2018 年 8 月 13 日版

日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書案についてのパブリック・コメント文例

ここに列記した意見文例は、原子力市民委員会の原子力規制部会および原子力規制を監視する市民の会のアドバイザリーグループ、プラント技術者の会、NPO 法人 APAST のメンバーの意見をとりまとめたものです。

多くの方に活用して頂ければ幸いです。

東海第二原発　パブコメ意見：Ⅰ　はじめに、Ⅱ　発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力（p.1～9）

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	Ⅰ　１．本審査書の位置付け／p.1	【滝谷紘一意見】 １．（１）項において、本審査書は「技術的能力に係る規定」への適合性のみ取りまとめた旨の記載があるが、「経理的基礎があること」の審査結果も記載して、パブリックコメントにかけることを求める。 その理由は、原子炉等規制法第４３条の３の６には、「発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。」に適合しているときでなければ設置（変更）許可をしてはならない旨記されている。パブリックコメントにかける審査の結果から「経理的基礎があること」を除外していることは、片手落ちである。 東海第二発電所の場合、日本原電は 2011 年の東日本大震災以降、保有する原発が１基も稼働しておらず、再稼働にあたっての経理的基礎が失われているのが現状であり、規制委員会は過去の借り入れにおいては、取引銀行から受電電力会社による債務保証が融資条件とされていたことから、日本原電に対して借入れによる調達の見込みが確認できる書面を示すように求めた。東海第二発電所の受電電力会社である東北電力と東京電力は資金支援を行う意向を表明した書面を提出したので、規制委員会は設置変更許可申請に係る工事に要する資金のうち、借入金による調達の見込みがあることを確認した、と述べている（＊）。しかし、ここに重要な問題がある。福島原発事故を起こし、実質国有化によって救済された東電が、他社の原発再稼働を資金的に支援することは許されることではない。東電は国からの支援資金を福島原発事故の被災者への補償、環境汚染対策、廃炉作業など自らやらなければならないことに費やすべきであり、他社の再稼働支援に使うことはもってのほかである。 （＊）原子力規制委員会（平成 30 年 7 月 4 日）資料 1-1【別紙１】「東海第二設置変更許可申請書の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について（案）」
2	Ⅱ　２．技術者の確保／労働契約／p.5	【筒井哲郎意見】 重大事故時や武力攻撃、意図的な航空機の墜落などの時には、多数の作業員が放射線量の高い環境の中で、過酷な作業に従事しなければならない。そのような作業は、警察・消防・自衛隊など生命の危険を伴う作業と同等である。そういう職業に従事する人々に対しては特別の労働契約が必要である。そのような労働契約を行わない状態では、審査内容に実効性はない。 ［理由］ 福島第一原発事故の際に、多くの作業員が吉田所長の意図に反して福島第二原発へ避難するという出来事があって混乱が見られた。それは、重大事故発生を想定しない作業条件であったからである。現在の規制は重大事故対処を全面的に電力会社運転員に要求している。労働安全衛生法第２５条には、「事業者は、労働災害発生の急迫した危険があるときは、直ちに作業を中止し、労働者を作業場から退避させる等必要な措置を講じなければならない」と規定している。また、それを補完する通達（昭 47.9.18 基発第 602 号）には、「本条は事業者の義務として、災害発生の緊急時において、労働者を退避させるべきことを規定したものであるが、客観的に労働災害の発生が差し迫っているときには、事業者の措置を待つまでもなく、労働者は、緊急避難のため、そ

		の自主的判断によって当然その作業場から退避できることは、法の規定を待つまでもないこと」と記載されている。原発の重大事故対処作業として審査書の中で想定されている労働条件はまさしくこのような環境であり、通常のプラント運転に係る労働条件とは格段に異なる。当然現場の労働契約を改めなければ審査書が予定している重大事故対処作業は実現不可能である。
3	II　4．品質保証活動体制／pp.6-8	【川井康郎意見】 品質マネジメントシステム（QMS）を中心とした社内体制の構築を行なうこと。 ［理由］ 検証・確認の対象が品質保証であることに国内外の動向からの決定的な遅れを感じる。産業界では 2000 年に改定（現在は 2015 年版）された ISO9001「品質マネジメントシステム（QMS）」を中心に据えて、マネジメントシステム自身の不断の改善を求めている（代表的なツールが PDCA サイクル）。品質管理(QC)、品質保証（QA）等の活動は QMS の一環としてマネジメントの対象となるべきものである。現状の「品質保証活動体制」を「品質マネジメント体制」の構築として、社内 QM 体制の全面的な見直し、組み立てと、それに見合った ISO 基準を始めとする国際基準に合致した QM 関連文書の改定・整備が必要である。

東海第二原発　パブコメ意見：III　設計基準対象施設（p.10～134）

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	III-１　地震による損傷の防止（第４条関係）／p.10	【滝谷紘一意見】 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低下していることを規制委員会に報告した。（参考資料：第 430 回適合性審査会合資料 1-3　東北電力「女川原子力発電所２号炉　東北地方太平洋沖地震等に対する応答性状を踏まえた原子炉建屋の地震応答解析モデルの策定概要について」2017 年 1 月 17 日） 規制委員会は、このような女川２号機で得られた知見を踏まえて、東海第二発電所に関して東北地方太平洋沖地震による損傷個所の補修計画の実施状況、補修効果による耐震特性への影響評価などについて綿密に審査すべきである。耐震特性への影響評価の一例として、もし女川２号機におけるような原子炉建屋に顕著な剛性低下があれば、設置変更許可申請書添付書類八に記載されている基準地震動に対する各種床応答スペクトルは妥当性がないことになる。

2	III-１　地震による損傷の防止（第４条関係）／p.10	【滝谷紘一意見】 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。 （１）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。 （２）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）。第５条（津波による損傷の防止）に明記されている「本震及び余震の影響の考慮」について、第４条（地震による損傷の防止）に明記されていないことは、条文間での不整合を示すものである。 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 2 年余り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すると、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、従って東海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、末尾の参考文献で指摘したように、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。 ○参考文献：滝谷紘一「繰り返し地震を想定する耐震基準改正を求める」『科学』Vol.86、No.12（2016 年 12 月号）、1205～1210 頁
3	III-１．１　基準地震動／４．基準地震動の策定／（１）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動／p.22	【滝谷紘一意見】 基準地震動が過小評価になっているおそれがあり、最大水平加速度を少なくとも国内原発での既往最大記録値である 1700 ガルにすることを求める。 その理由は次のとおりである。 地震学者の石橋克彦・神戸大学名誉教授は、「現在の地震科学では将来が正確に予測できると思うほうが余程「非科学的」なのである。」「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に関して、「本質的に不可知であることを考えれば、日本全国の原発において、基準地震動の最大加速度は少なくとも既往最大の 1700 ガルにすべきである。私たちの地震現象の理解がまだ不十分である

		ことを謙虚に受け止め、原発に求められる最大限の安全性を追求すべきである。」と指摘している。なお、この 1700 ガルの値は、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 1699 ガルだったことが、原子炉建屋最下層の地震観測記録から東京電力によって推計されたことに基づいている。 今般、東海第二発電所用に日本原電が策定して規制委員会が容認した基準地震動は、最大水平加速度が Ss-22 で 1009 ガルであり、1700 ガルより過小になっている。 私たちは、深刻な事態を招く「原発震災」について福島原発事故の発生以前から警鐘を鳴らしてこられた石橋克彦氏の提言をないがしろにすることなく真摯に受け止めるべきである。 ○参考文献：石橋克彦「原発規制基準は「世界で最も厳しい水準」の虚構――大飯原発運転差止判決が迫る根本的見直し」『科学』Vol.84、No.8(2014 年 4 月号)869～877 頁
4	III-１．１　基準地震動／４．基準地震動の策定／（１）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動／p.22	【筒井哲郎意見】 基準地震動として、採用された最大加速度（水平方向）1009 ガルでも、すでに原子炉圧力容器スタビライザの強度は限界にある。しかも、東海第 2 原発は老朽化しており、かつ被災原発である。このような限界状態にある原発は直ちに廃炉にすべきである。 ［理由］ ストレステスト（一次評価）の結果報告書によると、基準地震動を 600 ガルとした場合に、「炉心損傷直結」に至る「原子炉圧力容器スタビライザ」の「耐震裕度」は 1.73 と評価されている（同報告書、p.5-1-10）。つまり、クリフエッジ（耐震限界）に相当する地震動は 1038 ガル（=600 ガル×1.73）である。この度採用された基準地震動は 1009 ガルであって、その余裕は 1.03 倍でしかない。しかも、この計算は、材料が新しくかつ設計・製作誤差がない場合の破断強度に基づいた評価である（材料強度が規格値であるか、またはミルシート値であるかは不詳）。建設後 40 年を経ており、かつ東日本大震災を被災した原発であることを考慮すれば、安全性が保障されていない原発といわなければならない。ほかにも余裕のない部位は、主蒸気配管（裕度 1.80）、原子炉冷却材再循環系配管（同 1.77）、低圧炉心スプレイ系配管（同 1.88）、残留熱除去系配管（同 1.80）、炉内建造物（同 1.74）、原子炉圧力容器（同 1.89）などがある。
5	III-１．３　耐震設計方針／１．耐震重要度分類の方針／p.23	【滝谷紘一意見】 設置変更許可申請書添付書類八に記載されている耐震重要度分類には明らかな誤りが１点ある。規制委員会がこれを容認していることは審査の瑕疵である。これらが修正されない限り、設置変更許可は無効である。 具体的箇所は次のとおりである。 非常用取水設備（設計基準対象施設計）を構成する設備のうちのスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもが C(Ss)クラスとされていることは誤りであり、本来は 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。Cクラスとされていることは不合理である。 　なお、先んじて実施された柏崎刈羽６、７の審査書案に関するパブリックコメントにおいて提出された同趣旨の意見に対する「規制委員会の考え方」では、「非常用取水設備のうち補機冷却用海水取水槽は、原子炉補機冷却海水系の海水ポンプ（以下、単に「海水ポンプ」という。）を支持 し、また、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、海水を取水し海水ポンプへ導水するため の流路となる構造物です。これらの設備は、地震によるひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず、Ｓクラス設備である海水ポンプの機能を損なわないよう適切な許容限界を設定する方針とした上で、耐震クラスはＣクラスとすることを確認しています。加えて、基準地震動に対して海水ポンプの支持機能を損なわないこと及び機器の冷却に必要な流量を確保できる設計とすることを確認しています。」との回答がなされた。 　しかし、この「規制委員会の考え方」は論点を外した不合理な回答である。なぜならば意見の理由では、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るから、S クラスに該当すると述べているのに対して、これらの機能を「海水ポンプの機能を損なわないよう適切な許容限界を設定する方針とした上で、耐震クラスはＣクラスとすることを確認しています。」とする回答には、Ｓクラスでなくて Cクラスでよいとする根拠は何も述べられていない。 　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。 　このような経緯を踏まえて、以下を質問する。 　崩壊熱除去に不可欠な非常用取水設備がＳクラスでなくて Cクラスでよいとする根拠があるのか。あるのであれば、それを示されたい。
6	III-１．３　耐震設計方針／４．荷重の組合せと許容限界の設定方針／p.30	【後藤政志意見】 規準地震動による地震力と設計基準事故時に生じる荷重の組み合わせ 　原子炉格納容器においては、地震による荷重は、地震動による揺れに加えて圧力抑制プールのスロッシングによる動的荷重が加わるが、設計基準事故（LOCA）による水力学的動荷重が同時に加わった場合の評価をすべきである。また、重大事故時に蒸気と共に、非凝縮性ガスが大量に出ることで、格納容器が過圧・過温状態になるが、余震等による地震力やスロッシングによる荷重を同時にかかるものとして評価をすべきである。 ［理由］ 　地震の発生と LOCA の発生か重なる可能性は小さいとして評価しないことは、①放射性物質を閉じ込める原子炉格納容器の機能の重要性を考慮していないこと。②地震とそれに伴う LOCA（配管破断等）は同時に発生しやすい事象であることを考えていない。③LOCA は、地震より若干遅れて発生するが、熊本地震で起きたように、極めて大きな余震が繰り返し発生することが明らかになった以上、地震と LOCA の発生確率による荷重組み合わせは見直すべきである。また、重大事故時に格納容器の圧力・温度が限界状態になっている時に、余震による地震力やスロッシングによる荷重が加わる場合の評価はしておくべきである。

7	III-２　設計基準対象施設の地盤（第３条関係）／３．地盤の変形／pp.37-38	【井野博満意見】 「審査書（案）」pp.37-38 には、地震により地盤の変形が起った場合にも「安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする」ことを求めている。ところが規制委員会が確認したのは、「安全機能が損われるおそれがない地盤に当該施設を設けることとしている」ことだけであって、安全機能が損なわれるおそれがないとどのようにして判断したのか、具体的に述べていない。さらに、「審査の概要（案）」p.12 には、「安全機能に影響を及ぼさないよう適切な対策を構ずるとしていることから、新規制基準に適合していることを確認。」とある。「対策を講ずるとしていれば適合している」とは、あまりにもひどいのではないか。
8	III-３．２ 耐津波設計方針／３．津波防護の方針／（５）水位変動に伴う取水性低下(2)津波の二次的な影響／c. 取水口付近の漂流物／エ.／p59	【菅谷智樹意見】 「燃料等輸送船等は、津波警報等発表時に緊急退避するため漂流物とならない。」とあるが、地震時の護岸への衝突による損傷等を考慮すると、いかなる場合も津波襲来までに緊急退避が完了するとは言い切れないのではないか？
9	III-３．２ 耐津波設計方針／４．施設または設備の設計方針／（２）浸水防止設備の設計／p.64	【後藤政志意見】 水密扉の手動操作 「水密扉について津波の襲来時に確実に閉止できる手順を整備することにより入力津波に対して浸水防止機能を維持できる設計すること」としているが、地震発生後、津波襲来までの時間的な余裕が明らかでないため、水密扉を人の手で閉止するとすることは、危険側の判断であり、容認できないと考える。 ［理由］ 津波が敷地に流入することを防止するための、放水路ゲートは電動駆動式と自重降下式として、多様性及び独立性を確保している（p.62）。同じ津波の侵入を防ぐための水密扉が人の手で閉めるというのは、（１）地震から津波までの時間が短い可能性があり、人が閉めるのは間に合わないことが危惧される。（２）同じ理由により、津波が襲ってきた時に、人が扉を閉めに行くこと自体が極めて危険である。東北地方太平洋沖地震で、防潮堤の水門を閉めに行った消防団員が津波で殉職している。新規制基準において、人の手による対策を随所で認めているが、基本的に人の手による対策はできる限り避けるべきである。なぜなら、人は柔軟に対応できる利点もあるが、非常時に役割を果たすこと（例えば、たまたま体調が悪くなることもあるし、精神的に追い込まれて誤ったことをする可能性も否定できない）ができるとは限らないことも想定される。規模の大きなシステムで、安全を確保するために人に依存することは、信頼性の観点から避けるべきである。
10	III-４．２．２　火山の影響に対する設計方針／５．降下火砕物による影響の選定／p.78	【滝谷紘一意見】 規制委員会の 2017 年 7 月 19 日会合で火山灰の影響評価に用いる火山灰濃度をそれ以前の 100 倍規模に引き上げる方針が決定された。これは、非常用ディーゼル発電機のフィルターの基本設計にかかわる重要な方針であり、この決定にもとづく火山灰濃度の影響評価の審査がなされて当然であるにもかかわらず、それがなされないまま審査書案が出されたことは不作為である。規

		制委員会の怠慢を示すものである。審査のやり直しを求める。 　なお、先んじて実施された柏崎刈羽６、７の審査書案に関するパブリックコメントにおいて提出された同趣旨の意見に対する「規制委員会の考え方」では、「御指摘の気中降下火砕物濃度の影響評価については、今後、改正後の規則等の規定に基づき、保安規定変更認可に係る個別の審査において確認することとしており、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉についても、気中降下火砕物への対策について、運転開始までに対策が適切に実施されることを確認することとなります。」との回答がなされた。 　しかし、火山灰の影響評価を保安規定変更認可で行うことには妥当性がない。設置変更許可審査で行わないのであれば、フィルターの詳細設計に関わることとして工事計画認可の審査で行うべきである。また、保安規定変更認可審査は、設置変更許可審査及び工事計画認可審査より公開情報量が格段に少なく、審査の透明性に欠けることも大きな問題点である。
11	III-４．２．２　火山の影響に対する設計方針／７．降下火砕物の直接的影響に対する設計方針／p.80	【後藤政志意見】 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針 　「降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設（外気を取り入れた屋内の空気を取り込む機構を有する施設を含む。）については、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とすることとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計している。また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。」としているが、大量の降下火砕物が非常用ディーゼル発電機の空気取り入れ口のフィルタを目詰まりさせてしまった場合に、フィルタを「取替え又は清掃が可能とする設計」とすることでは、事故対応として不十分であり、不適切である。 ［理由］ 　非常用ディーゼル発電機は大量の空気を取り入れる必要があり、火山による降下火砕物（いわゆる火山灰）が空気取り入れ口のフィルタを目詰まりさせてしまう可能性は極めて高い。火山の噴火という非常事態に、フィルタが目詰まりしたら人の手で交換するなどといったやり方を事故対策とすることは、その信頼性等と重要性からみて余りに非常識である。火山の噴火による火山灰が、航空機のジェットエンジンを止めてしまう事態は過去に起こっており、仕組みとして人手によらない対策をすべきである。こうした、極めて不確かな対策を認めること自身が、審査基準として誤っている。
12	III-４．２．５　その他の人為事象に対する設計方針／p.93	【後藤政志意見】 航空機落下を確率計算で評価対象外にすること 　「Ⅲ－4.2.3 外部火災に対する設計方針」において考慮すべき外部火災において「航空機落下火災による熱影響等並びに二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を考慮する」（p.83）としているが、航空機落下で最も厳しい事象は、原子炉建屋やタービン建屋への航空機の直撃であり、火災を含むその他の影響より安全上はるかに影響が大きいので、航空機の直撃による建屋や格納容器、使用済燃料プール等の評価すべきである。しかるに、「Ⅲ－4.2.5 その他人為事象に対する設計方針では、飛来物（航空機落下）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価において（平成 14・07・29 原院第 4 号）」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、発電用原子炉施設は約 8.5×10^{-8} 回／炉・年、発電用原子炉施設（使用済燃料乾式貯蔵建屋

		を除く。以下本節において同じ。）から物理的及び機能的に独立して設置されている使用済燃料乾式貯蔵建屋は約 6.1×10^{-8} 回／炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 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がない。」としているが、直接評価をせずに確率を計算して評価対象から外すことは、ことがらの重要性からみて妥当ではないと考える。 ［理由］ 「航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年となる範囲が設定されている。当該落下確率の評価に当たっては、対象となる飛行範囲における落下事例のない航空機についても、全国における落下事故の発生件数等から保守的に落下確率を算定していること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を想定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認した。」（p.89-90）としているが、これほど細かく火災の影響を評価しているのに、航空機が直接、建屋等へ落下する確率は小さいので無視することがどうして妥当なのか。防護設計の要否判断の基準 10^{-7} 回／炉・年が H14 年当時の基準で果たして現在も妥当なのか疑問が残る。また基準は妥当だとしても発電用原子炉施設の落下確率、約 8.5×10^{-8} 回／炉・年は、基準値 1 に対して 0.85 相当であり、使用済燃料乾式貯蔵建屋も 0.61 という基準値に近い値である。これらの落下確率は航空機の路線等をモデル化して求めた結果のばらつきの大きいもので、1 桁以上、少なくとも倍、半分程度の幅のあるものと考えるべきものである。航空機落下は、曖昧な確率で評価することをやめて、直撃した場合の構造強度評価とその二次的影響を評価するべきものである。航空機の直撃を意図的に無視して、施設周辺への航空機落下による火災影響評価だけを詳細にやっているが、茶番である。また、航空機の直撃を考慮すると、火災の影響評価も大きく変わってくる。恣意的な確率に基く評価は、ことの重大性から考えて許されるものではないと考える。
13	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）／p.95	【菅谷智樹意見】 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、悪意あ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ある。このような形式的な措置だけで実行性ある対策が可能であろうか。
14	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）／３．／p.96	【菅谷智樹意見】 情報システムの外部からのアクセス遮断だけでは、悪意ある人の現場での不正アクセスが防げるとは言えない。現場での不正アクセス対策の追加が必要である。
15	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．／p.96	【菅谷智樹意見】 「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。」とあるが、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、明記すべきと考える。 また水中ドローンによる爆発物持込みは、制限もあ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、明記すべきである。

16	III-６　火災による損傷の防止（第８条関係）／「火災の発生防止に係る設計方針」の中のケーブル難燃化問題／pp.98-100	【川澄敏雄意見】 審査書案の 98 頁から、火災発生防止の観点でのケーブル難燃化問題と代替措置：複合体化などについて記されているが、極めて不十分な誤った評価であると考える。 日本原電はこれまで、「東海第二発電所内のケーブルの難燃化率は 52%」とし、あたかも、半分以上は難燃化するかのように説明してきた。だが、「原電によると、安全機能を持つ設備につながるケーブルは長さが約 400 キロあり、約 80 キロは既に難燃ケーブルを使用。残り約 320 キロのうち新たに約 120 キロを難燃ケーブルに交換し、残り約 200 キロは防火シート工法での対応を想定」（「茨城新聞」2017 年 7 月 21 日）、「総延長千四百キロに及ぶケーブルの四割弱を燃えにくいケーブルへ交換し、ほかは防火シートなどで覆う」（「東京新聞」2018 年 7 月 4 日）との報道をふまえ、ケーブル総延長の 1400km の難燃化率が 40%と仮定した場合、その内訳は、下記のとおりとなる。 （１）「非安全系」のうち、難燃性になっているもの：約 360km：25.7%、（２）同じく、非難燃性のまま何もしないもの：約 640km：45.7%、（３）「安全系」のうち、「複合体」にするもの：約 200km：14.3%、（４）同じく、難燃性にするもの：約 200km：14.3% 以上のような事実をふまえ、問題点を指摘したい。 問題点（１）「火災発生防止」という観点から、ケーブルの延焼性が問題とされてきた事からすると、非安全系であっても、発火すれば原子炉建屋内に広く延焼することも十分にあり得る。火炎は、安全系／非安全系を選ばない。「安全系のみを対象にすれば良し」と言うのが誤っている事は、第 411 回の審査会合(平成 28 年 10 月 27 日)で、規制庁・山田知穂審議官が「安全機能がある、ないではなくて、安全機能があるものは、火災によって機能喪失をしないので、安全機能がないものでも、それが安全上必要な設備に影響を及ぼす場合については、対策をとっていただく必要はあるということになります」（公式議事録のママ）が指摘しているとおりである。日本原電は、「もちろん、影響するようなところは一緒に取替えないといけないと思ってはございます」と応じているが、この言明がどのように具体化されたのか不明である。 全体の約 46%が、燃え易いケーブルのまま残されると言うのは、大きな問題である。因みに、東海第二発電所の後に建設された原子力発電所においては、安全系／非安全系の区別無しに、基本的に難燃性ケーブルが使われている。 問題点（２）「非安全系は難燃化義務対象外」とされている結果、危険と考えられる代表格のＯＦ（Oil Filled）ケーブルが残される事になる。 このＯＦケーブルは、2016 年 10 月、東京電力が火災事故を発生させたものと同型で、高圧電力を送るためのもので、通電する銅製の導体の内側に絶縁のための油が流れるパイプがあり、電線の外側には油を染み込ませた紙が何重にも巻かれ、漏電を防ぐ構造となっている。東京電力は、ＯＦケーブルは維持管理に手間がかかり、劣化による漏電の危険もあるため、油を使わないケーブルへの切り替えを進めているが、一般的に言われる耐用年数 30 年を過ぎ 35 年間も使用していたことが問題視された。東海第二発電所のケーブルは、それよりもはるかに旧く、敷設後 40 数年経っているものと推測される。 経産省は同年 11 月に、東電はじめ電力会社にたいし対策指示文書を発している。ただし、送電業務を持たないという理由なのか、日本原電については除外されている。原発については、規制委員会が指示して然るべきものである。

		日本原電は住民説明会において、「外部電源の受電回路にＯＦケーブルを使用している。だが、安全上、重要な機器に接続していないので、すぐに交換することは考えていない。地下に敷設しているので、類焼しない」と答えたが、このような危険で耐用年数が過ぎているケーブルの継続使用を、認めることはできない。 問題点（３）　代替措置としての「複合体化」によって生じかねない逆効果について、全く検討されていない。 例えば、「防火シートで空気が遮断されるか、あるいは少ない状態であっても、防火シートを通してケーブルが加熱され、被覆材が熱分解を始める（燻焼のような現象）、条件次第では、例えば、ケーブルが多数、密に束ねられた状態では熱分解熱が蓄積され、火炎による加熱が無くなっても、蓄熱により熱分解が持続され、火災はケーブルを伝わって拡がり、消火が極めて困難となる。しかも、熱分解温度（炭化温度）が高くなると、熱分解残滓は電気の良導体となり、短絡を引き起こす可能性がある」という指摘があるが、このような逆効果について真剣な検討がなされたようには見受けられない。
17	Ⅲ-６　火災による損傷の防止（第８条関係）／「火災の発生防止に係る設計方針」のなかでケーブルの機能の健全性確保の検討について／p.98-100	【川澄敏雄意見】 審査書案の 98 頁から 100 頁に、火災発生防止の観点から、ケーブルの難燃化問題と代替措置としての複合体化などについての評価が記されているが、ケーブルについては、火災発生防止の観点のみならず、本来有している機能の健全性が確保されるのかという観点での検討が極めて不十分と考える。 問題点（１）平成 29 年８月 22 日に茨城県が開催した東海第二原発安全性ワーキングチーム会合で、「防火シートの中で温度が上がり、被覆が溶けるかもしれない」との委員からの指摘にたいし、日本原電は「一つのケーブルトレイに火災が発生した場合においては、そこのケーブルトレイにおいては、恐らく機能確保はできないだろうと考えております」と回答している。 この１点だけとっても、ケーブルがもつべき機能の健全性が喪失してしまうという点において、審査書案が言う「難燃ケーブルを使用した場合と同等以上」という効果は無いと考える。 問題点（２）ＯＦ(Oil Filled)ケーブルが、「安全上、重要な機器に接続していない」という理由で、そのまま残される事になっている。ＯＦケーブルは外部電源を受電している部分に使用されているものであり、このケーブルが老朽化によって焼損するか、または焼損に至らずとも何らかの原因によって、機能が失われる様な事があれば、即、「全外部電源喪失」という事態に至る可能性が大きい。 日本原電は住民説明会において、「外部電源の受電回路にＯＦケーブルを使用しているが、安全上、重要な機器に接続していない」と主張した。だが、非常用電源を備えているからと言って、外部電源の重要性を否定する事はできない。これは、審査書案の 131 頁で、「(3)電線路の物理的分離」の必要性が強調されている事からも明らかである。 外部電源の全遮断につながる可能性が大きい回路に耐用年数が過ぎているＯＦケーブルを使用し続けるのは、ケーブルとそれに付随する発電所機能の健全性喪失という面から見ても、大きな問題であり、認めることはできない。
18	III-６ 火災による損傷の防止（第８条関係）／３．火災の発生防止に係る設計方	【菅谷智樹意見】 「難燃性能はもとより、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性を実証実験で確認する」とあるが、ケーブルの放熱や許容電流についても確認する必要がある。

	針／（２）安全機能を有する機器等における火災の発生防止／p.100	ケーブルの許容電流を計算する際には、配線の敷設状態による放熱具合の違いを低減率を用いて計算する方法が一般的で、この低減率は、通常、最も厳しくて 0.3 程度であるが、本複合体の場合、敷設状態が最も厳しい条件より更に悪くなるので低減率も更に厳しく見積る必要がある。
19	III-７　溢水による損傷の防止等（第９条関係）／１．溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針／p.111	【菅谷智樹意見】 「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」としているが、冷却材喪失と溢水が同時に起きないとは言えないのではないか。
20	III-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／p.123	【菅谷智樹意見】 「格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッダは、全周破断を仮定したとしても、冷却機能、安全機能を維持でき、多重性は必要ない」としているが、早急に運転を停止して復旧する必要があり、それが確実にできるかどうかは故障の態様如何による。これは余りに楽観的な前提ではないか。
21	III-１２ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）／p.125	【菅谷智樹意見】 「使用済燃料貯蔵施設（乾式キャスクを除く。） における重量物の落下時にも貯蔵施設機能が損なわれない設計」とあるが、乾式キャスクが、燃料プール上空を通過する限り、除外して良い理由はない。
22	III-１４ 安全保護回路（第２４条関係）／１．／p.128	【菅谷智樹意見】 「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」とあるが、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)であったりしては意味がないので、実効性まで含めて確認すべきである。

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	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	【滝谷紘一意見】 本章全体を通して、諸計算コードを用いた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。 その理由は次のとおりである。 福島原発事故以前の設置（変更）許可審査においては、設計基準事故に関する申請者の解析結果の妥当性を定量的に判断する科学的に厳密な方法として、規制機関が申請者とは別の解析コードを用いて同じ事故ケースを解析し、結果を綿密に照合するクロスチェック解析を導入していた（解析対象ケースは抜き取り）。しかし、過酷事故を評価対象に加えることになった規制委員会による新規制基準適合性審査（設置変更許可審査）になってからは、クロスチェック解析がまったく実施されておらず、今般の審査書案にも申請者の解析結果を妥当と判定する客観的で定量的な裏付けは何ら示されていない。過酷事故の物理化学現象は、設計基準事故よりも複雑、多岐にわたるので、過酷事故解析コードの精度は未だ確立されたものではない。過酷事故に関するクロスチェック解析の重要性は設計基準事故に関する以上に大きい。 （旧）原子力安全基盤機構は米国 NRC が開発した過酷事故総合解析コード MELCOR を導入して過酷事故のクロスチェック解析用に整備していた。原子力規制庁はその MELCOR を用いて PWR と BWR の過酷事故に関わる重要事象の分析研究（＊）を行っている。過酷事故のクロスチェック解析用に国の予算を使って解析コードを整備、運用しておきながら、実際の審査においてクロスチェック解析をしないことはまったく理が通らない。 （＊）BWR については、NTEC-2016-2001　原子力規制委員会 NRA 技術報告「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析（BWR）」（平成 28 年 3 月） 付言すると、この技術報告の内容は、事業者が使用する過酷事故総合解析コード MAAP による解析結果との照合は何もなされていないので、クロスチェック解析に相当するものではない。 なお、先んじて実施された柏崎刈羽６、７の審査書案に関するパブリックコメントで提出された同趣旨の意見に対する「規制委員会の考え方」は、それ以前の PWR 審査書案に関するパブコメ意見への回答を踏襲したものであり、クロスチェック解析の実施要求にまともに答えることのない不誠実なものであった。その「考え方」には、「「NRA の解析」が申請者の解析コードによる解析結果と同様の傾向であることを確認した」とあるが、「同様の傾向の確認」は、意見で実施を求めているクロスチェック解析ではない。クロスチェック解析は、「傾向」ではなくて、「定量的値」を比較して検証することであり、規制委員会はこの点の基本的認識をしていただきたい。

2	IV-１．１　事故の想定／１．申請内容／（２）運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故／(2)格納容器破損モードの抽出／3) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発／p.143	【高島武雄意見】 福島第一原子力発電所2号機では，圧力容器を破損させるほどの水蒸気爆発かもしくはそれに近い激しい現象が起こっており，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． ［理由］ 福島第一原子力発電所2号機では，(1)3月14日の22:50頃と，(2)3月15日12：00頃の2回FCIがあり，圧力容器を破損させるほどの水蒸気爆発かもしくはそれに近い激しい現象が起こっていたことが推測される． 審査書案[1]によれば，「格納容器破損モードに分類されない2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）及び3 つの破損モード（早期過圧破損（未臨界確保失敗時）、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び過圧破損（崩壊熱除去失敗））については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されていること。(p.144)」とされている．このことは，事実上，圧力容器内では水蒸気爆発は起こらないとしているに等しい． 確かに，炉内での水蒸気爆発は起こりにくく，むしろ TMI-2 事故のように溶融プールが形成され，その後圧力容器ごと落下するの可能性が懸念されてきた．このような落下は，炉外での重大な水蒸気爆発の発生の危険性が増大すると考えられるからである[2]． ところが，国会事故報告書（書籍版[3]では 168 ページ． Web 版[4]では 176 ページ）には，次のような記述がある．すなわち，2011 年 3 月 15 日 12：00 頃「D/W 圧力低下の直後，原子炉圧力と D/W 圧力に同期した鋭いピークが出現している．原子炉圧力は急降下から一転，減圧前と同じ 0.65MPa[g]まで急上昇したが，その直後に再び急降下している」．そして，この現象の原因は「この原子炉圧力の急上昇及び急降下は，短時間に大量の水蒸気発生が原子炉内であったこと」によるとしている．さらに「原子炉内での蒸気の大量発生は，溶融炉心が原子炉圧力容器底部にメルトダウンし，原子炉圧力容器底部に残存していた冷却水と溶融炉心が接触したことによるものと推定される」と，溶融燃料-冷却材相互作用（FCI：Fuel Coolant Interaction)があったであろうとしている． 田辺[5]によれば，2 号機では，3 月 15 日 12:00 頃の時点では，メルトダウンによっていったん破損した圧力容器の底部穴が塞がれた状態で，大規模なメルトスルーが起こっていなかった状態とされている． そして，国会事故報告書では，続けて「その結果，原子炉圧力容器の底部にも比較的大きな新しい破損が発生したと推定される」と，この時の FCI が，圧力容器を破損させるほど激しいものであったとしている．つまり，この現象は水蒸気爆発そのものであったと認めているに等しい．国会事故調では，この時の「接触」に伴う現象によって圧力容器底部が破損したのではないかと「推定」している． この時の炉内条件は，炉内圧力が 0.25MPa[gage]（測定値），炉心温度は約 2800℃（推定値），水位が TAF マイナス 1300mm（測定値）．この時，圧力容器底部の水は，外部から注入された海水であり，サブクール度が大きいと推定される．注水量は約

		30m³/h とされている[6]．つまり，運転時の圧力，水温と全く異なり，水蒸気爆発が起こりうる条件になっていた．水蒸気爆発が起こっても何ら不思議ではない． なお，2 号機の挙動解析については，熱力学モデルに基づいて解析を行った円山重直（東北大，現在，八戸高専）の報告書[7]でも，3 月「14 日 22 時 50 分頃 RPV 内で小規模な水蒸気爆発が発生し，RPV に等価直径 21ｃｍ以上の破損分が発生したと推定される」と結論付けている．国会事故調の報告書とは異なる時間の現象であるが，水蒸気爆発の発生を推定した部分がある． 以上の検討・解析結果から，沸騰水型原発である福島第一原子力発電所 2 号機では，(1)3 月 14 日の 22:50 頃と，(2)3 月 15 日 12 : 00 頃の 2 回 FCI があり，圧力容器を破損させるほどの水蒸気爆発かもしくはそれに近い激しい現象が起こっていたことが推測される． 以上の点から，炉内で水蒸気爆発が起こりにくいとすることはできないと考えられる． 文献 [1] 原子力規制委員会，東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（ 発電用原子炉施設の変更）に関する審査書，2018 年７月４日， ｐ.144.（search.e-gov.go.jp/servlet/PcmFileDownload?seqNo=0000175769） [2]DANIEL MAGALLON，Status and Prospects of Resolution of the Vapour Explosion Issue in Light Water Reactors, NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.41 NO.5 JUNE 2009,p.604. [3]東京電力福島原子力発電所事故調査委員会，国会事故調　報告書，徳間書店（2012），p.168. [4] http://www.mhmjapan.com/content/files/00001736/naiic_honpen2_0.pdf [5] 田辺文也『メルトダウン』（岩波書店 2012）の 93～95 ページ. [6] 東京電力株式会社，MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定，2012 年 3 月 12 日，p.24. (www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120312_02-j.pdf) [7] 円山重直，福島第一原子力発電所 2 号機事故の熱流動現象推定（熱力学モデルによる事故シナリオの検証），日本機械学会論文集（B 編），78 巻 796 号 （2012-12），p.87. (https://www.jstage.jst.go.jp/article/kikaib/78/796/78_2127/_pdf)
3	IV-１．１　事故の想定／１．申請内容／（２）運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故／b.PRA に代わる方法による格納容器破損モードの検討／p.143	【後藤政志意見】 格納容器隔離弁の設計について（格納容器隔離機能喪失） 格納容器隔離弁が事故時にどのように作動するように設計されているか。例えば、電源喪失時に、隔離弁がフェールクローズ、フェイルアズイズ、フェールオープンのいずれの作動をするように設計されているか、また、原子炉冷却系の配管においては、隔離信号がどのような計器のどのような評価値で発信するのか、計器の故障やその他考えられる不具合に対してどのように、安全側に作動する仕組みになっているのか。 ［理由］ 福島事故で、1 号機の非常用復水器の作動と隔離弁の設計について、政府事故調、国会事故調で議論があったか、フェールセーフ設計（電源喪失時にフェールクローズになっておりフェールセーフになっていなかった設計ミスと考えられている）についてきちんと分析し、二度と福島事故のような隔離機能と冷却機能の設計上の問題が生じないようになっていなければならないと考

		える。原子炉の冷却系配と其の他の冷却に関わらない系統の配管などに分けて、それぞれの設計の考え方を整理して格納容器の隔離機能の明らかにして欲しい。この問題は、格納容器の隔離機能の根幹に関わる重要な問題であるので、きちんとした回答を求める。隔離弁の機能は、インターフェイス LOCA に事故シナリオとの関係も重要である。
4	IV-１．１　事故の想定／１．申請内容／（２）運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故／c.評価対象とする格納容器破損モードの抽出／p.144	【後藤政志意見】 「必ず想定する格納容器破損モードに分類されない２つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）及び３つの破損モード（早期破損モード（未臨界確保失敗時）、格納容器アイパス（インターフェイス LOCA）及び過圧破損（崩壊熱除去失敗）については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要がない。」としているが、少なくとも前２つの破損モードを除外することは間違っているので、再考を求める。 ［理由］ 〈１〉原子炉圧力容器内での水蒸気爆発は、「国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断」しているが、そもそも温度差が 1000℃以上もある溶融物と水が接触した場合に、一般的には水蒸気爆発の発生が危惧されるところ、具体的に発生確率が極めて低いとする根拠が薄弱である。仮に、そうような判断をした根拠があるなら、各パラメータの組み合わせを含めて定量的な限界値を示した上で評価すべきである。また、たとえば原子炉内の圧力が高いと水蒸気爆発は起こりにくいとされているが、事故時には原子炉は高圧時の破損だけではなく原子炉圧力バウンダリーが破損し低圧状態になる可能性も当然ありうるので「高圧では水蒸気爆発は起きにくい」とする評価は単に、「原子炉は一般に高圧状態にあることが多いので水蒸気爆発は起きにくい」という蓋然性を言っているに過ぎない。このような実プラントにおける曖昧さを無視して、原子炉および原子炉格納容器の破損に関係する判断を断定することは、不確かな状況における安全性の証明という点で全く信憑性がない。周囲（原子炉内）の圧力やサブクール度、トリガリングの有無等があるていど関係することは分かっているものの、原子炉への注水時の状況の多様性、原子炉逃がし安全弁の故障を含む原子炉圧力容器貫通部の破損モード、それに加え、格納容器の破損モードの多様性など重大事故状態における様々な状況を厳密に評価せずに、「原子炉内の水蒸気爆発は極めて起こりにくい」とする判断は、「起こることもあり得る」としている訳で、その起こりにくさの程度を言っていることになるが、説得力がほとんどない。 〈２〉格納容器隔離時失敗について、「定期検査及び原子炉起動前の格納容容器隔離機能の確認や手順書に基く確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を １ 日に１回確認する運用であること及び事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離版閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。」は、原子力安全の基本思想を疑わしめるような主観的な評価であり、再考すべきである。具体的には、「定期検査や起動前の手順書に基く確実な操作」など、原発でなくても当たり前の検査や手順で、これを確実に実施できるかどうか、また実施できなかったあるいは、実施しても有効ではなかった場合に隔離弁が機能しない事態をどう防ぐか、あるいは機能しなかった場合の仕組みとしての対策が問われている。さらに「運転時に格納容器圧力を １ 日 １ 回確認する運用」とか「格納容器隔離信号発信時には隔離版閉止状態を運転員が確認する手順」となっていることも、人的過誤（人の操作ミスや判断ミス）が起こりにくい

		根拠としているが、それらをもって事故に至る可能性が小さいとして無視することは、原子力発電プラントの過去の事故を全く理解していない、あるいは甘く見ているとしか思えない評価である。米国 TMI 事故では、補助給水ポンプのバルブが、検査時に閉めたまま開け忘れていたこと、運転操作室のパネルに札が付いていてバルブの開閉状態がわからなかったこと等から、蒸気発生器への給水ができず原子炉系の圧力、温度があがり加圧器の圧力逃がし弁が開き、原子炉が自動停止した。圧力逃がし弁が開いて圧力は下がったが、圧力逃がし弁が開いたままになってしまい（開固着）、蒸気発生器の水位が下がり ECCS が働き原子炉一次系は水が確保できた。しかしながら、水位が分かる構造になっていなかったので、運手員が原子炉が満水と判断し ECCS を止めてしまい、そのまま炉心溶融へと事故が進展した。この事故で分かるように、多くの人的過誤と圧力逃がし弁の故障が重なり、その状態を把握できるような計測系の不備が重なりメルトダウンしてしまったことを考えると、下記のように結論できる。 （1）人のミスは、ルーチン化した手順や注意喚起及び手順書を用意するのは当然だが、その発生する機会を減らすことはできても、なくすことはできない。 福島事故でも、事故が発生した後では、吉田所長すら事故時運転マニュアルさえみていなかったし、非常時にミスを確実になくすこと等と到底保証できない。 （2）人のミスをなくすことはできない以上、装置やシステムで人的過誤を防ぐあるいは起きても実害のない仕組みにするしか、対策はない。しかるに、格納容器の圧力を１日１回確かめることが、どれだけの意味をもつのか。事故時には、時々刻々状態は変わるので、１日１回を１時間に１回、さらに１分回に１回と点検間隔を短くしていっても、理論的には点検の直後にたまたま機能喪失してしまうこともあり得る。したがって、本来重要なパラメータは常時監視すべきであるが現実にはできていないし、仮に点検しても想定外の点険漏れも有り得る。 （3）「格納容器隔離信号発信時には隔離版閉止状態を運転員が確認する手順」としているが、隔離信号を発信する元の計測器の不作動や信号系等ノイズなど発生がないこと、隔離信号が出た時、確実に隔離弁が作動すること、隔離弁が作動後、その閉止状態がどのように閉めするかハードとソフトの仕組みの問題が重要だ。そのハードのエラー等が発生しない仕組みになってはいないから、「隔離版閉止状態を運転員が確認する手順」にしているのであろう。（下線部未提出） したがって、格納容器隔離時失敗に対する対応を「人的過誤を起こしにくい」としてさらなるハード面の対策をしないことは、「事故時の格納容器の機能喪失」という安全上の重要な事態に対して対策が不十分であると考える。
5	IV-１．２．１．３　全交流動力電源喪失／p.165	【筒井哲郎意見】 代替原子炉補器冷却系として可搬式熱交換器ユニットを手動で接続し、それによってサプレッション/チャンバーの熱水を冷却することを計画している。それは、装置としての信頼性が低いばかりでなく、作業者にも過酷な手動操作を要求することであり、きわめて信頼性が低い。格納容器内に噴射する水は、放射能を含まない水を供給すべきである。その上、格納容器内の水噴霧は水蒸気爆発の危険があるので、適切ではない。 ［理由］ 可搬式ユニットは、それ自体信頼性が低い。その上、高温でかつ放射線量の高い熱水を格納容器ドライウェル内に放射するこ

		とはさらに放射線レベルの高い空間を多く作ることになって望ましくない。
6	Ⅳ-１．２．１．３　全交流動力電源喪失／１．申請内容／１－２　全交流動力電源喪失（TBD、TBU）／（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価／p.174	【後藤政志意見】 　重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗（TBD）」で、イ．操作条件の不確かさの影響において、「高圧代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 39 分後（解析上の開始時間に対して 14 分遅れ）までに炉心の冷却を開始できれば、炉心の冠水が維持されることから、評価項目を満足することに変わりはない。」（p.174）としているが、所定の時間までに冷却ができるとは限らない。本件に限らず、事故シーケンスの中に多くの時間的な制約があるが、解析で炉心溶融を起こさないというシナリオは、当該関連設備がすべて健全であり人的ミスによる大幅な時間遅れもないことが前提になっている。炉心溶融事故を避けられることは証明されていない。有効性評価や不確かさの影響などの評価は、安全性の証明にはなっていない。再考を求める。 ［理由］ 　事故状態において炉心の冷却開始がどれだけおくれるか等という事はあくまで仮定の話で、事象発生から 39 分後までに必ず冷却を開始できるという保証は全くない。このシナリオは、あくまで高圧炉心冷却系が健全であり、人為的ミスも若干の時間遅れがあっても正常に作動すれば炉心溶融を免れるが、「何らかの原因で事象発生から 39 分より遅れれば、冠水が維持できなくなり、やがて炉心溶融に至る」ことを示している。多くの仮定に下に事故の進展を細かく定量的に解析することは、安全であることの証明になっていないことになる。
7	Ⅳ-１．２．１．６　LOCA 時注水機能喪失／１．申請内容／（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価／p.205	【後藤政志意見】 重大事故時に、格納容器からのベントについて 　「格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱に失敗した場合は、現場操作にて対応することになり、約 75 分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器内の圧力が 0.31 MPa［gage］から原子炉格納容器の限界圧力の 0.62MPa［gage］に至るまでの時間は、数時間あることから時間的余裕がある。」としているが、確実な事故対策になっていない。 ［理由］ 福島原発事故や米国スリーマイル原発事故等を振り返ってみた場合、時間的余裕があるとか、ある操作をできれば事故が進展しないといったシナリオは、希望的観測を表しているだけで、確実な事故対策になっていない。事故時、特に重大事故時には、様々な計器や機器類の故障と、人為的ミスが重畳することがあることを考慮しておかねばならない。 　格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系に関する失敗は、極めて厳しい事態で時間的余裕の問題ではない。
8	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）／p.208	【滝谷紘一意見】 　格納容器バイパス事故の評価対象として、「過渡事象（原子炉自動停止）＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故を取り上げることを求める。 　その理由は次の通りである。

		設置変更許可申請書では「原子炉冷却材バウンダリと接続された系統の納容器隔離弁の故障等により、開閉試験中に残留熱除去系 B 系の熱交換器フランジ部からの冷却材漏えい」事故が選ばれているが、この事故よりも周辺住民の放射線被ばくと環境汚染が厳しくなるおそれのある別の事故がある。具体的には、佐藤暁氏（原子力情報コンサルタント）が参考文献（１）で指摘している「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」の事故である。炉心が冷却できず空焚きになって損傷し、ジルコニウム・水反応により発生する水素ガスが主蒸気管、蒸気タービンを経て復水器に溜まって空気と混合すると復水器内で爆発を生じたり、タービン軸受部から漏洩するとタービン建屋で爆発を生じる可能性がある。水素爆発が生じると、大量の放射性物質が大気中に直接に放出されることになる。この事故の場合には損傷した炉心から放出される放射性物質は格納容器を貫通する主蒸気管を通って外部に出ていくので、格納容器の気密性もフィルター付きベント装置も放射性物質の放出低減には何ら役に立たない。 このような住民への放射線影響及び環境汚染の上で極めて厳しい結果を生じるおそれのある格納容器バイパス事故を想定していないことは不合理であり、この事故想定に関する重大事故防止対策の有効性評価を求める。 なお、柏崎刈羽原発６、7 号機の審査書案に対するパブリックコメントにおいて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 にもとづく頻度及び影響度は何ら検証されたものではなく、定量的に信頼できるものではないので、規制委の判断は不適切である。原発の設計、保守管理等の有識者・佐藤暁氏の見解に真摯に耳を傾けるべきである。また、規制委員会の考え方には、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が挙げられているが、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。そこで、質問二つを提出する。 （１）地震 PRA にもとづく頻度及び影響度を検証した資料があるのか。あれば資料名を提示されたい。 （２）放水砲による放射性物質低減実証データがあるのか。あれば資料名を提示されたい。 ＜参考文献＞(1)佐藤暁「安全文化：試される良心と勇気」『科学』Vol.85、No.8、746～757（2015 年 8 月号）
9	IV-１．２．２　格納容器破損防止対策／p.220	【滝谷紘一意見】 「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。 その理由は、次のとおりである。 福島原発事故以前の設置(変更)許可審査においては、「重大事故に関して、周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量は全身に対して 250mSv とする。」（立地審査指針）をもとに、その後の国際動向を反映してめやす線量を 100mSv とより厳しくして運用されていた。新規制基準での重大事故に関しても「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと」は守られるべきことであり、そのめやすとして敷地境界で全身 100mSv が適用されるべきである。 新規制基準では、「格納容器破損防止対策の評価項目」として、(c) 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こと。」とし、その判断基準を「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」(有効性評価ガイド)としているが、これは Cs-137 の放出量のみを制限しているだけであり、事故後初期の公衆被ばくで問題となる放射性の希ガスとよう素も含めて、放出されるすべての放射性物質による周辺の公衆の被ばく線量の制限には何ら結びつくものではない。Cs-137 の放出量制限に付け加えて、放出されるすべての放射性物質による公衆被ばく線量の制限をすべきである。 設置(変更)許可審査で重大事故に関する周辺の公衆への放射線被ばくの影響をまったく無視していることは、住民の安全を守る上から容認できない規制改悪である。 なお、柏崎刈羽６、７号機の審査書案に関するパブリックコメントで提出された同趣旨の意見に対して、「規制委員会の考え方」では、「新規制基準における放射性物質の放出量の制限値は、シビアアク シデントが発生した場合の格納容器内への放射性物質の放出を 具体的に想定した上で、格納容器の破損による放射性物質の大量 放出を防止するための対策の有効性を評価するためのものです。 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故により避 難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生 させない観点から、諸外国の安全目標も参考にしつつ、放出量が 多く半減期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq と いう制限値を設定したものです。希ガスについては、地表面に沈 着することなく拡散するものであることから、評価対象とはなりません。」とする意見提出者の論点を外した不誠実な回答がなされた。末尾にある「希ガスについては、地表面に沈着することなく拡散するものであることから、評価対象とはなりません。」は、希ガスも大量に放出されるおそれのある放射性物質であることから「新規制基準における放射性物質の放出量の制限値は、格納容器の破損による放射性物質の大量放出を防止するための対策の有効性を評価するためのものです。」に自ら反する表現であるとともに、「事故により周辺公衆に対して放射線障害を与えないこと」を規制の対象外としていることを示していることにほかならず、不当極まりない。
10	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・過温破壊）／１．申請内容／１－１代替循環冷却系を使用する場合／p.222	【後藤政志意見】 代替循環冷却系を使用する場合等に、配管破断等により格納容器の圧力・温度上昇を抑える必要がある。代替循環冷却系のように新たに冷却系を追加することはよいが、圧力抑制プールによる蒸気凝縮性能について基本的性能について検討する必要がある。特に、東海第二マークはⅡ型格納容器であり、BWR 型格納容器の基本性能に関して、福島事故を教訓にして追加される可能性のある荷重の組み合わせを含めて、建設当時の古い試験データを再評価すべきである。 ［理由］ 福島原発事故の原因のひとつに、格納容器の圧力抑制機能の喪失が関係している。マーク I とマーク II の違いはあるが、配管破断等により、格納容器ドライウェルからベント管を通って圧力抑制プール中に水蒸気を吹くことで、蒸気凝縮により格納容器の圧力上昇を抑える設計になっていることは共通である。福島事故で、非凝縮ガスの大量の発生もあり、早期に、格納容器内の圧力・温度の上昇してしまったことの弱点を明確にして対策をしておくべきである。
11	Ⅳ-１．２．２．２　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気	【後藤政志意見】 原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出（高圧溶融物放出）した後の格納容器破損モード「溶融物

	直接加熱／p.234	直接接触」および「格納容器雰囲気直接加熱」が発生した場合の評価がきちんとされていない。(p.144) また、「IV-１．２．２．２　高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱」において、「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されている」としているが、あらゆる条件下で、「原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下」などということはできない。高圧で原子炉が破壊し、格納容器が同時に破壊する可能性をきちんと評価すべきである。 ［理由］ 原子炉が高圧で破損すると、溶融炉心が一気に格納容器内へ噴出し、格納容器のシェルに直接したり、格納容器雰囲気直接加熱により、格納容器まで破損する厳しい破損モードであることは、過去の PSA（現在は PRA）研究で明らかなはずである。にも拘らず、実質的に原子炉の高圧破損は起きないとしているようだが、炉心溶融した場合、原子炉が高圧で破損することがないとする根拠を明示すべきである。なぜなら、この高圧での原子炉破壊は、低圧での破壊と比べて発生はし難いと思うが、皆無であるとは言い切れないと同時に、万一起きた場合には、同時に格納容器破損の可能性が考えられるから、起きてはいけない極めて危険な破損モードであるからである。リスクの考え方として、発生する確率は小さくてもその被害の大きさが極めて厳しい事象を無視あるいは軽視してならない。「原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されている」などというのは、安全神話でしかない。
12	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／p.240	【高島武雄意見】 KROTOS 実験の水槽は，途中から変更されたにも関わらず，一連の実験としており，実機で水蒸気爆発が起こりにくいことのエビデンスにするのは不適切である。 ［理由］ 申請者は申請書[1]で「水蒸気爆発が発生した <u>KROTOS</u>、TROI (以下略）の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること、又は、溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因である」として，実機では起こりにくいとした． KROTOS 実験は，高温液を 1 次元状（細長いパイプ形状）の水槽に分散配置して，下方から高圧ガスの解放という方法で外部トリガーを加え，熱的デトネーションが起こるか否かを調べるのが主たる目的で，必ずしも，<u>核燃料溶融物の水蒸気爆発の発生の有無を明らかにすることを目的とするものではない</u>．そのため，直径が 95mm，水深が約 1000mm の水槽という実験装置の形状は，およそ実機の条件（水深が数メートル，直径が 6 メートル以上）とはかけ離れている． さらに，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．資料などによれば，内径 95mm，水深 1078mm とあるので，水量は 9 リットルに満たない量である．このような水槽に，温度が 2800K～3000K 程度の物質を 2kg から 5kg 投入するということは，溶融物の熱エネルギーの 4，5%が，水に伝わることで，水温が飽和温度付近まで急上昇する計算になる．さらに，円管壁の存在によって水の流動が著しく妨げられることも予想される． つまり，KROTOS 実験では，初期状態を常温程度（高サブクール度）の水としてあっても，膜沸騰で沈降中に水温が上昇して低サブクール度となり，水蒸気爆発が起こりにくい条件を作り出していると考えられる．結局，水量が少ないため，投入後水温

		が上昇して，自発的な水蒸気爆発が抑制され，水蒸気爆発が起こらなくなっている可能性がある． 　このためもあってか，KROTOS 実験では，その後水槽の直径を 200mm にしている．[2][3]．しかしながら，実験データの番号は連続している．いつの時点で 200mm になったのか不明だ．実験装置を変更したのであるから，そのことを反映した RUN　No. とすべきであろう．少なくとも SERENA プロジェクトでは，200mm の装置で実験が行われているようだ．電力会社資料[4]によれば，1999 年の文献でも 200mm となっている．95mm の水槽に比べて水量は，4 倍以上となり，水の流動状態も変わってくる．両者の実験は区別して考えるべきである．しかるに，申請書の引用は，どちらの水槽の結果のものか定かではない．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．少なくとも 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 文献 [1] 原子力規制委員会，東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（ 発電用原子炉施設の変更）に関する審査書，2018 年７月４日， p .240. [2] I Huhtiniemi, H Hohmann, D Magallon , FCI experiments in the corium/water system，Nuclear Engineering and Design，Volume 177, Issues 1–3, 1 December 1997, Pages 339-349 [3]NEA/CSNI/R(2007)11，OECD RESEARCH PROGRAMME ON FUEL-COOLANT INTERACTION STEAM EXPLOSION RESOLUTION FOR NUCLEAR APPLICATIONS - SERENA Final Report - December 2006，p .74. [4] 東北電力株式会社ほか，重大事故対策の有効性評価に関わるシビアアクシデント解析コード（第 5 部　MAAP)添付２　溶融炉心と冷却材の相互作用について，2015 年６月．p.5-2-17
13	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／p.240	【高島武雄意見】 　FARO 実験では，水蒸気爆発とみなせる激しい現象が確認されており，水蒸気爆発が起こりにくいことのエビデンス（証拠）とするのは疑問である。 ［理由］ 　申請者が「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」が極めて低いとする根拠の一つは，炉心溶融物の実験である FARO の結果である．しかし，水蒸気爆発起こりにくいことのエビデンスにできない理由を指摘する． 　申請者は，審査資料[1]で FARO 実験の「L- 33（ サブクール度： 12 4K） では， 水蒸気爆発が発生していない」としている．FARO 実験で，水蒸気爆発は発生していないとしているものである．しかし，実験番号 L-33 の結果は，後述するように，爆発とみなすことが妥当であり，「水蒸気爆発は発生していない」と断定するには無理がある． 　なお，これらの 12 回の実験中，8 回はサブクール度（ΔTsub）が 0～２K（ケルビン）という低サブクール水で行われている．水蒸気爆発発生に関するこれまでの知見では，水温が飽和温度もしくは飽和温度に近い低サブクール度の条件では，起こらない，

もしくは極めて起こりにくい，ということが明らかにされている[2]．その理由は，低サブクール度の条件では，高温溶融物を覆う膜沸騰蒸気膜内の水蒸気が，凝縮しにくくなるためである．このことは，これまでの研究で十分確認されていることであり，わざわざ 8 回も実験を行う理由が分からない．水蒸気爆発が起こらないことを印象付けるために行われたと言わざるを得ない．

他の 4 回の実験のうち，2001 年に報告された FARO 実験に関する論文[3]によると，実験番号 L-33 の結果は，論文中の図に示すように，発生圧力が 10MPa を超えていることや，圧力波が下方（水槽底部）から上方（水面）に向かって，成長しながら伝播していることが確認できる．なお，図の縦軸は，圧力と距離を表しており，圧力については一目盛りが 2.5MPa で，距離については 250mm である．

これらの点から，実験番号 L-33 の結果は，水蒸気爆発が発生したとみなすべきであろう．

ところが，申請者は FARO 実験では，「爆発しない」としている．しかし，本実験結果に関する原著論文[3]では，タイトルで「ENERGETIC EVENT（激しい現象）」，本文中では「mild explosions（弱い爆発)」と，弱いながらも「爆発」としている．さらに，2002 年から開始された，過酷事故（シビアアクシデント）時の水蒸気爆発現象を対象とした国際研究プログラムである SERENA 計画[4]では， TROI 実験の TROI-13（核燃料溶融物の CORIUM 使用）や，KTROTOS 実験の KTROTOS-44（Al_2O_3 使用）の結果とともに，FARO 実験の番号 L-33 の結果を，「爆発した場合」の例として，解析コードによって解析を行い実験結果との比較を行っている．これらのことから，FARO 実験の番号 L-33 では水蒸気爆発が発生している，とする方が自然である．また, FARO では 80%UO_2-20%ZrO_2 の溶融物でのみ実験を行っており, TROI で自発的な水蒸気爆発が確認された 70%UO_2-30%ZrO_2 の成分の溶融物での実験は行っていない点も不十分な点である．

文献

[1] 東海第二発電所，ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針（添付資料），2017年6 月
日本原子力発電株式会社，添付1-10.

[2]例えば，庄司 正弘・ 高木 二郎（水中落下溶融すずに生ずる小規模水蒸気爆発に関する実験的研究〔含 討論〕，日本機械学会論文集． B 編 48(433) 1982．09 p．1771）によれば，大気圧下で行われた ΔT_{sub}=20K（水温 80℃）以下の条件では水蒸気爆発は全く発生しておらず，ΔT_{sub} が大きいほど爆発発生確率も発生圧力も大きくなる傾向がある．

[3] D．MAGALLON, I. HUHTINIEMI ,ENERGETIC EVENT IN FUEL-COOLANT INTERACTION TEST FARO L-33 Proc. 9th Int． Conf． Nucl． Eng．(ICONE-9), Nice, 2001,**p．6.** p.6 では，「最大圧力は容器底から 1390mm の位置で 10．6MPa となり, 底部から上方に向かっての伝播速度が 370m/s と推測される.（原文：The maximum pressure was 10. 6 MPa at elevation 1390 mm． From these curves, a upward wave propagation velocity of 370 m/s is deduced．）」としている．

[4] D．Magallon et al．, FCI Phenomena Uncertainties Impacting Predictability of Dynamic Loading of Reactor Structures (SERENA programme)，Workshop on Evaluation of Uncertainties in Relation to Severe Accidents and Level 2 Probabilistic Safety Analysis Hotel Aquabella, Aix-en-Provence, France, November 7-9, 2005,p． 8.

14	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／p.240	【高島武雄意見】 実機事故時の炉外でのFCIに関する溶融物温度の見積もりが低すぎる． ［理由］ 申請者はメルトスルー時の溶融物について，「溶融物温度が約2650K以下と水蒸気爆発が発生したTROI試験よりも十分低いと考えられ，大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる[1]」としているが，明らかに温度が低くすぎると思われる．東京電力の解析[2]では，例えば2号機では，炉心損傷開始からわずか3時間足らずで2800℃まで温度が上昇して，メルトダウンしている．2800℃は3073Kであり，申請者の見積もりは，この温度より423Kも低い．自発的な水蒸気爆発が観察された実験のひとつであるTROI－14の温度は3000Kであり，極めて実機に近い条件である．TROI-14では，溶融物の温度の測定は，IRCONとチノの2つの温度計で行っているが，チノの温度計での測定値は使用しておらず，温度計測の不確かさという記述は根拠がない． 文献 [１]東海第二発電所，ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針（添付資料），2017年6 月 日本原子力発電株式会社，添付1-9. [2]東京電力株式会社，MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定，2012 年 3 月 12 日，p.31.
15	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／p.240	【高島武雄意見】 ペデスタルで水蒸気爆発が発生した場合のシミュレーションでは，コンクリート床外壁表面とペデスタル円筒部外壁表面に生じる反射波による引張応力の評価を行っていないと思われる． ［理由］ 申請者の資料[1]には，ペデスタルでの水蒸気発生時の構造物に与える影響についてシミュレーションを行っている．水蒸気爆発に関してはJASMINEコード，応力解析についてはLS-DYNAコードによって解析を行っている．衝撃的圧力波は，コンクリート床面（あるいはコリウムシールド）やペデスタル円筒部内表面には圧縮波として作用してそれぞれ内部に圧縮応力を生ずる．一方，外側面では反射することで，引張応力を生じる．反射面では数百MPaの応力変動が発生すると推測される．実際の爆発時には，時間的，空間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コンクリート床面やペデスタルの壁の内部には，圧縮応力が反転した形の引張応力が生じる．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（Hopkison effect：ホプキンソン効果．身近な例としては，水中衝撃波で結石を破砕する際に利用する物理現象）．そもそも，鉄筋コンクリート製の床やペデスタル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もろい．コンクリート自体は10MPa 以下の強度しかない．これを補うため鉄筋を入れているものであるが，床外表面，ペデスタル円筒部外表面については補強にならない．また，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． 文献　[1] 東海第二発電所，ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針（添付資料），2017 年 6 月 日本原子力発電株式会社，添付11-1.

16	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／p.240 IV-１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用／p.251	【滝谷紘一意見】 審査書案を決定した規制委員会（7 月４日）の席上、更田豊志規制委員長は次の発言をした(会議議事録から転記)。 「FCI　(注 1)と MCCI　(注 2)、これらはこちらを立てればあちらが立たずというように一見見えるのですけれども、頻度の観点からいえば、溶融炉心が圧力容器の下部を貫通してペデスタルに到達した際に、MCCI はほぼ確実に、何もしなければ確実に起きる。 一方、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ので、その脅威を完全に無視することはできないかもしれないけれども、MCCI との比較でいえば、まずコアコンクリート反応を避けようとするのが主眼であって、その上で、なお FCI の脅威をなるべく取り除いておこうと。これは優先順位の問題であろうかと思います。 それから、水位の２ｍとか３ｍとかいうのは、これは FCI を考える上ではごく浅い水位と捉えるべきであって、もちろん浅ければ浅いほど発生頻度は小さくはなるわけだけれども、ここでまず１ｍで MCCI に備えるというのは、アクシデントマネジメントとして妥当な方策であると私も考えております。」 審査書案にはこのようなことは明記されていないものの規制委員会の率直な考え方であると受け止め、以下の質問と意見を述べる。 （１）「FCI の方というのは、これは極めて実験でも起こさせるのに苦労するような現象である」と述べているが、現実に TROI 実験では自発的水蒸気爆発が何度も生じているので、「極めて起こさせるのに苦労する」という表現は事実に反しているので、訂正すべきではないか。 （２）「MCCI との比較でいえば、まずコアコンクリート反応を避けようとするのが主眼であって、その上で、なお FCI の脅威をなるべく取り除いておこうと。これは優先順位の問題であろうかと思います。」とあることについて、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。 （３）MCCI と FCI の脅威排除を両立できる対処法が、溶融炉心と水の接触を避けたドライな「コアキャッチャー」方式である。現実に欧州加圧水型炉、ロシア加圧水型炉では取り入れられており、日本の既設の原発でも技術的に設置不可能なものではない。ただ工事費と工事期間が溶融炉心の水冷却方式よりもより多くかかるだけである。規制委員会が福島原発事故の反省と教訓にもとづき原発の安全性を経済性よりも優先する理念に立つのであれば、蒸気爆発のリスクが避けられない溶融炉心の水冷却方式を排除して、「コアキャッチャー」方式を規制要件にするべきである。 ＜筆者注＞ (注 1)　FCI:　溶融炉心と冷却水の相互作用による水蒸気爆発を指す。 (注 2)　MCCI:　溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食を指す。

17	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／p.240 Ⅳ-１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用／p.251	【滝谷紘一意見】 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）」を設けてペデスタル（ドライウェル部）に注水する方式は、溶融高熱物を水に接触させるものであり、これは労働安全衛生規則の水蒸気爆発防止規定に違反する。法規違反が明らかであり、設置変更許可の取り消しを求める。 その理由は次のとおりである。 労働安全衛生規則では溶融した高熱の多量の鉱物を取り扱う設備での水蒸気爆発を防止するため、第 249 条で溶融高熱物を取り扱うピット（高熱の鉱さいを水で処理するものを除く。）については地下水、作業用水又は雨水が浸入することを防止すること、第 250 条で該当設備を有する構築物については床面は水が滞留しない構造とすること、などを定めている。いずれも溶融高熱物を取り扱う際には、水蒸気爆発防止のために溶融高熱物と水との接触を厳しく禁じるものである。 東海第 2 原発での過酷事故時に生じる溶融炉心は、「溶融した著しく高熱の多量の鉱物」であり、それを水と接触させる原子炉圧力容器下部への注水方式は、本規則に違反していることが明白である。 〇特記事項： 柏崎刈羽原発６，７号機の審査書案へのパブリックコメントにおける上記と同主旨の意見に対して、規制委員会は以下の考え方を示した（規制委員会資料：平成 29 年 12 月 27 日）。 ＜引用開始＞労働安全衛生規則第 249 条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉱さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉱滓に注水して冷却処理するもの」が例示されていることから、原子炉格納容器下部注水設備のように、水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではないと承知しています。また、第 250 条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。 なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の溶融炉心と冷却水の相互作用は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される水蒸気爆発に関する二酸化ウランと 酸化ジルコニウムの溶融燃料を模擬した大規模実験としては、 COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を参照し、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、水蒸気爆発の発生 の可能性が極めて低いことを確認しています。これらから、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用で想定される物理現象のうち、原子炉格納容器の構造に有意な影響を与えるような大規模な水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確認しています。＜引用終わり＞ このうち、249 条に関する規制委員会の考え方は、溶融炉心を除外対象の鉱さいと同一視している点で科学的妥当性を欠いている。何故ならば、鉱さいは電気炉または高炉等を用いた製錬工程で溶融金属の表面に浮上する不純物「スラグ」や鋳造製品の鋳型として使われた「鋳物砂」などを指し、その物理的性質は溶融炉心とは著しく相違するとともに、溶けている温度は溶融炉心よりも大幅に低い。具体例として、鉱さいの主成分の二酸化珪素の融点は 1650℃、溶融炉心の主成分の二酸化ウランの融点は約 2800℃である。従って、鉱さいが水と接触する際の水蒸気爆発の可能性は溶融炉心や溶融金属に比べて顕著に低く、一般産業

		分野における長年の実績も踏まえて水による処理が認められているのである。溶融炉心の水蒸気爆発の可能性を鉱さいと同一視する規制委員会の考え方は、理が通っていない。 第 250 条については、原発で溶融炉心が水と接触する場所は格納容器下部のスペースであり、構築物の一区画なのであるから、同上適用対象になり、そこに水を貯めることは同条違反である。規制委員会の考え方『適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。』は、論点を外した不適切な記述である。 第 249 条、第 250 条ともに、「適用されるものではないと承知しています。」との表現がなされているが、何にもとづいて承知しているのか、その出処あるいは照合先を明確に示すべきである。 また、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。規制委員会は、電力会社が審査会合説明資料に記載した「大規模実験」の表記を鵜呑みしているに過ぎない。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。
18	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／p.240	【滝谷紘一意見】 東海第二では、原子炉圧力容器破損前の注水により、ペデスタル(ドライウェル部)の水張り水位を当初の 6.1m から最終的に 1m に変更した。この理由は、初期の対策として、溶融炉心と水の接触により生じる圧力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、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位を設定するためである、と記述されている(審査書案 241 頁)。先んじて設置変更許可が出された柏崎刈羽６、7 号機では、同じ目的で初期の対策として原子炉格納容器下部への注水水位を 2m に設定している。 このことに関して、規制委員会への次の質問をする。 初期対策としての水張り水位が柏崎刈羽６、7 号機では 2m、東海第 2 では 1m と有意に相違するそれぞれの科学的根拠を審査したか。審査したのであれば、各根拠の説明を求める。
19	IV-１．２．２．４　水素燃焼／p.245	【滝谷紘一意見】 格納容器内の酸素濃度が 4%（ドライ条件）に到達すると、可搬型窒素供給装置による窒素注入を行うことによって、事象発生から 7 日間までの酸素濃度は５％を下回る、としているが、可搬型窒素供給装置は地震、津波、暴風雨、豪雪などの厳しい自然条件のもとでは搬入、接続などが困難となり、機能の信頼性を欠く。窒素供給装置を使用するのであれば、屋内に常設すべきであり、また、運転員、作業員に依拠することなく、酸素濃度の検出と窒素供給を全自動にすべきである。
20	IV-１．２．２．５ 溶融炉心・コンクリート相互作用	【高島武雄意見】 過酷事故時に格納容器下部への事前水張りは自殺行為である.

	／p.251	［理由］ 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI)を防止するためには溶融した炉心を冷却する必要がある．このため，ドライウェル部に注水するという．当初，申請者の計画は 6.1mの水深だったようだが，規制委員会の指示で 1m となったようだ．なぜ「6.1m」だったのか？　また，なぜ「１m」にしたのかの根拠が不明である．科学的根拠のない仕様変更は希望的観測に基づくもので，およそ科学的とは言えない． 水深の浅い方が，深刻な水蒸気爆発が起こりにくいとの判断と推測する．しかし，TROI 実験では水深 1.5mの場合でも自発的な水蒸気爆発が複数回確認されている[1]．水深が浅い場合は，溶融物が水槽底部に到達することで，トリガーがかかりやすいと考えられている．規制委員会は「実験で水蒸気爆発は起こしにくい」と認識し，MCCI を防ぐことのみを考えているようだが，SERENA プログラムの実施責任者である欧州委員会エネルギー研究所（European Commission Institute for Energy）の DANIEL MAGALLON は，BAL RAJ SEHGAL 編集の NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS　Severe Accident Phenomenology （ Elsevier Science Publishing Co Inc,　2011)で，次のように記述している[2]．以下，日本語に訳して掲載する． 「これまでの議論から，実機の中で水蒸気爆発がトリガーされるか，されないかを予測することは事実上不可能」，「水蒸気爆発を防ぐ対策を明確にすることは非常に困難」としている．すなわち，「膜沸騰状態にある溶融燃料と冷却材の混合物には，十分なエネルギーが供給されれば，水蒸気爆発が発生しうる．問題は，トリガーの大きさと，事故時の炉心溶融状態にその大きさのトリガーが生じうるかどうか」だが，「これまでの研究は，このような点について結論が出ておらず，そして，FCI（燃料－冷却材相互作用）の研究についての現状から言って，近い将来においてもこの分野での研究の進展はほとんど期待できない」ので，「水蒸気爆発発生リスクについては，FCI があれば水蒸気爆発は必ず起きると考える（すなわち，トリガリングされる確率は 1)，そして，周辺の構造は，水蒸気爆発に耐えられるように設計」すべきである，と結論づけている． さらに，原発メーカでさえ，福島原発事故が起こる前から「EUR は IVR もしくはコアキャッチャーを容認．事前水張りの実施例は海外では存在しない」，「水蒸気爆発防止– 下部ＤＷへの事前水張りの禁止」[3]という認識を持っていたことが分かる．にもかかわらず，審査対象の原発では格納容器下部に注水して，溶融炉心を落下冷却するという．とんでもないことだ．コアキャッチャーの設置を義務付けるべきである． なお，EURはEuropean Utility Requirements：欧州電力事業者要求仕様，**IVR**はIn-Vessel Retention：炉内保持，DWはドライウェルの意． 文献 [1] Jin Ho SONG*, Seong Wan HONG, Jong Hwan KIM, Young Jo CHANG,Yong Seung SHIN, Beong Tae MIN and Hee Dong KIM, **Insights from the Recent Steam Explosion Experiments in TROI,** Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 40, No. 10, p. 784. [2] Edited by BAL RAJ SEHGAL，NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS

		Severe Accident Phenomenology，Elsevier Science Publishing Co Inc(2011),p．265. [3] 佐藤崇（東芝），世界標準と安全設計について~原子力エンジニアからの一提案，日本原子力学会 2010 年秋の大会原子力安全部会企画セッション（2010．09.17）.
21	IV-１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用／p.251	【滝谷紘一意見】 申請者は解析コード MAAP による解析結果をもとに、コリウムシールドによってペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じないと評価し、規制委員会はこれを妥当と認めているが、水中条件での溶融炉心のこの侵食量は過小評価になっている可能性がある。規制委員会には以下の 2 点の実施を求める。 (1)MELCOR を用いてクロスチェック解析を行って上で、申請者の解析結果の定量的な妥当性を判断すること (2)水中条件での溶融炉心・コンクリート相互作用の大型確証試験を実施して、現象推移を詳細に把握、解明するとともに、実験データを諸解析コードの精度検証用に提供すること その理由は次の通りである。 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）によるコンクリート侵食の評価に関して、申請者が使用した解析コード MAAP について、水なしのドライな条件での実験データを用いた検証は実施されているが、今般の実機での状態である水中条件についての実験データによる検証は何ら報告されていない。（もしあるのならば、資料を明示、公開されたい。） また、川内 1・2 号機の審査書が確定された直後の 2014 年 9 月 24 日に更田豊志規制委員長代理(当時)は規制委員会定例記者会見で、水中条件での MCCI の解析評価について、「デコンプ（MAAP の中の MCCI を扱うモジュール）はごくざっくり言うと、始まったら全部止まるというような解析結果を与えます。一方、コルコン（解析コード MELCOR の中のモジュール）で解析すると、一旦始まると終わらないという解析結果を与えます。(中略)どちらも両極端の結果を与えるので、実際問題としては、MCCI については工学的判断に基づいて判断を下すのが状況であって、解析コードの成熟度が MCCI を取り扱うようなレベルに達しているという判断にはありません。」と明言している。（もしその後の研究進捗などにより、現時点で上記の判断が変わっているのであれば、更田委員長はそのことを公開の場で説明されたい。） この更田見解からは、MAAP は水中条件でコンクリート侵食を過小評価する側にあることが伺われる。 今般の審査では、MAAP による MCCI 評価の妥当性について、不確かさ評価としていくつかの物理パラメータに関する感度解析を行い、解析結果への影響は軽微であるとしているが、もともと侵食量を過小評価するモデルにおいては感度解析の結果も基準ケースに対する相違が軽微に出るのが当然であり、そのことは基準ケースの解析結果の妥当性につながるものではない。 水中条件での MCCI によるコンクリート侵食実験事例は国内外ともに乏しく、実機で溶融炉心の水中冷却方式を採用するのであれば、大型確証実験とそれに基づく解析コード検証が必要である。
22	IV-１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用／p.251	【滝谷紘一意見】 コンクリート温度の評価において、コリウムシールドによる熱遮蔽効果が取り入れられている。しかし、局所的に見ると、ペデスタル部下部で接続されている排水配管に水を流しこむためにコリウムシールドとコンクリートにはスリット形状の排水流路

		が設けられており、このスリットに溶融炉心が流れ込んで、コンクリート温度を上昇させてコンクリート侵食量を増加する可能性がある。また、溶融炉心がスリットを通過して、排水配管を損傷し、そこからペデスタル下部に流下する可能性がある。 この問題について、申請者は「溶融炉心から排水流路への伝熱量を多くすることにより、溶融炉心が排水流路内で凝固すること等を示した。」とある（260 頁）。これに関連して、 （1）スリットの数と形状、寸法を明示されたい。 （2）スリット内の溶融炉心の凝固特性及びその周辺コンクリートの温度評価を検証するための実証試験は行われていないので、その実施を求める。 （3）規制委員会には溶融炉心の凝固特性と周辺コンクリートの温度評価のクロスチェック解析の実施を求める。溶融炉心がスリットを通過して排水配管を損傷すると、いわば「底抜け」になって想定外事象に進展するから、これはきわめて重要な問題である。
23	Ⅳ-１．２．２．５　溶融炉心・コンクリート相互作用／１．申請内容／（１）本格納容器破損モードの特徴及びその対策／p.252	【後藤政志意見】 格納容器破損モードで、「溶融炉心によるコンクリートの侵食を抑制するためには、ペデスタルにコリウムシールドを設置し、原子炉起動時に水位 1m になるよう注水するとともに、原子炉圧力容器破損前までに水位 1m に調整する必要がある。」としているが、溶融炉心とペデスタルへ注水した水との接触により水蒸気爆発が発生する危険性がある。水蒸気爆発の脅威を無視して、コアコンクリートに対策を優先することは、水蒸気爆発による格納容器の大規模破損を誘発する可能性があり容認できない。 ［理由］ ペデスタルに水位 1m になるように立ち上げた排水配管の入り口（スワンネック）を設置し、格納容器下部水位計を重大事故対処設備として整備しているが、溶融炉心落下時に水蒸気爆発が発生する可能性があり、その場合スワンネックや水位計など、爆発で損傷する可能性もあり、大量の溶融炉心の落下でペデスタル床が抜ければ、さらに水深 6.1m の圧力抑制プールに落下して、大規模な水蒸気爆発を起こすこともあり得る。また、コリウムシールドは、コンクリートの侵食を送らせる効果はあるようだが、水蒸気爆発は防げない。 更田委員長は、審査会合で「溶融炉心が落下すると、コアコンクリート反応は 100%発生する。水蒸気爆発は必ずしも発生する訳ではないから、コアコンクリート反応に対する対策を優先し、水を張ることが合理的である」と言った主旨の発言があった。コアコンクリート反応はもちろん重要だが時間的にはこれ以降徐々に進む現象で、大規模な水蒸気爆発が起きて、ペデスタルや原子炉容器あるいは格納容器を損傷するような事態は一瞬にして起きる。リスクとして水蒸気爆発のリスクをまず回避すべきである。また、コアコンクリート反応を抑制しつつ、もし、水蒸気爆発が発生した時にその規模が限定されるようにということで水深１ｍとしたようであるが、あまりに小手先の対策で、重大事故発生時にそのような水位制御をできるとすること自体が無理な計画である。福島事故の事故進展を考えれば、そのように都合よくできると考える方がおかしい。
24	Ⅳ-１．２．２．５ 溶融炉心・コンクリート相互作用	【高島武雄意見】 コリウムシールドの有効性は疑問である．場合によっては，水蒸気爆発が発生する可能性もあり，水蒸気爆発が起こらなかっ

	／p.261	た場合でも，MCCIに至る可能性がある． ［理由］ 申請者は過酷事故時のMCCIを防ぐために，「コリウムシールド」なるものを設置するとして，規制委員会もそれを認めたようである．申請に当たって「コリウムシールドの構造材であるジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、コリウムシールドの侵食開始温度を2,100℃と設定した」とある[1]．この資料には，浸食開始温度などについては記述があるものの，実機の事故の際にメルトダウンした場合の炉心溶融物の温度の記述が見当たらない．確かに，コリウムシールドが，溶融炉心と接触した場合は，界面から合金となって融解が始まる．しかし，接触界面温度がシールド材の融点より高い場合は，より速い速度で直ちに融解する．コリウムシールドの接触界面温度は，計算より簡単に求めることができるが，それすら行っていないように思える．この温度は，両物体が半無限固体とみなせる場合のみ有効である[2]が，短時間であれば，十分信頼のおける値が得られる．コリウムシールドは厚さが有限であり溶融炉心が液体であることから，界面温度は溶融炉心温度に接近していく．場合によっては融点以上になり融解が急速に進む可能性がある． 東京電力福島第一原発の事故では，東京電力の解析[3]では，例えば2号機では，炉心損傷開始からわずか3時間足らずでで2800℃(3073K)まで温度が上昇して，メルトダウンしている．当然コリウムシールドの健全性・有効性は，安全性を考慮して界面温度を炉心温度2800℃とした場合に対して検討するべきである．2800℃としなかったのは，効果が期待できないためではないか．資料[1]では「模擬溶融炉心の温度が，目標温度範囲（2,000℃～2,100℃）」とあるが，明らかに温度が低すぎるように思われる． 結局，「コリウムシールド」の有効性は疑問である．場合によっては，水蒸気爆発が発生する可能性もあり，水蒸気爆発が起こらなかった場合でも，MCCIに至る可能性がある．さらに，申請者が資料[1]で述べている溶融物拡がりに関わる実験であるＰＵＬｉＭＳ実験では，非常に激しい層状の水蒸気爆発が発生している[4]が，この点に全く触れていないことを付記しておく． 文献 [１] 東海第二発電所，ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針（添付資料），2017年6 月 日本原子力発電株式会社. [2]例えば，日本機械学会編，伝熱工学，丸善 2005 年，P.43. [3]東京電力株式会社，MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定，2012 年 3 月 12 日，p.31. [4]D. Grishchenko et al., Insight into Steam Explosion in Stratified Melt-Coolant Configuration, NURETH15-599, 2013.
25	Ⅳ-３．１　重大事故等対処施設の地盤（第３８条関係）／３．地盤の変形／p. 309	【滝谷紘一意見】 申請者は、重大事故等対処施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。（１）重大事故等対処施設は、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。（２）略 上記は、申請書案の引用であるが、（１）の内容は当然になすべきことであり、評価したことには値しない。他方、柏崎刈羽６、７号機の審査書の該当箇所(309 頁)には、（１）に関して「重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロック(コンクリート)を介して十分な支持力を有する地盤に支持される設計としていることから、揺すり込み沈下や液状化による不等沈下の影響を受ける

		おそれはない。」とより具体的に記述されている。また、審査会合資料には第一ガスタービン発電機燃料タンク支持部に対する周辺地盤の液状化による影響について、有効応力解析を実施して評価している。東海第 2 ではこのような有効応力解析の結果を記した資料は見当たらないので、設置変更許可段階での液状化評価に手抜きがあり、規制委員会はこれを見過ごしている疑いがある。この点に関して規制委員会の見解を求める。
26	IV-３．５　重大事故等対処設備（第４３条関係）／２．審査過程における主な論点／p.318	【滝谷紘一意見】 「申請者は重大事故等対処設備については敷地に遡上する津波を考慮した設計とするとし、」とある。 これに関連して、「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」(2018 年 7 月 4 日、規制委員会資料 1-2(参考資料))の 111～112 頁には、「第 43 条　共通事項(ハード対策)の主な論点（基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する設計方針）(1/2)」「同上(2/2)」とするタイトルのもとに、T.P.＋8m の高さまで敷地内が浸水した概念図付きの記載がある。 この参考資料を参照しつつ、次の意見を提出する。 ここでいう「基準津波を超え敷地に遡上する津波」の具体的な情報が審査書案には何も記述されていないので、以下の点を含めてどのような津波が設定されているのかを、その設定根拠とともに明示していただきたい。 ○概念図では、防潮堤を乗り越える遡上波の様子が描かれているが、基準津波と比べてどれだけ最大水位が高いのか。 ○基準津波の年超過確率は最高水位及び最低水位ともに 10 のマイナス 3 乗～10 のマイナス 4 乗程度と記されている（審査書案 44 頁）が、そのような評価との関連で、想定する基準津波を超え敷地に遡上する津波の発生確率はいくらなのか。また、その想定が妥当と判断する根拠は何か。
27	IV－４．１　緊急停止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．規制要求に対する設備及び手順等／p.323	【後藤政志意見】 「IV－４．１　緊急停止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)」のうち、代替制御棒挿入等の対策につづき、「f.　自動減圧系の起動阻止スイッチは、過渡時自動減圧機能の一部とし、その手動操作により、自動減圧を阻止する設計とする。」としているが、原子炉の未臨界達成のための手段の最後に、手動で自動減圧機能を止める操作を要求する手段は、事故時の混乱状態で確実に実施できるか極めて疑問である。もし、誤って手動停止できず、自動減圧機能が働いてしまい、事故を拡大してしまう恐れがあるから、再検討すべきである。 ［理由］ 「ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による再循環系ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順は、中央制御室での自動減圧系の起動阻止スイッチの操作を１名により、１名以内に実施する。」は、極めて信頼性に欠けるやり方である。なぜなら、これらの手順の前にも、類似した操作が多くあり、事故時に混乱することなく、対処できるとは限らないから。
28	IV－４．１　緊急停止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	【後藤政志意見】 同上の「ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を１名により、2

	（第 44 条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１関係）／２．規制要求に対する設備及び手順等／p.323	分以内に実施する。」としているが、「不安定な出力振動が発生した」場合に、対策はあるのか。特に、たまたま、不安定な出力振動が生じた時に、地震による炉水の水面揺動（スロッシング）が発生し、急激な出力上昇に至ることがないことを確認すべきである。 ［理由］ BWR 炉心の出力振動は、ラサール原発や女川原発で報告されており、それに地震による炉水面の水面揺動が発生して、出力振動が増幅し反応度事故に至ることが無いよう対策をしておくべきである。出力振動とスロッシングの基礎的な関係は不明であれば、早急に現象の解明と対策をすべきであろう。
29	IV-４．７　原子炉格納容器の過圧破損防止／pp.371-382	【高島武雄意見】 格納容器圧力逃がし装置（フィルター付ベント装置）の健全性・有効性への疑問 ［理由］ 格納容器圧力逃がし装置は，格納容器内の水蒸気をスクラバー容器内の冷水で凝縮させた後に，フィルターで放射性物質を除去する装置である．一般に，高温高圧の水蒸気を冷水に直接放出すると，水蒸気の放出条件によっては，振動，騒音，水撃現象による衝撃圧力の発生などが起こることが知られている[1]．特に，凝縮圧力波の発生は，スクラバー容器の破損も考えられる．その際には，放射性物質や水素を含む気体が大気中に放出されることになってしまう．凝縮圧力波や振動の発生がないことを確認しているのであろうか？ 文献：[1] 賞雅寛而ほか 3 名，水中噴出蒸気の凝縮圧力振動に及ぼす蒸気出口条件の影響，日本舶用機関学会誌 第 26 巻 第 1 号 (1991),p.816.
30	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／１．審査の概要／p.373	【後藤政志意見】 「格納容器圧力逃がし装置」は極めて複雑な装置で、単一故障基準を適用すべきである。したがって、少なくとも格納容器圧力逃がし装置は、2 台以上設置すべきである。 ［理由］ 格納容器圧力逃がし装置は、放射性物質の除去だけでなく、可燃性ガスの排出や、窒素供給設備や、水位の制御や各種バルブ類、ラプチャーディスクの設定などサポートシステムまで含めると相当な規模になる。したがって、部品類の故障を考えると、全く故障もなく、機能喪失もしないということは、なかなか想像しにくい。装置の設計をシンプルにして、多重化するべきである。
31	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／３．（２）原子炉建屋原子炉棟内からの水素ガス排	【滝谷紘一意見】 原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置について、 （１）ブローアウトパネルは、設計基準事故、重大事故等における原子炉格納容器外での蒸気流出・蓄積による原子炉建屋及び格納容器の損壊防止及び格納容器からの水素流出・蓄積による爆発防止のための開放機能、及び開放後の放射性物質の拡散抑制のための閉止機能という安全上重要な設備であるから、ブローアウトパネル本体とその強制開放装置、閉止装置の基本仕様

	出のための設備及び手順等／p.402	を設置変更許可申請書添付書類八に記載することを求める。（もし記載されているのであれば、該当頁を明示されたい。） （２）審査書案では、このブローアウトパネルは「自主的対策における設備及び手順等」の項に記載されていて、あたかも規制対象ではない取扱いとしていることは問題である。ここでのブローアウトパネルは、設置許可基準規則第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）で定められた水素排出設備に該当するものである。水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器（PAR））を設置するから、水素排出設備は自主的対策であるとの論理付けだと推測するが、大きな空間容積の原子炉建屋内での PAR の機能有効性はいまだ実証されていない。福島原発事故以前には過酷事故対策は事業者の自主的取り組みと位置付けて規制対象外にしていたことが、過酷事故を招く根本原因の一つとなったことを思い起こすべきである。 （３）本年６月 21 日に実施されたブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験では不具合が報告された。装置改善後の再試験の実施を公開で行い、規制委員会立会いを求める。
32	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／３．（２）原子炉建屋原子炉棟内からの水素ガス排出のための設備及び手順等／p.402	【後藤政志意見】 原子炉建屋外ブローアウトパネルの設計思想 「ブローアウトパネルは、そもそも原子炉建屋の内圧が上がった場合に、ブローアウトパネルを開くが、圧力が上がらなくとも、原子炉建屋内に水素が充満した場合には、強制的に開放し、水素を外に逃がす。さらに、重大事故発生により、放射性物質が原子炉建屋内へも流出してきた場合には、ブローアウトパネルを閉鎖し、気密にすることで、放射性物質の流出を抑制する」と認識する。しかしながら、元々、ブローアウトパネルは自動的に圧力で外れるようにしてあり、一旦外れた後、閉めることなど考慮していなかった。そこへ後から様々な機能を追加することは、仕組みとして無理があるから、抜本的な設計のやり直しを求める。 ［理由］ 元々、原子炉建屋内で配管破断が起きた場合に、原子炉建屋内圧が上昇すると、建屋の過圧破損あるいは格納容器が外圧座屈（格納容器は外圧に弱い）してしまうので、ブローアウトパネルは設置されていた。しかし、地震や竜巻等の外的要因で、はずれてはいけないし、水素が発生した時には強制的に排除するため、ブローアウト強制開放装置を設けるとしている。これは、本来の圧力による開放機能とは別物である。その上で、重大事故時には、一旦開いたブローアウトパネルを元に戻して、閉鎖し気密性を確保するとしている。 また、原子炉建屋内の使用済燃料プールへの外部からの注水のため、開放したブローアウトパネルから、放水砲を用いて燃料プールに向けて放水するとしている。 設計上の考え方として、後から次々と出てきた要求事項を闇雲にひとつずつ付け足したような設計は、手順ばかり複雑になり、信頼性も落ちるため、抜本的な対策を検討すべきである。

33	Ⅳ-４．１２　発電所外への放射能拡散を抑制するための設備及び手順等／ブローアウトパネル／p.416	【筒井哲郎意見】 　ブローアウトパネルを開放することは放射能を発電所外へ大量に放出することを前提としており、また、その構造から、いったん開放したらシールが困難である。格納容器から管理しながら過圧ガスを放出するシステムとしてフィルタ・ベントを設けるのであるから、同様に管理しながらろ過してガス放出するシステムに変更するべきである。
34	Ⅳ-４．１２　発電所外への放射能拡散を抑制するための設備及び手順等／放水砲／p.416	【筒井哲郎意見】 　ブローアウトパネルから放出する場合に、「放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う」ことを前提としている。放水砲はいわば水鉄砲であり、それで 3 次元に拡散する放射性物質含有のプルームを洗浄するというのはまったく不可能である。福島第一原発事故の際にヘリコプターで使用済み燃料プールに海水を投下して、一種の精神主義を演じたが、それよりはるかに効率が低い。このような不合理はやめるべきである。 文献：筒井哲郎「水鉄砲で火の粉を落とす：形骸化する規制審査」『科学』Vol.85 No.5 (2015) p.506-509
35	Ⅳ-４．１５　計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５関係）／p.437	【筒井哲郎意見】 　水位計は改善が必要である。現在の水位計は冷却機能を失ったときに水位計測不能に陥り、重大事故対処を不能にする。 ［理由］ 審査書は依然として旧来の「差圧式水位計」を使用するとしている。このタイプは、福島原発事故の際に、基準水位面が蒸発して水位が TAF 以下になっても、TAF 以上と誤解させて、大災害への誘因の一つとなった。この水位計を交換しなければメルトダウンに至る重大事故に対処できない。
36	Ⅳ-４．１５　計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５関係）／p.434-447	【川井康郎意見】 2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震時、東海第二原発で発生した計装電源喪失により原子炉水位（広域帯）の計測が一時不可能となったことへの根本的解決がなされていない。 ［理由］ 　地震と津波に伴う外部電源と一部非常用電源の喪失時に中央計器室の記録計とプロセスコンピュータデータに記録の欠落が生じた。とりわけ、原子炉水位（広域系）の記録が数時間にわたって途絶えたことは深刻な問題である。記録計による Historical Trend の把握はオペレーターが事態の推移を把握する上で、また後日の経過究明の上で欠くべからざる情報である。なお、日本原電は「指示計には一貫して表示がなされており対処出来ていた」と主張しているようだが、検出器への電源も一時的に喪失した模様であり、指示計への表示も 37 分間にわたって途絶えたことが疑われている。重大事故時にもっとも重要な原子炉水位計測の不具合については徹底的な原因の解明と根本的な解決が不可欠である。 　1970 年代に建設された本計装設備は DCS（分散型デジタル設備）とは異なり旧式のアナログ型計装であり、性能(演算速度、保有データ量、冗長信頼性等々)は大きく劣る。加えて、上述の 3･11 の際の不具合は老朽化に起因するトラブルとも推察できる。電気・計装設備の老朽化が懸念される本設備の安全・信頼性向上のためには、DCS を中心とした計測・記録・制御システムへの抜本的な更新が不可欠である。

37	IV-４．１５　計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５関係）／p.437	【井野博満意見】 「審査書（案）」p.437 以下の表 IV－４．１５－１には、重大事故等対処設備により計測する監視パラメータが示されている。そのなかに原子炉圧力容器水位の監視パラメータも示されている。原子炉水位計は、福島原発事故に際し、その誤表示によって原子炉内に水があるかのような誤情報を与え、事故の拡大につながったことはよく知られている。ところで、ここに水位監視の対処設備に挙げられているのは、福島第一に使われていたと同じ原理の「差圧式水位検出器」である。それを多重化したのが対処設備だという。同種の装置をいくつ付けても、重大事故時には同じように壊れると考えるのが常識ではないのか。「差圧式水位検出器」の対処設備が、同じ「差圧式水位検出器」というのは人を食った話である。当然、別方式の水位計を設置することを求めるべきである。それができないならば、不適合とすべきである。 この表には、「多重性を有する重要計器の他チャンネル」という分かりにくい表現で、同種の設備を多重化して対処装置とする同様の事例が多数ある。再検討すべきである。
38	IV-４．１５　計装設備及びその手順等（第５８条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１５関係）／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／p.437	【菅谷智樹意見】 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の注記に「隔液ダイアフラム」とある。福島第一原発で誤指示を起こした差圧式と考える。この水位計に多様性を持たせるため、超音波式、ヒーター感熱式等他の方式を併用するべきである。また、計器故障時の代替手段としても、原子炉圧力容器への注水量では入る量しか分からず、出ていく量、蒸発/凝縮の状態などを推測して求めても信頼性はない。福島第一原発事故の際も原子炉圧力容器の水位が正しく把握されていればメルトダウンが防げた可能性は十分あり、その重要性は重々承知されているとは思うが、過酷事故発生時に真に必要な設備を整えることを徹底すべきである。
39	VI-４．１８　緊急対策所及びその居住性等に関する手順等／p.465	【筒井哲郎意見】 緊急対策所は免震構造であるべきである。p.467 に「耐震構造にする」と言っているが、免震性こそが居住性の必要条件であり、この判断では審査を尽くしたとは言えない。 ［理由］ 免震重要棟の必要性は、東京電力柏崎刈羽原発と福島第一原発で清水社長以下経営者たちが痛感したと言っている。福島第一原発事故の際には、3 月末までのテレビ電話における発話数は合計 3 万 4432 回で、そのうち吉田所長の発話数は 5559 回である。そして、同所長は事故発生から 72 時間の後に精魂が尽きて、休憩に入ったという（NHK スペシャル『メルトダウン』取材班『福島第一原発 1 号機冷却「失敗の本質」』2017 年、p.228）。事故が大地震をきっかけに発生した場合、初期の緊迫した時期は余震が頻繁に襲ってきて、もし免震機能のない部屋で最大の緊張を強いられながら、多面的な状況認識と敏速な判断を強いられたら、だれしもミスを犯すであろう。そのような危機を乗り越えるためには少しでも冷静が保てて、外乱のために神経が乱されることを防ぐ環境が必要である。すでに、その必要を痛感したと言いながら、従業員の作業環境に思いが至らない経営者に管理能力があるとどうして言えようか。

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	申請者の適格性及び経理的基礎	【筒井哲郎意見】 日本原電は東京電力に債務保証を求めており、それが実現してようやく安全対策費が捻出できるという経理状態にある。そのような公的資金に依存している会社の債務保証を頼りに再稼働の設備投資を行うという計画自体が、不確実なものであり、かつ道義的にも許されないことである。 ［理由］ 東京電力は、実質上経理的には破たん状態にあり、政府資金に支えられて営業を続けている。そして、当面の計画では、22兆円の資金援助を受け、そのうち16兆円を30年間で返済するとしている。そのためには年間5千億円余の利益を継続して稼がなければならない。年間5千億円の純利益を稼ぎ出している会社は国内には10社に満たず、かつ連続してその規模の利益を稼ぎ出すことはきわめてむずかしい。しかも、電力業界は自由化の方向にあって今後競争が激しくなるから、市場環境は現在より厳しくなる。さらに、上記の22兆円は、すべての賠償および事故処理費用を賄うに十分とはいえない現状での暫定試算であって、たとえば日本経済研究センターの試算ではその2倍以上の費用発生（50～70兆円）を予測している。そのような無理を重ねた計画に正統性はない。
2	申請者の適格性及び経理的基礎	【川井康郎意見】 原電に必要な工事資金を調達する経理的基礎はなく、規制委員会の判断は拙劣と言わざるをえない。 ［理由］ 規制委員会はH30年7月4日付けの審査書案関連の書類（資料1-1、別紙１）にて、「工事に要する資金の調達は可能と判断」、「日本原電には必要な経理的基礎があると認められる」と明記している。最低でも1740億円と見積もられている規制基準への適合ならびに40年を超える運転延長のために必要な工事費用は東電ならびに東北電力による資金支援を前提にしたものである。しかしながら、以下の諸点でこの経理的基礎の根拠はきわめて薄弱であり、規制委員会の判断は誤っていると断言せざるを得ない。 ① 必要資金の総額が不明確。東電、東北電力による支援「表明」額は、報道されている1740億円を超えてもなお有効なのか？ ② 原電の純利益は3･11以前であっても極めて低い水準で推移している。例えば、2006-2010年の平均は約22億円であり、20年間の延長運転を行なったとしても借入金額には到底及ばない。投資計画そのものが破綻しているのである。 ③ 東電は支援の根拠として、「良質な電源を安価で調達することは経営上のメリットである」との主旨を述べている。「良質」かどうかは措くとしても、原電の販売料金に上述の貸付金返済額を加味したらとても安価とはいえない。購入電力の料金レベルならびに融資の回収スキームを含めた財務的合理性の根拠の提示なしに、規制委員会が東電・東北電力の資金支援表明の書面のみをもって経理的基礎があると判断することはあまりの手抜き審査と言える。 ④ 市中銀行が融資に応じない計画に経理的基礎はない。

3	申請者の適格性及び経理的基礎	【満田夏花意見】 日本原電の経理的基礎については、審査において大きな争点になったのにもかかわらず、また、多くの国民の関心であるのにもかかわらず、パブリック・コメントの対象とはされていない。対象とするべきであろう。 結論からいって、日本原電に経理的基礎はなく、原子力規制委員会の「経理的基礎がある」という判断には根拠がないと考える。 また、東京電力が日本原電に対して資金支援を行う意向表明を行っているが、東電に多額の公的資金が注入されている以上、他社に対する資金支援は説明がつかない。そもそも、東電は 2011 年以来、まったく売電をしていない日本原電に総額 3,228 億円の電気料金を支払いし続けている。このような不明朗な支払いはただちにやめるべきである。 日本原電の経理的基礎および電力各社から流し込まれている多額の電気料金については大きな問題がある。第三者委員会を設置して、公開の場で議論を行い、是正を勧告すべきである。 ［理由］ ■発電ゼロにもかかわらず電気料金を払い続ける各社 日本原電は原発のみを有する発電専門会社であり、保有する４つの原発のうち、東海原発と敦賀原発は現在廃炉作業中。敦賀２号機は敷地直下に活断層が指摘されている。 2012 年以降、発電量はゼロであるが、東京電力、関西電力、中部電力、北陸電力、東北電力から、毎年 1,000 億円以上の電気料金収入を得て、延命している。その額は、総額 7,350 億円にものぼる。 逆に言えば、電力各社は、すでに６年もの間、日本原電に対して巨額の電気料金を払い続けている。これは多かれ少なかれ、電気料金に上乗せされている。すなわち、日本原電の延命のための資金を、全国の電力ユーザーが少しずつ負担していることとなる。 なかでも最も高額の基本料金を支払っているのは東電であり、その金額は 2017 年度で 520 億円である。この金額は、2010 年度まだ東海第二原発が稼働しており、その８割を東電が買っていた時の支払額 496 億円より高い。巨額の公的資金が注入されている東電が、発電量ゼロの日本原電に巨額の電気代を払い続けることはまったく説明がつかない。 ■巨額の建設仮勘定の資産性に疑問 日本原電の有価証券報告書では、建設仮勘定として、2017 年度 1,732 億円が計上されている。この内容は不明であるが、仮に建設途上の敦賀３・４号機であるとするならば、新規原発を稼働できるかどうかは可能性が少なく、その資産性には疑問がある。仮に資産性がないと判断されれば、日本原電の純資産は 1,649 億円であるため、債務超過におちいる恐れがある。 ■原子力規制委員会における審査の経緯 2017 年 11 月 14 日の審査会合で、原子力規制委員会は、日本原電に対して、債務保証の枠組みとして、だれが債務保証を行うのか、その意思はどうかについて、書面で示すことを要求した。しかし、そもそも誰かが債務保証をしなければ銀行が貸し付けを行わない時点で、日本原電の経理的基礎は怪しいとみるべきではないか。

		日本原電は、2018 年 3 月 14 日付で、東京電力と東北電力の二社に対して、「電気料金前払、債務保証等によって弊社に支援資金する意向を有している旨、書面をもってご説明いただきたく何卒よろしくお願いいたします」と要請を出した（2018 年 3 月 14 日付）。ここで、債務保証のみならず、「電気料金前払」という言葉を入れていることに注意が必要である。 東電と東北電の二社は 3 月 30 日付で「工事計画認可取得後に資金支援を行う意向があることを表明いたします」と文書で回答。しかし、両者とも「なお、本文書は、…何ら法的拘束力ある約諾を行うものではないことを申し添えます」とも書いてあり、資金支援を確約したものではない。 この文書は、原発をめぐる電力会社のもたれあいの構造を示すだけであり、日本原電の経理的基礎を何ら示すものではない。 ■「電気料金前払い」は事実上の貸し付け 前述のとおり、日本原電が、東北電、東電にあてた要請では、支援の内容として「電気料金の前払い」をあげている。 再稼働後の何年か分の電気料金を、安全対策費のために「前払い」してもらい、再稼働したあと返済期間中は電気料金から 1 年あたりの返済分の金額を差し引いたものを支払ってもらうということなのかと思われる。事実上の貸し付けとなる。 東京電力は、「良質で安価な電源を調達することは経営上のメリット」という趣旨の説明をしているが、果たして、普通に考えて、東海第二原発からの電源の調達にリスクはないのか、また安価となりうるか。 日本原電は東海第二原発の再稼働を 2021 年からとしているが、再稼働までには、工事計画認可、運転延長認可、地元同意など多くのハードルがある。再稼働できたとしても、発電に伴うもろもろのコストが発生することや、安全対策費の回収、他原発の廃炉費用などを考えれば、電気料金は相当高くせざるをえないのではないか。
4	立地指針	【井野博満意見】 「立地審査指針」は適用されないのか 原子力安全委員会により 1964 年に制定された「立地審査指針」は、安全審査指針類の最上位の指針であると理解している。この立地審査指針が廃止されたとは聞いていない。周辺に人口密集地域があるなど、東海第二原発は事故の際の被害影響がほかの原発に比べてもっとも大きい原発であると考えられる。福島原発事故の教訓に照らせば、過酷事故時の放射線影響は、立地審査指針の基準を到底満たせないと考えられるのではないか。
5	立地指針	【奈良本英佑意見】 今回の設置変更許可申請に対して「立地審査指針」を適用し、審査をやり直すべきです。 ［理由］ 1964 年（昭和 39 年）に原子力委員会が決定し、その後一部改訂された「立地審査指針」は、「最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」を要求しています。 不当にも、原子力規制委員会は、これまでの審査でも、この最も重要な指針のひとつを無視してきました。 確かに、当審査書案は、「IV-1.2.2.　格納容器破損防止対策」（p220～）で原子炉等規制法 37 条第 2 項が「発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止する た

		めに必要な措置を講じたものでなければならないと要求している」と述べています。しかし、そのような措置を講じたとしても放射性物質の流出があり得ることは、3・11 の福島第一原発事故が教えています。 今回の審査対象となった東海第二原発は、11 月 28 日に運転期限が切れる老朽原発です。重大事故発生の確率は、福島第一原発と同じか、それ以上に大きいとみるべきです。また、原発から半径 30 キロ圏には、100 万人近くが居住しており、昼間人口は、その 3 倍にも及ぶと推定されています。これらの人々を避難させる大規模訓練は、これまで行われておらず、スムーズな避難の実現可能性は、原子力規制委員会の審査対象外となっています。 このような、「運を天に任せる」審査は、原発事故被害のリスクを考慮しない、全く無責任なものと言わざるを得ません。
6	高経年設備についての審査基準	【菅谷智樹意見】 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。
7	高経年化対策	【奈良本英佑意見】 東海第二原発は、今年 11 月 28 日で運転期限が切れます。本審査書案は、同日までに運転延長を認められたいという「日本原子力発電」（以下「原電」）の「経営事情」に配慮したものであり、新規制基準の厳格な適用によって過酷事故のリスクを最小限にするという、原子力規制委員会の任務を逸脱したものです。本委員会は、原電の設置変更申請を突き返し、高経年化対策を網羅した、新たな申請書の提出を命じるべきです。 ［理由］ 本審査書案には、目次、本文を含め、高経年化対策を明確に意識した記述はゼロです。例えば、原発の最も重要な基礎素材である、鋼鉄などの金属の劣化に関わる次のような項目、語句が皆無です。数例をあげれば、「高経年」による「照射脆化」、その結果低下する「脆性遷移温度」、それを確認するための「監視試験片」といった用語が皆無、「脆性」「靭性」など、金属素材の健全性に関わる用語も全く使われていません。このことは、原電の申請書が、高経年化対策を明確・具体的に示していないことを意味します。こうした申請書を審査すること自体が無意味です。

以上