備え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。 また、新規制基準では、設置許可基準規則第33条において、外部電源系の強化のため、発電所構内における電気系統の信頼性向上、電線路の独立性・物理的分離、複数号炉を設置する場合における電力供給確保を要求しています。さらには、外部電源喪失時においても発電所内で必要となる電力を供給できるよう、ディーゼル発電機等の7日間の連続運転を要求しています。 なお、東北地方太平洋沖地震において、女川原子力発電所は、地震による影響により外部電源の5回線のうち4回線が停止しましたが、残りの1回線及び非常用ディーゼル発電機により電源は確保され、通常運転中であった1号炉及び3号炉については、原子炉は冷温停止に移行し、起動中であった2号炉については、未臨

御意見の概要	考え方
➤ 先の震災時には、外部電源 5 系統のうち 4 系統が失われ、原子炉建屋に海水が流れこみ甚大な被害を受け深刻な事態となった。 ➤ 女川原発は 3. 1 1 の地震でも大丈夫だったと言っているが実際電源喪失はおきていたし、たった一つ電源がつながっていたおかげで何とか福島第二の舞を踏まずに済んだだけ、かなり危険な状態になっていたことは確かです、その時の検分をしっかりと行ったうえで審査するべきなのではないか。 ➤ 3. 11 の地震時、女川ではこれらの対応のうちのどこまでを実際に行ったのか、どこがうまくいかずに、どこがうまくいったかをオープンして欲しい。明らかにすることで事業者がどれだけ自信を持って再稼働しようとしているのかが、判明します。 ➤ 東北電力は事故損傷（1 号機を含め）詳細をかくしているのではないか。いわゆる合格は納得できない。	界であったため適切に停止操作を行ったとの報告がなされています。 上記の原子炉停止の後、1 号炉においては、火災の影響により外部電源からの受電が停止したものの、非常用ディーゼル発電機により電源の確保がなされたこと、2 号炉においては、地震に伴う津波の影響により原子炉建屋内等に浸水し一部の系統が機能喪失したものの、原子炉の冷却機能及び使用済燃料プールの冷却機能に影響がなかったことが報告されており、現地の原子力保安検査官が「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に異常がないことを確認しています。 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 10 ページの、「設計基準対象施設」だが、今回の対象のプラントは、東日本大震災で被災した女川原発が対象ということを考えれば、2 号機だけではなく、1 号機や 3 号機の被災状況を精査・分析することが必要ではないか？ ➤ 2011 年 3 月 13 日 2 時頃、宮城県の中で女川だけが桁違い高い（福島中通りよりも高い）毎時 21 マイクロシーベルトという線量になった。福島由来の放射能が原因なら、女川原発敷地境界の各所の計器は、ほぼ同じ値を示すはずであるが、極端にバラツキがあった。ということは、女川原発自身が放射能を漏らしたと疑うのが科学的に当たり前である。なのに、これの検証が、全然なされていない。今年になって何故か突然廃炉が決まった炉が、2011 年 3 月 13 日 2 時頃に放射能漏洩をおこしたのではないか。というのも、その炉の近く（風下）の計器だけが、著しい高線量になったからである。 ➤ タービン動翼の損傷について女川原発では東日本大震災時にタービン動翼に損傷が生じた。動翼が破損配管への損傷が生じれば一次系の外部流出もありうる。実際浜岡原発では腐食によるものとされているが炉心への海水流入が生じている。この審査書にはこの点が評価されておらず不十分である ➤ 女川原発のトラブルで、私が一番印象深いのは美浜原発の配管破断事故後に、女川原発の配管を調べた結果、異物が入っていたり、配管の減肉が激しかったり、啞然とする事態が続々出てきました。もし、美浜原発事故がなかったら、配管や原子炉に異物が入	➤ 同上 ➤ 御指摘のモニタリングポスト指示値上昇について、平成 23 年 3 月 13 日に東北電力より敷地境界放射線量上昇のため原子力災害対策特別措置法第 10 条に基づく通報がなされております。この通報については、平成 23 年に、福島第一原子力発電所第 1 号機で発生した爆発や福島第一原子力発電所と女川原子力発電所との位置関係や気象条件によるものと考えられるとしています。なお、女川原子力発電所から、外部への放射性物質の漏えいに関する報告は受けておらず、現地の原子力保安検査官も「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に異常がないことを確認しています。 ➤ 平成 23 年に女川 2 号炉及び 3 号炉で確認された蒸気タービン動翼の損傷について、東北電力の公表資料によれば、取替又は表面研磨等の手入れを行った後、当該蒸気タービンの健全性を確認していることが示されています。こうした東北電力の保安活動は、原子力規制検査を通じて監視していきます。 ➤ 平成 16 年第 2 回定期検査において確認された異物については、東北電力の公表資料によれば、異物が確認された機器を含め、原子炉圧力容器内部および給水・復水系等の主要機器について幅広く点検調査をし、機器の健全性を確認するとともに、機器の購入

御意見の概要	考え方
ったまま運転していたのかと思うと皆筋が寒くなりました。そして配管に穴が開きました。私たちがその現象を調査し、配管の減肉の原因を突き詰めて、このような配管の管理ではまた配管の減肉が予想され、絶対に穴が開くと対策を求めたにもかかわらず、東北電力は放置したのです。そして私たちの指摘した通り、再び穴が開く事態になりました。東北電力の企業体質、住民のまじめな指摘にこたえられない体質だと痛感しました。 ➤ そもそも2号炉は震災前に配管の不備が発覚した原発で地震動による内部配管のダメージの有無が検証されていない。津波対策だけでは不十分である。 ➤ 3・11からもう9年になろうとしています。女川原発2号機の全ての配管の減肉など調査しているのですか。異物の存在も調査しているのでしょうか。2号機では11回の定期検査を行っていますが、定期検査の業務内容はどのようなものですか。9年間で原子炉全体、すべてを点検したと思うのですが、不具合はなかったのでしょうか。運転をしてから取り返しのつかない事態になるのではないかと不安です。 ➤ 2002年8月、東京電力でシュラウドや再循環配管にひび割れが発生し、シュウドの交換など、国に報告せず行っていたとの「事故隠し」が発覚しました。そして女川原発でも同様のひび割れがなかったか調査が行われ、シュラウドの全周にひび割れがあるこ	時や作業時における異物混入防止対策の改善を図ったことが示されています。また、平成16年に確認された配管の減肉事象については、再発防止対策実施計画の策定、保守管理（配管肉厚管理、配管の交換等）の実施等、女川原子力発電所原子炉施設保安規定に基づき適切に不適合管理がなされていることを保安検査等において確認しています。 異物混入については、他の原子力発電所においても過去に発生しており、各事業者により異物混入防止対策が見直されているところですが、原子力規制検査等を通じて、必要に応じこうした事業者の対応については確認していきます。 ➤ 同上 ➤ 同上 なお、原子力規制委員会は、事業者が各機器の検査、点検を定められた点検計画に基づき適切に実施しているかどうか、施設定期検査等により確認しています。 ➤ 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、ひびの発生の有無、ひび割れがある場合は、定期的にひび割れ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

御意見の概要	考え方
と、再循環配管でも、以前の定検でひびの兆候を確認していたが報告していなかったことなどが続々発覚しました。「応力腐食割れは解決済み」どころか現在進行形の重大な問題でした。再循環配管や圧力容器の配管のノズルを含め溶接部分を徹底的に調査し、根本的な対策を立てるべきです。そうしなければ、重大な冷却材喪失事故がいつ起きても不思議ではありません。 ➤ 2002 年の秋、女川原発 2 号機のシュラウドは全周にひびが入っていることが発見され、それらひびは貫通する可能性もあると東北電力も認めています。 東北電力はタイロット工法という工事を行い、4 本の棒でひびの入ったシュラウドを支え、これまで運転をしてきました。そして安全・保安院も「妥当」と認めてきました。しかし、タイロット工法での対応は女川原発 2 号機以外国内では見当たらず、他の原発ではひびが入ったシュラウドは新しいものと交換してきたのではないのでしょうか。 このひび割れのシュラウドを交換もせず、女川原発 2 号機を規制基準の下でも、動かしていいのでしょうか。取り換えさせるべきではありませんか。 机の上だけの審査でなく、女川原発のトラブルと対応を調べその「妥当性」を検証すべきです。 【原子力防災】 ➤ 何故、住民の「避難計画」を審査の対象としないのか。避難計画の責任は自治体に押し付けられ、およそ実効性のない机上のプランとなっている。	づけています。原子力規制委員会は、これらの設備の健全性評価の結果を確認します。 溶接部については、事業者が規格基準に従い点検範囲及び点検時期を定めて検査を実施しています。原子力規制委員会は、事業者が定められた点検計画に基づき適切に点検しているかどうか、原子力規制検査で確認します。 ➤ 女川 2 号炉の炉心シュラウドについては、旧原子力安全・保安院により、第 6 回定期検査（平成 15 年 5 月 22 日～平成 15 年 12 月 25 日）において、応力腐食割れによるひびが確認されています。当該事象に対しては、東北電力から工事計画が届け出られており、炉心シュラウドとシュラウドサポートの間に炉心シュラウド支持ロッドを取り付けることにより、炉心シュラウドが十分な強度を持つことが確認されています。また、当該工事計画に基づき工事が行われていることが、使用前検査において確認されています。 なお、同様の補修工事については、女川原子力発電所 2 号炉と同様に、他プラントにおいても実施されています。 【原子力防災】 ➤ 原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます。

御意見の概要	考え方
➤ 日本の規制委員会は「避難計画」を審査しないのですか？本当に住民の安全を確保することを再稼働の前提条件とするなら、アメリカのように、周辺住民の避難計画を審査対象とすべきです。	➤ 同上
➤ 規制委員会は、「原子力災害対策指針」を策定していながら、審査では指針に基づいて策定された自治体の避難計画の実効性をまったく検討していない。その理由を規制委員会は、災害対策基本法が、原子力災害時の避難に関しては、地方自治体を中心にした地域防災会議に権限を委ねているからだと説明している。しかし、IAEA（国際原子力機関）で採用されている「深層防護」の考え方によれば、その第5層において、原子力規制機関による緊急時計画等の整備が必要だとされている。短時間で広がる放射能への迅速な対応や、他都道府県にまたがる広域的な避難行動は国が全面的に統括すべきであり、重大事故時に住民の深刻な被曝を回避することができない場合に、規制委員会は稼働を認めない措置をとるべきである。	➤ 同上
➤ もし事故が発生した際の避難方法は十分なのか（道路渋滞、車両の確保、避難場所の確保）	➤ 同上
➤ 万が一の時の避難経路や避難方法が明確ではない。	➤ 同上
➤ 重大事故に備えて福島原発を教訓に事前に周辺住民全員の甲状腺ガン有無を実施すべきである。又、測定地点を決めてセシウム濃度の事前調査を実施して公表すべきである。	➤ 同上
➤ 各地域から提出された避難計画の検証を実施して避難計画の妥	➤ 同上

御意見の概要	考え方
当性を調査して下さい。 ➤ 国は女川原発が稼働した際にどのような重大事故が発生するかを、いくつかのレベルに分類して示し、それぞれのケースについて避難計画の指針を発表すべきである。 ➤ 危険なものだから避難計画が必要。 ➤ 事故が起きたときの避難計画がきちんと作られていないし、訓練もなされていません。 ➤ 事故が起きた時の自力避難手段がない。 ➤ オフサイトセンターが、旧女川高校敷地にあるが、不適切である。過酷事故の際に近すぎて機能が果たせない。なぜ、福島原発の教訓を無視するのか。 ➤ 隣接市町のみが関係自治体のように扱われているが、原子力規制委員会においては、全ての自治体が避難時のマニュアルを作成定着させる方向での働きかけを優先して欲しい。 ➤ 原子炉の事故のために近隣住民の避難が必要な場合に、住民が被ばくしない安全な避難方法が確保されていません。 ➤ 「事故が起きたら地元自治体、地域で対策を考えて、好きに逃げなさい」では、あまりにも無責任である。国家が責任を持たずコミットもしないというのであれば、原子力発電所を保有する各企	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
業は、現在のように立地自治体とその自治体が所属する都道府県との間で協定を結ぶのではなく、住民の安全に直接的に責任を持つ各基礎自治体との間で改めて運転に関する協定を結び直す必要があると考えるか、どうか。そのように制度改正を行わないのであれば国家の責任放棄であろう。 ➤ 事故時に避難計画が必要なものは、再稼動することは許されないと考えます。 ➤ 事故発生時の風向が南東方向からでも避難指定地の栗原市に避難するよう指示するのですか。私は、より線量の低い値へ避難したい。私は家族を守りたい。 ➤ 万が一事故の事も予想し避難するための道路の整備を早急に行ってほしい。 ➤ 訓練は全住民で行うべきである。 【その他関連する御意見】 ➤ 今回の審査では議題になっていないようであるが、2号機と同じ構造になっている3号機についても何ら触れられていないのは疑問である。 ➤ 放射性廃棄物の適正な処分方法等が確立されていない。 ➤ 女川原発が重大事故を起こさずに運転を終了したとしても、処理する方法がない「核のゴミ」を増やすだけである。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 【その他関連する御意見】 ➤ 今回の意見募集は東北電力株式会社女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号炉発電用原子炉施設の変更）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。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 原子力発電によって発生する使用済み核燃料の最終処理についても、課題が解決していません。 ➤ 広大な土地を持つアメリカやロシアは原発事故の地を放棄します。日本に原発事故が起きれば、移住する場所はありません。 ➤ 原発を動かすことにより温排水で海水の温度を上げることは地球温暖化にもつながると思います。原発に寄らない安全な発電技術を推進してください。 ➤ 日本は地震が多いので、原発に代わる自然エネルギー開発に切り替えていくべきです。 ➤ 福島でクローズアップされているのが、甲状腺がん、白血病の急激な患者増加です。実際の医療データを開示し、宮城県民に賛否を問うべきです。 ➤ 水素爆発もあるような恐ろしい原発はなくとも電気はつくれます。福島の二の舞を女川原発ではゴメンです。 ➤ 特に被災時での汚染水の海上及び大気への放出によるセシウム、トリチウム等による人命・環境破壊は、その後核廃棄物処理場となり、隣接する自治体・地域・全体を不毛の地になってしまいます。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 堅固に作られたはずの防潮堤や鉄筋コンクリート製の建物が何百何千と崩壊したではありませんか？人間が安全と思っても全く外れたではありませんか？ ➤ テロ対策や住民の避難、汚染の対策など問題は山積。そのうえ原発業界は隠蔽、技術不足、データ改竄など住民の生命を守ることが第一に考えていません。 ➤ 災害や事故等で放射能がまき散らされることが恐怖です。 ➤ 福島原発事故による被害状況は広範に深刻に存在しております。事故の責任を東電も政府も誰ひとり取っておりません。 ➤ 「廃炉」に莫大な金と時間がかかる。 ➤ 立地自治体への補助金・交付金漬けの弊害である。 ➤ なぜ「女川町」と「石巻市」それに県のみでよしとするのか。少なくとも、県内すべての自治体の判断を必ず求めるべきです。 ➤ 女川原発再稼働の是非を問う県民投票条例制定を求めた署名は、11万人にのぼりました。同条例案は県議会で自民・公明が否決しましたが、住民の声を真剣に受けとめるべきです。 ➤ 女川原発の再稼働は急ぐべきでなく、広範な県民の意見を「住民投票」など含めて行ってから、その結果により判断すべきと考えます。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
➤ 委員等の指示により宮城県の課長が女川原発 2 号炉に査察を行った際、テレビ放送で東北電力女川の仮線量計が 0.000 を示していたことにひとつもふれていない。 ➤ 茨城は地震が多く 30 年間で 90%の確率で地震が起こる。危ない防潮堤 23mを立ててもそれ以上の津波がきたら防げない。首都圏に近く、原発付近の住人が多い茨城県 96 万人を避難させるのは難しい。 ➤ 2011 年 3 月、女川原発のオフサイトセンターの被害写真を初めて見たときの衝撃をいまだに忘れることができません。	➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上