

東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の
発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書案等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取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。

柏崎刈羽原発 パブコメ意見：第II章 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力／ 4. 品質保証活動体制／ p.7-8	<p>[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再構築を行なうこと。</p> <p>【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。審査書p.8では「⑥さらに、品質マネジメントシステムの有効性の維持あるいは向上・・・」という一文が見られるが、「さらに」ではなく、まずはQMを中心に据えた組み立てが肝要であり、社内QM体制の全面的な見直しと、それに見合ったQM関連文書の改定が必要である。</p>
2	II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力／ 技術者の労働契約	<p>[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。</p> <p>【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第二原発へ避難するという出来事があった。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。</p>

柏崎刈羽原発 パブコメ意見：第 III 章 設計基準対象施設

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／p.11	<p>[滝谷紘一意見] 中越沖地震（2007年7月16日）により損傷を受けた建物・構築物と設備・機器の補修の実施とその実効性を検証したのかどうかについて、審査書案には何ら記載がない。もし検証したのであれば、その内容を審査書に明記するとともに、関連資料の公開を求める。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。</p> <p>その理由は以下のとおりである。</p> <p>柏崎刈羽原発6・7号機は中越沖地震の際に設計時の基準地震動を超える地震力を受けて、建物・構築物及び設備・機器にはさまざまな損傷が生じた。損傷例の一つとして、7号機の原子炉建屋の耐震壁にはひび割れが発生し、東京電力は「今後適切な補修を行う計画としている」と報告している。（参考資料：東京電力「柏崎刈羽原子力発電所7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書（建物・構築物編）（改訂1）」平成20年9月25日）</p> <p>その後、東北地方太平洋沖地震（2011年3月11日）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）</p> <p>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、柏崎刈羽6・7号機に関して中越沖地震による損傷個所の補修計画の実施状況、補修効果による耐震特性への影響評価などについて綿密に審査すべきである。もし女川3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の信頼性は失われることになる。</p>
2	III-1. 地震による損傷の防止／p.11	<p>[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。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>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。</p> <p>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</p>

		<p>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1年6カ月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、激震の繰り返しを想定する見直しは何らなされておらず、従って柏崎刈羽6・7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。熊本地震を通じて得られた重要な新たな知見と経験を無視していることは、設置許可基準規則の不備を指し示すものである。</p> <p>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。</p> <p>○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</p>
3	<p>III-1. 地震による損傷の防止／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.24</p>	<p>[滝谷紘一意見] 6号機と7号機のある大湊側の基準地震動が過小評価になっているおそれがあり、最大水平加速度を柏崎刈羽原発サイトで記録された既往最大値の1700ガルにすることを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>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1699Gal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。</p> <p>今般、柏崎刈羽6・7号機用に東京電力が策定して規制委員会が容認した大湊側の基準地震動は、最大水平加速度がSs-1で1050ガル、Ss-2で1209ガルであり、1700ガルより過小になっている。</p> <p>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。</p> <p>○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</p>

4	<p>III-1. 3 耐震設計方針／ 1. 耐震重要度分類の方針／ p.26</p>	<p>[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少なくとも2点含まれており、規制委員会がこれら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。</p> <p>その理由は以下のとおりである。</p> <p>(1) 非常用取水設備（設計基準対象施設設計）を構成する設備のうちのスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもが C (Ss) クラスとされていることは誤りであり、本来は S クラスでなければならない。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。</p> <p>(2) 代替循環冷却系(重大事故等対処施設)には復水補給系が用いられているが、その復水補給系（復水移送ポンプとその配管設備）及び設置されている廃棄物処理建屋の耐震クラスがいずれも B クラスであり、S クラスでない系統設備及び建屋を使用していることは不合理である。なぜならば、代替循環冷却系は、常設耐震重要重大事故防止設備とされており（設置変更許可申請書添付書類八の第 1.1.7-1 表）、設置許可基準規則第 39 条（地震による損傷の防止）一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設には「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」にもとづく、代替循環冷却系を構成する設備、機器及びそれらを設置する建物は本来 S クラスでなければならない。</p>
5	<p>III-1. 3 耐震設計方針／ 3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針／p.30</p>	<p>[中村謙慈意見] p.30 の 1 行目に「②データ数が多いことから、剛性のばらつきを適切に考慮でき、建屋の地震応答解析に基づいた機器等への地震力が安全側の結果となるような剛性を設定できること」と書かれ、その 3 行後に「規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤等の非線形特性を適切に考慮し」と建屋の剛性の適切性を述べている。</p> <p>建屋の剛性だけでなく、他の物性値についても、設計基準強度と強度試験データのどちらを根拠に判断したかを示すべきではないか。</p>
6	<p>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.31</p>	<p>[井野博満意見] 中越沖地震での機器・配管の塑性変形の有無</p> <p>柏崎刈羽原発は、2007 年 7 月の中越沖地震で被災した原発である。被災原発の設備健全性については、国の委員会や新潟県技術委員会で議論され、6号機・7号機についてはいったん運転再開に至ったが、その設備健全性や耐震安全性については疑問が残ったままであると考えている。</p> <p>その一つが、機器・配管が元に戻らない塑性変形を受けたのではないかという疑問である。配管の硬さ試験が行われ、塑性変形による硬化（硬さの上昇）は見られなかったと報告されたが、硬化事象が観測されるのは変形が 2% ないし 4%（鋼種によって異なる）を超える場合であって、それ以下の塑性変形が起っていても分からない。よって、こういう事実をふまえて、許容限界は再検討されるべきであると考えている。</p>

7	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.31	<p>[井野博満意見] 再循環ポンプモータケーシングの発生応力評価</p> <p>柏崎刈羽原発7号機の再循環ポンプモータケーシングの発生応力が許容限界以内であるのかどうか、が新潟県技術委員会設備機器小委員会で問題になった経緯がある。それは、再循環ポンプのモータケーシングの減衰定数を、設計時に採用していた規格通りの1% (JEAC4601 付表の数値) でなく3%に変えて計算したという問題である。減衰定数とは、地震などの揺れがどのぐらい早く減衰するかを示す指標であり、減衰定数が大きければ減衰は早くなり、発生応力は小さくなる。東京電力は、基準地震動 Ss (開放基盤上で1209ガル、7号機基礎版上の応答738ガル) での発生応力を減衰定数1%を使って計算し、195MPa となるので基準値207MPa 以下であるとした。しかし、その後、耐震強化工事用地震動 (基礎版上で1,000ガル) での安全確認を求められ、減衰定数3%を用い基準値以下に収まったとした。Ss 地震動での評価では余裕を見て1%を使ったが、設計時の3%に戻したという説明がなされた。この説明は虚偽ではないか。モータケーシングの発生応力は許容限界を超えているのではないか。</p>
8	III-2 設計基準対象施設の 地盤 (第3条関係) ／p.40	<p>[中村謙慈意見] “新潟県中越沖地震に対する柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性の検討状況について”平成19年12月25日 (下記①) の p.25 においては、新潟県中越沖地震によって生じた建屋近傍の地盤沈下の原因として、揺すり込み沈下が挙げられるという趣旨のことが書かれ、今後の予定として「沈下防止 (抑制) 対策について検討する」と書かれている。</p> <p>この審査書の p.40 の下から3行目には、東京電力が「直接又はマンメイドロック (コンクリート) を介して岩盤に支持される設計とする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」と評価したとしている。この評価を受けた規制委員会は、p.41 の上から14行目によると、「解釈別記1 (実用発電用原子炉に係る新規性基準に納められた解釈別記1) の規定に適合していること及び地盤ガイド (基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド) を踏まえていることを確認」したとしている。</p> <p>しかし、東京電力が下記①において中越沖地震を受けて検討すると言っている沈下防止 (抑制) 対策の審査についても、明確に述べるべきではないか。</p> <p>① 東京電力が総合資源エネルギー調査会に提出した資料の URL : http://www.meti.go.jp/committee/materials/g71225ej.html</p>
9	III-3. 2 耐津波設計方針／ p.51-52	<p>[中村謙慈意見] p.51 の下から4行目に「申請者は、荒浜側防潮堤内敷地と大湊側敷地にわたって敷設されているケーブル洞道を評価対象として特定し、津波がコントロール建屋に流入する経路とならないことを示した」と書かれているが、ケーブル洞道が津波の流入経路とならない、と言っているだけで、津波の流入経路が全くないことは言いきれないのではないか。</p> <p>p.52 の上から3行目に「敷地への遡上の可能性を検討する」と書いているが、検討することを審査するだけでは不十分で、検討した結果、講じられる対策が適切かどうかを審査する必要があるのではないか。</p>

1 0	III-3.2 耐津波設計方針／ (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／p.61	<p>[川井康郎意見] p.61 に「引き波による水位低下時において海水ポンプの機能が維持できるよう、取水口前面に海水貯留堰を設置する」とあるが、この設備（取水口ならびに貯留堰）が耐震 S クラスであることの記述がなく確認できない。</p> <p>【理由】 残留熱除去機能を担うポンプ類（残留熱除去系ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ）や熱交換器は耐震 S クラスに分類されるが、最終的な熱の放出先である海水取水口も含めてシステムの耐震健全性を保たねばならない。先行する PWR（川内、高浜、伊方）においては、非常用取水設備が耐震 C クラスのままであったことが指摘されている（岩波「科学」0272号「非常用取水設備の耐震クラス C は誤りである」（滝谷紘一）参照）。本柏崎刈羽 6・7号機においての耐震クラスに関わる矛盾を放置してはならない。</p>
1 1	III-4.2.2 火山の影響に対する設計方針	<p>[川井康郎意見] 降下火砕物の粒径分布を記載、検証し、さらに調査範囲 160km を拡大すること。</p> <p>【理由】 降下火砕物の影響検討にあたっては、記載のある降灰層厚（35cm）、湿潤密度（1.5g/cm³）、大雑把な粒径（8mm 以下）のみならず、降下・浮遊灰の粒径分布が重要な因子である。とりわけ、非常用 DEG を始めとする電気、電子機器・部品への影響は細粒子であるほど悪影響を受ける。火砕流のみならず、降灰影響を検討する場合には調査範囲に制限を設けず（言うまでもなく、微細粒子であるほど遠距離に拡散する）、かつ想定される降灰量（総量ならびに時間当たり）、降灰密度に加えて粒径分布を記載、評価すべきである。</p>
1 2	III-4.2.2 火山の影響に対する設計方針	<p>[川井康郎意見] DEG フィルターの交換頻度を降灰の粒度分布を考慮して検討するとともに、配置計画を見直すこと。</p> <p>【理由】 7.(2)項、7.(3)項に「フィルターの取替えまたは清掃が可能な設計」「安全機能が損なわれないことを確認した」とあるが、抽象的で全く具体性がない。非常用ディーゼル発電機（DEG）や空調、換気設備の検討にあたっては、ベースとなる降灰量、粒度分布、DEG や設備の粒度別許容降灰量、フィルター仕様、等々に見合ったフィルター交換頻度とその実効性を示すこと。さらに、フィルターの交換による DEG の停止は故障ではなく、設計基準上の切り替え運転に相当するゆえ、降灰時、予備機への切替え運転時には当該予備機の故障（機械的理由、目詰まり理由を問わず）に対する備えが必要である。更に予備機を設置する、あるいは、1 基の DEG に対し、並列 2 基のフィルターを設置するなど DEG を運転したままフィルター交換が可能であるかの検討（実効性も含めて）が必要であろう。</p> <p>加えて、フィルターで捕集されなかった微粒降灰中のガラス成分が DEG 燃焼室に与える影響についての検討はされているのか？ 想定されるガラス成分量ならびに許容値を明らかにされたい。</p>
1 3	III-4.2.2 火山の影響に対する設計方針	<p>[川井康郎意見] 結論として「安全機能が損なわれないことを確認した」とあるが、想定される条件下での DEG 実機試験が行われるべきである。</p> <p>【理由】 最も懸念されるのが DEG 空気取り入れフィルターの目詰まり頻度と交換の実効性、燃焼への影響である。第三者立ち合いの下、想定される降灰条件下での長時間実機試験（p.81 記載の最低 7 日間）は必須である。</p>

1 4	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.77	[滝谷紘一意見] 規制委員会の7月19日会合で火山灰の影響評価に用いる火山灰濃度をそれ以前の100倍規模に引き上げる方針が決定された。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。
1 5	III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針	[川井康郎意見] 外国からの電磁波パルス攻撃への対処を検討した形跡がない。 【理由】昨今の政治的緊張関係を反映して、北朝鮮は超高度核爆発による電磁波パルス攻撃を示唆している。規制委は「計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じる」ことで安全機能が損なわないことを「確認した」とあるが、電磁波パルス攻撃に対してはどの程度までの確認を行なったのか記載すべきである。
1 6	III-4. 1 外部事象の抽出、ならびに III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針	[川井康郎意見] 外部事象に落雷を追加し、落雷サージ対策の設計基準を明確にすべきである。 【理由】2015年8月2日に日本原燃再処理施設分離建屋において、主排気筒への落雷を起因とする計器類の破損が生じ（計29機器?）、一時的に貯槽された高レベル廃液の監視等に支障をきたした。落雷を検討対象に含めると共に、落雷サージによる電源や計器への影響検討にあたっては、当該事故のフィードバックが欠かせない。
1 7	III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止、ならびに III-1 4 安全保護回路	[長谷川泰司意見] III-5には「3. 発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。」、また III-1 4 では「安全保護系は、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。」と記載しているが、この程度の防御策でサイバーテロを防ぐことが可能なのか、過去のサイバーテロの事例を基に再度検討していただきたい。 【理由】情報システムは、外部からのアクセスを遮断するだけでは、新規稼働あるいは変更に対応できない。使用していく上では必ず何らかの形での更新が必要となり、その際には受信(あるいは入力)作業が必要となる。サイバーテロのように悪意ある侵入を行うのであれば、そのような場合を狙って、内部に協力者を作り、USB メモリーなどの外部媒体を使って侵入することも考えられる（過去にいくつも事例がある）。また、イントラネットに接続されることを期待して従業員の所有するスタンドアローンの PC にウィルスを仕込み、内部に侵入する機会をうかがうことも考えられる。記載されているようなセキュリティ管理程度では外部からの悪意ある侵入を防止できないと考える。
1 8	III-1 4 安全保護回路	[長谷川泰司意見] 「安全保護系は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウィルスが動作しない環境となる設計とする」と記載しているが、「固有の」の意味が不明である。「固有の」が、柏崎刈羽原発固有の、ということであれば、以下の理由から非現実的と考えられる。さらに、コンピュータウィルスからの防御をプログラムの固有性で解決しようとする根拠を明確にしていきたい。

		<p>【理由】長期にわたる維持管理（システムメンテナンス）を考えれば、柏崎刈羽原発だけに使われる、閉じたシステムや言語体系を維持管理していくことは、供給する側も維持管理する側も多大なリスクを抱えることになる。また、このような閉じたシステムや言語体系によって開発されたシステムや言語体系は、当然のことながら多くのバグを抱えており(初期不良)、そのための危険性も増大する。上記意見は、川内原発に関するパブコメでも提出したが、貴委員会は「安全保護系に使用するプログラムは従来から使用実績があるものであり、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用するとしていることを確認しています (p.133)」と回答された。しかし、これは「固有の」と書かれていることと矛盾するのではないか。「固有のプログラム言語」を使うことによって、「一般的（この意味もよく分からないが）なコンピュータウィルスが動作しない環境」を作ろうとしている、と解釈したが、それが「従来から使用実績があるもの」であれば、いよいよコンピュータウィルスには対応できないのではないか。もちろん、サイバーテロに使われるコンピュータウィルスは国家レベルで開発していると考えられるし、であれば「一般的」なものなどないだろう。従来型のコンピュータシステムであれば、どのように特殊化・固有化してもウィルスをもぐりこませることは可能であると考えられる。</p>
--	--	--

柏崎刈羽原発 6・7号機 パブコメ意見：第IV章 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、第V章 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）、及び 第VI章 審査結果

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	VI 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力	<p>[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して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。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>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。</p> <p>(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</p>

		<p>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。MELCOR によるロスチェック解析の実施を強く求める。</p> <p>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、ロスチェック解析に相当するものではない。</p> <p>(*) 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)</p>
2	IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失	<p>[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、それによってサブプレッション・チェンバの熱水を冷却することを計画している。それは、装置としての信頼性が低いばかりでなく、作業にも過酷な手動操作を要求することであり、きわめて信頼性が低い。格納容器内に噴射する水は、放射能を含まない水を供給すべきである。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。</p> <p>【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エ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ようになって望ましくない。</p>
3	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>[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が求められる。</p> <p>その理由は次の通りである。</p> <p>設置変更許可申請書では「格納容器隔離弁の故障等による高圧炉心注水系の吸込配管からの冷却材漏えい」事故が選ばれているが、この事故よりも周辺住民の放射線被ばくと環境汚染が厳しくなるおそれのある事故がある。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過し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。</p> <p>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。</p> <p><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)</p>

4	IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策／p.212	<p>[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。</p> <p>その理由は、次のとおりである。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
5	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）／p.213-219	<p>[滝谷紘一意見] 本格納容器破損モードの対策の有効性評価として低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系（常設）を考慮しているが、これらは耐震 B クラスの廃棄物処理建屋に設置された耐震 B クラスの復水移送ポンプと復水貯蔵槽を使用する設備であり、重大事故等対処設備として位置づけることは設置許可基準規則に反している。従って、これらの系統を考慮に入れない評価をすべきである。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>上述の各代替設備は、いずれも常設耐震重要重大事故防止設備（定義：常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの）として設備分類されている。</p> <p>これに関連して、設置許可基準規則第 39 条（地震による損傷の防止）一 に、「常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設には、基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」と規定されている。本規定にもとづくと、これらの設備を構成する機器、配管及びそれらを収容する建物は、代替される本設の低圧注水系、格納容器スプレイ系、残留熱除去系と同じ設計基準地震動に対して必要な機能が損なわれないこと、すなわち耐震 S クラスでなければならない。従って、代替設備に耐震 B クラスの設備機器と建物を使用することは規則違反である。</p>

6	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.231 及び p.235	<p>[高島武雄意見] COTELS 実験の結果は水蒸気爆発が起こりにくいエビデンス（証拠）にはならない</p> <p>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 COTELS の結果である。ここでは、COTELS 実験の疑問点を指摘したい。</p> <p>COTELS 実験の FCI あるいは水蒸気爆発に関して、申請者が示している資料[1]中の COTELS に関する唯一の引用文献[2]と、インターネットで入手可能な他の文献[3]には、どちらにも溶融物の温度が示されていない。水蒸気爆発の実験・研究において、溶融物温度は必須のデータである。これでは実験といえない。したがって、COTELS 実験の結果は水蒸気爆発が起こりにくいエビデンス（証拠）とすることは不適切である。</p> <p>なお、文献[2]と[3]は全く同じと言ってよい内容で、どちらも会議での報告であり、査読を経て雑誌等に掲載される学術論文とは異なるものである。</p> <p>文献</p> <p>[1]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> <p>[2] Masami Kato, Hideo Nagasaka, Yuri Vasilyev, Alexander Kolodeshnikov and Vladimir Zhdanov, COTELS Project (2): Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability Karlsruhe, Germany, 15-18 November 1999.</p> <p>[3]Masami Kato and Hideo Nagasaka , 2.3 COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015,pp.36-42.</p>
7	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.231	<p>[高島武雄意見] FARO 実験の結果を水蒸気爆発が起こりにくいエビデンス（証拠）とするのは疑問</p> <p>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。ここでは、FARO 実験の疑問点を指摘したい。</p> <p>FARO 実験の FCI あるいは水蒸気爆発に関して、申請者が示している資料[1]中の FARO に関する二つの文献は、無料で入手できず内容を確認することが困難であった。そこでインターネットで入手できた同じ著者の報告書[2]を調べてみた。この文献では、溶融物の温度測定については説明がない。その値については本文中で“a temperature of approximately 3000 K”（訳：おおむね3000Kの温度）、あるいは表中に“3070(*)”などと記されているのみである。そして表中の(*)アスタリスクについては記述がない。この文献を見るかぎり、温度の数値は直接測定したものではなく、推定もしくは近似したものと思われる。</p> <p>以上の検討から、水蒸気爆発の発生が確認されなかったとする FARO の実験は、実験の必須データである高温液の温度が定かでなく、実験結果に著しく信頼性を欠くと思われる。したがって、「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とするには不適切である。</p> <p>文献</p>

		<p>[1]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> <p>[2] D Magallon, I Huhtiniemi, Energetic event in fuel-coolant interaction test FARO L-33, Proc. 9th Int. Conf. Nucl. Eng.(ICONE-9), Nice, 2001.</p>
8	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.231	<p>[高島武雄意見] KROTOS 実験の水槽は小容量で水蒸気爆発が起こりにくい炉心溶融物の実験のうち KROTOS 実験についての問題点を指摘したい。</p> <p>申請者らは、KROTOS 実験では自発的な水蒸気爆発は観察されず、外部トリガーを加えたときに爆発が生じるとされている。</p> <p>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理由の一つがあると推定する。資料[1]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。ここに、2800 から 3000K 程度の物質を 2 から 5kg 投入する。溶融物の熱エネルギーの 4, 5%が、主に、ふく射によって水に伝わることで、水温が飽和温度付近まで急上昇する計算になる。水蒸気爆発発生に関するこれまでの知見では、水温が飽和温度に近い時は起こりにくい、というものである。つまり、KROTOS 実験では、初期状態を常温程度の水（高サブクール度）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。意図的か否かは別として、KROTOS 実験の水槽では、水蒸気爆発が起こらなくなっていると言えるのではないだろうか。</p> <p>結論：KROTOS 実験では、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ている可能性がある。</p> <p>FARO、COTELS、KROTOS、TROI 実験で、水蒸気爆発実験として唯一信頼が置けるのは、TROI の結果のみといえるのではないだろうか。その TROI 実験では、自発的な水蒸気爆発が複数回観察されている。この事実を重視する必要があると考える。</p> <p>文献</p> <p>[1]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>
9	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.231	<p>[高島武雄意見および理由] 水蒸気爆発シミュレーションについての疑問点</p> <p>「柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に関する審査の概要(案)」(以下、概要)の66ページで、「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」についての記述がある。それによると解析では、ペDESTAL内壁と外壁に張り付けた鋼板に、水位 2m の時は、各々 32MPa、25MPa、水位 7m では 78MPa、168MPa の最大応力生じるとしている。そして、これらの値は、降伏応力(490MPa)以下なので問題ないと結論付けている。</p> <p>・疑問点 1：水深 2m と 7m で、内側と外側に生じる応力の大小関係が逆転している。受圧面積の影響や衝撃波の</p>

		<p>発生の有無などが理由と推定されるが、何ら説明がない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・疑問点2：鋼板の強度のみを問題にしているが、コンクリート内部にも応力は生じており、鋼板でコンクリートへの負荷が抑えられるかは疑問である。
10	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.231	<p>[高島武雄意見] 水蒸気爆発シミュレーションについての問題点</p> <p>「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に関する審査の概要(案)」(以下、概要)の66ページで、「水蒸気爆発が発生した場合の影響評価」について記述がある。それによると解析では、ペDESTAL内壁と外壁に張り付けた鋼板に、水位2mの時は、各々32MPa、25MPa、水位7mでは78MPa、168MPaの最大応力生じるとしている。そして、これらの値は、降伏応力(490MPa)以下なので問題ないと結論付けている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・問題点1：解析の条件、例えば、溶融炉心の量などの記述がない。 ・問題点2：計算結果は解析に用いる計算コードや、計算時の初期条件と境界条件によって異なるが、M.Leskovar[1]の解析では、内側で約300MPaの圧力値(圧縮応力に相当)が生じている。この圧力波は、外側面で反射することで、引張応力を生じる。反射面では約600MPa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。たとえば、外壁が固定されている部分では反射が繰り返され、さらに大きな応力となる[2]。 <p>ご案内のように、衝撃圧力波が反射波となるペDESTALの壁の内部には、圧縮応力が反転した形の引張応力が生じる。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(Hopkinson 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)。</p> <p>そもそも、鉄筋コンクリート製のペDESTALは圧縮荷重には大きい強度を示すが、引張荷重に対しては、圧縮荷重に対する強度の8から10%程度しかなく極めて弱い。コンクリート自体は10MPa以下の強度しかない。これを補うため鉄筋を入れ、内側外側に鋼板を張り付けるものである。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。</p> <p>文献</p> <p>[1]M.Leskovar, Simulation of Ex-Vessel Steam Explosion, in P.Tsvetkov ed., Nuclear Power - Operation, Safety and Environment, INTECH(2011), pp.207-234. (https://www.intechopen.com/books/nuclear-power-operation-safety-and-environment/simulation-of-ex-vessel-steam-explosion)</p> <p>[2]例えば、立矢宏, 衝撃を受ける機械構造の力学入門, p.11. (http://da.ms.t.kanazawa-u.ac.jp/lab/tachiya/text/impact.pdf)</p>

1 1	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.231	<p>[高島武雄意見] 過酷事故時の格納容器下部への事前水張りは自殺行為</p> <p>原発メーカーでさえ、福島原発事故が起こる前から「EURはVR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」[1]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。</p> <p>なお、EURはEuropean Utility Requirements：欧州電力事業者要求仕様、VRはVessel Retention：炉内保持、DWはドライウエルの意。</p> <p>文献</p> <p>[1] 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）.</p>
1 2	IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼/p.238	<p>[滝谷紘一意見] 酸素濃度は水素爆轟防止の判断基準（ドライ条件に換算して5%以下）を超えているので、格納容器破損防止対策に有効性がない。設置変更許可を取り消すべきである。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>解析結果の a.に「事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は13%（ウェット条件）を上回る。」、b.に「ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は、事象発生から約18時間後まで5%を上回るが、この期間はLOCA破断口からの水蒸気によりドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約0.2%（ウェット条件）であり、5%に達しない。」とある。</p> <p>一方で、格納容器破損防止対策の判断基準（212頁）には、「(f)原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（ドライ条件に換算して水素濃度が13%以下又は酸素濃度が5%以下であること。）」と定められている。</p> <p>この判断基準に照らし合わせると、ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度がドライ条件に換算して5%を上回っていることは、明らかに判断基準を超えていることになる。申請者はウェット条件では5%に達していないから水素爆轟の問題はないとし、それを規制委員会が容認していることは、規制委員会が定めたドライ条件に換算のもとでの判断基準を無視していることになり、不当である。</p>
1 3	IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用/p.241-249	<p>[滝谷紘一意見] 申請者は解析コードMAAPによる解析結果で、コンクリートの侵食量が床面及び側面ともに約1cmであると報告し、規制委員会はこれを妥当と認めているが、水中条件での溶融炉心のこの侵食量は過小評価になっている可能性が高い。規制委員会には以下の2点の実施を求める。</p> <p>(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</p> <p>(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</p>

		<p>その理由は次の通りである。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
1 4	IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用／p.246	<p>[滝谷紘一意見] 水中での溶融炉心によるコンクリート侵食現象（MCCI）に関しては、溶融炉心デブリ上面での水による除熱が重要な物理化学現象の一つであり、その除熱特性には大きな不確かさが伴っている。申請者は初期条件の溶融炉心から水プールへの熱流束を 800kW/m²相当（圧力依存あり）とし、それが最確条件であるとしているが、その根拠は米国の SWISS 実験における事例にすぎず、この熱流束値よりも顕著に低い実験報告例が国内外で公表されている。従って、不確かさの影響評価として、溶融炉心から水への熱流束を少ない側に厳しく設定したケースについて解析評価することを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>申請者の資料（参照資料1）によると、注水を伴った MCCI 実験として国内外の5つの実験が紹介され、溶融炉心デブリから水への熱流束について以下の記載がある。</p> <p>(1) SWISS 実験（米国 SNL）：約 800kW/m²程度</p> <p>(2) WETCOR 実験（米国 SNL）：溶融時に 520kW/m²、凝固時に 200kW/m²</p> <p>(3) MACE 実験（米国 ANL）：100～800kW/m²（図より安定クラスト形成時の概略読み取り値）</p>

		<p>(4) COTELS 実験 (日本 NUPEC) : 100~650kW/m²</p> <p>(5) OECD/MCCI 実験(米国 ANL) : 25~1000kW/m² (図より安定クラスト形成時の概略読み取り値。コンクリート材質にも依存)</p> <p>これらの実験結果から、申請者が解析条件として設定した (1) SWISS 実験による 800kW/m² 相当は最確条件とはいえないし、安全評価上厳しい結果が出るのを避ける側の設定であることが明らかである。</p> <p><参照資料></p> <p>1. 東京電力「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の設置変更許可申請書の一部補正 (2017 年 6 月 16 日)」中の「付録 2 注水を伴った MCCI 実験」(添付 5-3-52~77 頁)</p>
1 5	IV-3.2 地震による損傷の防止 (第 39 条関係) / 1. 耐震設計方針 / p.311-311	<p>[滝谷紘一意見] 申請者は廃棄物処理建屋 (耐震 B クラス) に設置されている復水移送ポンプ (耐震 B クラス) と復水補給水系配管・弁 (耐震 B クラス) を使用する代替循環冷却系 (常設)、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (常設。B クラスの復水貯蔵槽も使用) を、重大事故対処設備として位置づけて重大事故等対処設備の有効性評価の中で各機能を考慮していることは、設置許可基準規則第 39 条 (地震による損傷の防止) に反している。規制委員会がこの規則違反を容認していることは審査の瑕疵であり、設置変更許可は無効である。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>廃棄物処理建屋、復水移送ポンプと復水補給水系配管・弁及び復水貯蔵槽は、設計基準対象設備であり、いずれも耐震 B クラスである。申請者はこれらの設備を常設耐震重要重大事故防止設備として位置づけている。しかし、重大事故等対処設備の耐震性について、設置許可基準規則第 39 条には、</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>と規定されている。すなわち、常設耐震重要重大事故防止設備は、代替される設計基準対処設備と同じ基準地震動による地震力に対して機能が損なわれおそれがないこと、すなわち耐震 S クラスでなければならない。耐震 B クラスの設備を常設耐震重要重大事故防止設備として使用することは、上記規則に反していることが明らかである。</p>

1 6	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／p.368	<p>[筒井哲郎意見] 格納容器の過圧破損を防止するために、「格納容器圧力逃がし装置」いわゆる「フィルタベント設備」が設けられている。そして、この装置をバイパスして格納容器内容物を大気に放出するバイパスライン（耐圧強化ベント）が設けられていて、これを閉鎖する意思がないと説明されていた。審査書では不明であるが、もし残しているなら、バイパスラインは撤去すべきである。</p> <p>【理由】「耐圧強化ベントライン」はもともと設置されていて、福島第一原発事故後に「フィルタベント設備」が追加された（東京電力「フィルタベント設備について」2015年5月27日、p.2 http://www.pref.niigata.lg.jp/HTML_Article/599/793/No.23,1.pdf）。フィルタベント設備は、直接格納容器の内容物を放出しないために事故後に新設されたものであり、旧来の設備を廃止するためのものであった。</p>
1 7	IV-4. 1 5 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. 1 5関係)／p.431	<p>[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。</p> <p>【理由】審査書は依然として旧来の「差圧式水位計」を使用している。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。</p>
1 8	IV-4. 1 5 計測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. 1 5関係)／「表 IV-4. 1 5-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ」／p.433-	<p>[井野博満意見] 福島原発事故においては、1号機の原子炉水位計が誤動作し、原子炉内の水位を見誤り、炉内の燃料棒損傷状況の把握が遅れ、事故対応を誤った一因になった。誤動作の主因は、水位計の基準面器内の水が蒸発してしまい、誤った（過小の）水位を示していたことにあると考えられる。この水位計の問題点は、申請を認められようとしている柏崎刈羽原発でも解消されていないのではないのか。広帯域と燃料域の2種の水位計が設置されるようであるが、この基準面器内の水の蒸発という弱点は解決されているのか。現状の原子炉水位計は、重大事故時には役立たないのではないのか。</p>

19	IV-4. 18 緊急対策所及びその居住性等に関する手順等／ p.450	<p>[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.470に規制委員会が申請者の取り下げに同意したことを述べている。その上で「居住性が確保されていること等を確認した」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。</p> <p>【理由】免震重要棟の必要性は、ほかならぬ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。</p>
20	IV-4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等／2(2)③手順等の方針／p.456	<p>[井野博満意見] 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能について</p> <p>当初、中越沖地震後に荒浜側に設置された免震重要棟が緊急時対策の司令塔になると説明されていた。だが、基準地震動の揺れに対応できずに使えないため、5号機建屋内に緊急事態削除を設置することに変更されたという。しかし、原子炉建屋は耐震構造であっても免震構造ではないため、余震などでの揺れは減衰せず、この場所での各種作業や指令を管理者がおこなうのには困難があるのではないのか。また、6号機・7号機と地理的に接近しているため、(停止している)5号機建屋も同時に損傷を受けた状態になることが考えられる。5号機建屋は緊急時対策所として不適當なのではないか。</p>
21	VI 審査結果／p.482	<p>[井野博満意見] この適合性審査では、原子力委員会が1964年に決定し、原子力安全委員会が1989年に改訂した「原子炉立地審査指針」がいっさい無視されている。設置許可審査の最上位に位置するはずの立地審査指針は、現在でも生きており、その要求を考慮しないのは不当である。立地審査指針が求める「周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」という基本的目標(1.2項)を達成するため、「原子炉の周囲は、ある距離の範囲内は非居住区域であること。ある距離の範囲を判断するめやすは、重大事故の場合の被ばく線量が、甲状腺(小児)に対して1.5Sv、全身に対して0.25Svとする。」(2.1項)(現在の知見に照らせば、0.25Svは0.1Svに読み替える)という条件を加えるべきである。福島原発事故を経験した現在、柏崎刈羽原発がこの立地指針の要求を満足するのかどうか、原子炉規制委員会は真摯に考えるべきである。</p>

柏崎刈羽原発 パブコメ意見：添付-1、別添-2 および 審査書（案）には触れられていない項目

No.	テーマ／対象条項／ページ	意見及び理由
1	[添付 1] 申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果（案）	<p>[筒井哲郎意見] 審査書案の添付 1 には、原子力規制委員会が経営者と意見交換したこと、現場職員と意見交換したことなどを根拠として、東京電力が原発の運転において適格性があると判断した旨述べられている。筆者は下記の理由で、このような手法で適格性を判断することが不適切であると考え。</p> <p>【理由】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 事故は、原発プラント内外の物理的・化学的な自然の外力あるいは敵意を持つ者による外力によって発生するのであり、経営者や現場職員たちの主観的努力で防止できる範囲は限られている。現に、福島事故に係る損害賠償請求の裁判において、東電の経営者たちは事故の責任を否定している。また、裁判の被告側証人として意見書を提出している原子力工学の専門家たちは、「原子力プラントにゼロリスクを求めるのは間違いだ」と主張している。このような事実を鑑みれば、経営者や現場職員との意見表明が原発の安全を保証するという事はできない。 2. 東京電力は民間の営利企業である。たとえば、川村会長は就任直後に「社員に対して稼ぐ意識を高める」ことを強調している（『日本経済新聞』2017年7月14日）。一方、東京電力が原発の稼働率を上げるために検査結果を隠ぺいしたり、経済上の理由で安全対策を省略したりした例は、福島事故以前にも以後にも発生している。 <ul style="list-style-type: none"> －2000年にGEの技術者が内部告発したことに端を発して、1986年以来の計29件の検査結果の事実隠ぺいや虚偽報告が明らかになり、2002年には東京電力の全原発が停止され、歴代経営者が退任した。 －2008年3月東京電力の土木調査グループが、シミュレーションの結果福島第一原発に襲来する津波高さが15.7mに達する可能性を報告したが、武藤氏・吉田氏が、それより低い土木学会の予測値を採用して対策を先送りするように指示した（添田孝史『原発と大津波 警告を葬った人々』岩波新書、2014年、p.100）。 －2013年に東電社内で柏崎刈羽原発の免震重要棟の耐震性能を確認したところ、7つの基準地震動のうち、5つで耐えられないという結果を得た。しかし、そのことを曖昧に報告したために、2017年の審査会合で結果が違っていると指摘された（「柏崎刈羽原子力発電所免震重要棟の耐震性について」『東京電力通信』臨時号 http://www.tepco.co.jp/niigata/images/orikomi_201704_01.pdf）。現申請では、5号機建屋内緊急対策所は耐震構造であって免震構造ではない。 <p>民間の株式会社の本性として、二兎を追うことは無理である。だからこそ、細かい客観的規制を課して逐一確認することが規制委員会に託された使命である。それを被規制者の主観的善意に依拠してはいけない。</p> 3. 東京電力は他の電力会社以上に経済至上主義に陥りやすい状況にある。福島事故の処理と賠償費用21.5兆円のうち、16兆円を毎年5千億円の利益を上げながら返済していくとしているためである（『朝日新聞』2017年6月24日および『日本経済新聞』前掲記事）。日本国内で年間5千億円の利益を稼いでいる企業は数社しか

		<p>なく、2017年3月期の決算ではどの電力会社も、はるかにそのレベルを下回っている。自由化に転じたばかりのユーティリティ市場で東京電力のみがとびぬけた利益率を得られるとは考えにくい。その環境で30年を超える期間に渡って高利益を維持するというためには、さらに強い利益至上主義が働く恐れがある。現にその利益改善の主要な柱として、ほかならぬ柏崎刈羽原発の再稼働が挙げられている（『朝日新聞』前掲記事）。したがって、一步退いて慎重な安全配慮が尽くされているかが疑われても不思議ではない。本来であれば、東京電力を破綻処理して、まったく異なる事故処理のスキームを構築する必要があるのではないか。</p> <p>4. 法治国家の行政府としての規制委員会は、客観的な規制法規に基づいて一つひとつの箇条の適合性を審査すべきであって、経営者や従業員の主観的意思表示に依拠すべきではない。経営者自身が虚偽を働いた例は枚挙にいとまがない。最近の例では東芝の会長と社長が粉飾決算を社員たちに命令し、それが内部告発によって発覚してからも、監査法人や第三者委員会を抱き込んで1年以上真因（ウェスチングハウスによる巨額損失）を隠ぺいすることが行われた。東京電力の約束を保安規定に記載して、規制委員会が審査し履行の監督をすると述べているが、その規制行為を実態化することが詳細な規制箇条を規定して、逐一確認していくという行為を抜きに考えられない。</p> <p>また、「履行の監督」の実務内容が明示されていないが、現在同時に進められている検査手続きを事業者の自主的な実行と責任に委ねるとしている方向性とも矛盾している。</p>
2	<p>[添付1] 申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果（案）</p>	<p>[筒井哲郎意見] 東電は、原発安全に関して市民への透明性を配慮する姿勢が不足している。政府事故調や国会事故調の調書を吉田所長のもの以外非公開としている。原発事故時に運転者たちの組織の情報共有がどの程度可能で、どういう限界があるかを検討する重要な資料をプライバシーなどの二義的な理由で秘匿するのは、専門家としての社会的使命を全うしていないというべきであり、そのような組織は原発という社会的被害規模の大きい産業プラントを運転する資格がない。</p> <p>【理由】</p> <p>1. フランスのパリ国立高等鉱業学校の研究チームは、吉田調書400ページすべてを翻訳して、原発事故時の教訓としている。それは、事故時の情報共有の失敗が福島原発事故の教訓だという認識に基づいている（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」』講談社現代新書、2017年、p.44）。当事者の認識を述べているそれぞれの調書は、事故時の人間の情報共有についての得難い資料である。それを秘匿しておいて広く共有する気持のない企業は市民と共生する社会的存在を自ら否定していると言わなければならない。</p> <p>2. 福島原発事故時の3月11日午後、中央制御室内の運転員はアイソレーション・コンデンサー（IC）が止まっていることを認識していたが、免震重要棟の吉田所長はICが動いていると思い込んでいた。そのような情報の行き違いが、情報が錯綜しているときには起こりやすいことを、多面的に研究しなければ、単なるハードウ</p>

		<p>エアの強度や制御を規制しても、事故対策としては片手落ちになる。運転員の心理や組織の運営方法に踏み込んだ研究が必要である。</p>
3	<p>[添付 1] 申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果 (案)</p>	<p>[中村謙慈意見] p.1 の上から 9 行目から 12 行目にかけて、この審査は、技術的能力を確認するために行ったものである、という趣旨のことが書かれている。しかし、技術的能力の確認と同様に以下のような社会的責任を果たせるかどうかを審査すべきだ。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 自然環境を保全する。これ以上、放射性物質を自然環境に放出しない。 • 情報を迅速に公開する。情報を改ざんしない。 • 社員や下請け労働者の健全な労働環境を確保する。労働被曝線量を改ざんしない。 • 再び事故を起こした場合に対する危機管理および賠償の準備を公開する。 <p>このような社会的責任を果たすことを宣言できない会社には、原子炉設置者としての適格性はない。</p>
4	<p>[添付 1] 申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果 (案)</p>	<p>[中村謙慈意見] 東京電力や原子力規制委員会 (かつての原子力安全・保安院) のような事故当事者だけでこのような文書交換の手法を使い、再稼働の審査を成立させようとする事からも、電力会社と規制当局の馴れ合い体質が 3.11 の事故前と全く変わっていないことが明白である。東京電力の原子力発電所全ての運転許可については、国会あるいは国民参加型の議論で決めるべきだ。</p>
5	<p>[添付 1] 申請者の原子炉設置者としての適格性についての確認結果 (案)</p>	<p>[菅谷智樹意見]</p> <p>p.2 1.1 やり遂げ決意と覚悟に対する判断基準が有りません。決意と覚悟が充分有る、またはその状態が継続されているかどうかをどう判断するか、最低限の基準が必要と考えます。具体的に原子力規制委員会はどの様にして決意と覚悟が「有る」と判断したのか明記して頂きたいと考えます。</p> <p>p.2 1.2 経済性より安全性とありますが、いわゆる安全神話の反省から、絶対安全は無いとする以上、どこかで折り合いをつけることが前提とならざるを得ません。その場合、どこかで経済性を取るポイントが発生するため、矛盾が生じます。</p> <p>p.2 2. 本社の指示ではなく、1 企業の 1 所長が、福島第一原発事故の様な日本を左右する過酷事故の判断をし、その責任を負い切れるものではないと考えます。決意としては必要かもしれませんが、その重圧に耐え切れる人材が今後継続していると言えるのでしょうか？</p> <p>また、東京電力は、福島第一原発事故の賠償を税金任せにし、廃炉もまだ原子炉内の状況確認も完了していないスタート直後の状態で、責任を果たしたと言うのでしょうか？賠償も廃炉も自らの力で終えて責任能力を証明する必要があると考えます。</p> <p>p.3 3. 東京電力の技術が他に比べて低くなかったとしても、安全対策が不十分であったために福島第一原発事故は発生しました。問題は、安全対策が不十分だったのに対策が十分と判断した判断能力の不足であり、そこに責任があることへの言及が必要と考えます。</p>

		<p>また、あたかも廃炉作業が完了した、または百歩譲ってそれなりの進展があった様に見える書き振りですが、廃炉作業は原子炉内の状況確認も完了しておらず、まだまだ始まったばかりの状態であり、表現が適当ではないと思います。今後の廃炉作業はその作業内容から発生するリスクがこれまでより格段に増える事は明白ですが、まだ現時点ではそのリスク増大に対して安全が確保できるかどうかの判断ができる状況では無いと考えます。</p> <p>p.3 4. 経済産業大臣から本東京電力回答文書に対する意向を前提とするならば、それを裏付ける経済産業大臣の文書を添付しなければならない。</p> <p>p.4 5. 東京電力はついこの6月にも、凍土遮水壁の効果の説明の際、実際は主にポンプで地下水を汲み上げて減らしているにもかかわらず、あたかも遮水壁の効果で地下水の流入が減った様に見せかけており、更田委員長代理(当時)を始め、国民が東京電力を信用できる状況では無かったはずです。</p> <p>しかし、現在、東京電力の回答書を元に適格性が有ると判断するのは東京電力が信用できることが前提であるはずです。この東京電力が信用できる体質に変化したと判断する根拠を国民が分かるよう、具体的に東京電力のどのような変化が根拠となったのか明記すべきです。</p>
6	<p>[別添2] 本年7月10日の原子力規制委員会との意見交換に関する回答/p.2-4</p>	<p>[菅谷智樹意見]</p> <p>p.2 2.① 福島第一原発廃炉事業は原子炉内の状況確認も完了しておらず、十分な実績が示されていないと考えます。また、地元の方々にしっかり向き合うことの具体的証明が必要で、今の時点で福島の方々、新潟の方々が、東京電力が向き合っていると判断していることの証明が必要だと考えます。</p> <p>p.2 2.② 廃炉に多額を要する他に東京電力は福島第一原発事故での被災者への賠償も不十分で、その費用も足らずに国民の負担に頼っています。福島第一原発事故すら事業者責任を全うできていない東京電力が更に柏崎刈羽の事業者責任を全うできる見込みがあるというのであれば、まず肩代わりした国民の負担を返すべきで、それもせず新たなリスクを国民に再び背負わせることは無責任と考えます。</p> <p>p.3 2.③ 経済性より安全性とありますが、いわゆる安全神話の反省から、絶対安全は無いとする以上、どこかで折り合いをつけることが前提とならざるを得ません。その場合、どこかで経済性を取るポイントが発生するため、矛盾が生じます。また、「私は」とあるが社長のみならず、社員や特に監査の立場にある取締役会が将来においても安全性を優先することを約束すべきと考えます。</p> <p>p3 2.④ 不確実、未確定な段階でもリスクに対する取組みを実施するには、原発推進か否かの立場に囚われず幅広い意見に耳を傾ける必要があります。とりわけ、市民団体からの安全に対する懸念をないがしろにすることなく、その意見に真摯に対応することを盛り込むべきと考えます。</p> <p>p4 2.⑦ 発電所と経営層のコミュニケーションを密に取るのは良いと思いますが、意見・知見の一元的な把握の具体策ではないと考えます。</p>

7	基準地震動の見直しと材料の許容応力	<p>[筒井哲郎意見] 現在の審査は、新規制基準への適合性を確認しているが、基準地震動と材料の許容応力の関係があまりにも大きく変化しておりこれでは安全性が保てないとする。現在工業界では、神戸製鋼所が出荷した金属材料の強度試験結果が JIS で規定された強度を満たしていないことが大きな社会問題になっている。しかし、それらの材料を加工して製品を作った自動車メーカーや航空機メーカーなどは「安全上の確認をしたが実質上の問題は無い」としている。つまり、材料設計において、安全率（たとえば 3 倍の余裕）を持っていたものが、10%強度不足でも、安全率が 2.7 倍であれば、設計上大きな不安はない。つまり、負荷条件の変更がなければ、大した強度上の問題にはならない。</p> <p>一方、この度の柏崎刈羽原発の安全審査における基準変更は、建設時と現在との比較において、外力による負荷の違いがあまりにも大きい。設計基準地震動は、建設時 450Gal であったのに対して、現在の審査値は 2300Gal である。そして構造物は、一度そのような荷重を経験して塑性変形やコンクリートのクラックが生じて劣化していることが当然予想される。基準地震動が 5 倍（2300Gal/450Gal）も増え、しかも、一度そのような荷重に曝された設備が健全であるとは技術の常識では考えられない。神戸製鋼所の材料を使用した製品は今後定期検査の機会ごとに交換していくという。そういう工業界の慣行から考えれば、柏崎刈羽原発を再使用すること自体に危険が存在する。</p>
---	-------------------	--

以上