

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、プラント技術者の会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。

女川原発2号機 パブコメ意見[文例集]：Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力 (p.4～9)

No.	対象条項／テーマ／ページ	意見及び理由
1	Ⅱ 2. 技術者の確保／ 労働契約／p.5	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>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]</p> <p>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て混乱が見られた。それは、雇用主と従業員との間の労働契約が、重大事故発生時の被ばく労働を想定しない作業条件であったからである。現在の審査書は重大事故対処を全面的に電力会社従業員に要求している。</p> <p>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>
2	Ⅱ 4. 品質保証活動体制／ p.6	<p>【川井康郎意見】</p> <p>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こと。</p> <p>[理由]</p> <p>検証・確認の対象が品質保証であることに国内外の動向からの決定的な遅れを感じる。産業界では2000年に改定（現在は2015年版）されたISO9001「品質マネジメントシステム（QMS）」を最上位に据えて、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」への変換を行ない、社内QM体制の全面的な見直し、組み立てと、それに見合ったISO基準を始めとする国際基準に合致したQM関連文書の改定・整備が必要である。</p>

女川原発2号機 パブコメ意見[文例集]：III 設計基準対象施設 (p.10～149)

No.	対象条項／テーマ／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	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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。</p> <p>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。（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>同報告後、建屋の剛性低下対策がどのように行われ、その実施効果がどのように確認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。</p>
2	III-1 地震による損傷の防止（第4条関係）／p.10	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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>（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。</p> <p>（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。</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</p>

		<p>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。</p> <p>女川2号機では、東北地方太平洋沖地震の際に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、同建屋の剛性が顕著に（最大70%）低下した。このような状態において、繰り返しの激震を受けた場合に、原子炉建屋及び内部に設置されている機器・構築物がどのように応答するのか、果たして健全性が保たれるのかどうか、非常に懸念される。</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-1.1 基準地震動</p> <p>4. 基準地震動の策定</p> <p>(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動／p.27</p>	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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。</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、東北電力が女川2号機用に策定して規制委員会が容認した基準地震動の最大水平加速度はSs-D2での1000ガルであり、1700ガルより過小になっている。</p> <p>深刻な事態を招く「原発震災」について福島第一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-1.1 基準地震動</p> <p>4. 基準地震動の策定</p> <p>(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動／p.27</p>	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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。</p>

		<p>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。</p> <p>○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）</p>
5	<p>III-1.2 耐震設計方針 1. 耐震重要度分類の方針 /p.29</p>	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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。</p> <p>具体的箇所は次のとおりである。</p> <p>非常用取水設備（設計基準対象施設）を構成する設備のうちのスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもがC (Ss) クラスとされていることは誤りであり、本来は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。</p> <p>なお、先んじて実施された柏崎刈羽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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>さらに、東海第二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」には、「取水構造物は、基準地震動によりコンクリートにひび割れ程度が生じても流路の通水性が損なわれず、Sクラス設備であ</p>

		<p>る海水ポンプの機能を損なわないことで足りると判断しています。」と記載されている。もしそうであるのならば、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。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 女川原発 2 号機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。</p>
6	<p>III-1.2 耐震設計方針</p> <p>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> <p>(1) 地震応答解析による地震力</p> <p>(4) 地震応答解析方法 /p.32</p>	<p>【中村謙慈意見】</p> <p>審査書案 p.32 に次の文章があります。「(中略) 地震時における地盤の有効応力の変化に伴う影響を考慮する場合には、有効応力解析を実施する。」</p> <p>東北電力が申請書（設計基準対象施設について（4 条 地震による損傷の防止）別紙-17 液状化影響の検討方針について）¹⁾のなかで有効応力解析に使用すると言っている解析コード FLIP は、かつての運輸省港湾技術研究所が開発したものです。現在は、FLIP コンソーシアム²⁾が解析手法の高度化、FLIP の普及、及び技術サービスの提供を行っています。同コンソーシアムに設けられた研究会が纏めた「FLIP 研究会 14 年間の検討成果のまとめ」³⁾は、解析精度について、次のように述べています。「FLIP 研究会では、プログラム改良等を通じて FLIP の解析精度向上を図ってきたが、基本的には個別の構造形式や個別の状況に対して行われたものであり、その中で提案された種々の新しいモデルを同時に様々な構造形式に適用した場合でも、精度のよい解析結果が得られるか否かについての検討はなされていない。したがって、A という構造形式に適切であったプログラム（および解析条件）に対して、B という構造物への適用性を向上するために手を加えると、適切でなくなっている可能性もある。」</p> <p>このことは、解析の内容に応じて、プログラムや解析条件に手を加える必要がある、という解析コードが FLIP である。また、こういう条件下であれば、ある程度は FLIP を用いて液状化の予測や影響評価が可能である、ということすら、FLIP のエキスパートである FLIP 研究会は述べていません。</p> <p>有効応力解析という技術は素晴らしいと思いますけれども、FLIP のエキスパートが有効応力解析の精度について、このような見解を示している以上、限りなく安全性を求められる原子力発電所の原子炉設置変更許可申請に、その解析手法を用いてはいけません。もし、解析ではなく地盤調査や試験によって、液状化の恐れがないことを証明できないならば、地盤改良工事をするか、再稼働をしないかを選ぶしかないと思います。</p> <p>○参考情報：</p> <p>1) www2.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/tekigousei/power_plants/onagawa2/meeting/201906.html 新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（女川 2 号炉（408））（その 1） 令和元年 06 月 12 日 【資料-5】、ページ番号: 4 条-別紙 17-参 1-83 https://www.flip.or.jp/index.html FLIP コンソーシアムのホームページ</p> <p>2) www.flip.or.jp/ja/flip_download.html</p>

		<p>「FLIP 研究会 14 年間の検討成果」の内 www.flip.or.jp/file/riron.pdf 「理論編」、ページ番号: 5-1</p>
7	<p>III-5 原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）／p.112</p>	<p>【川井康郎意見】</p> <p>サイバーテロ対策として、第3項にて「情報システム」を対象とするとしており、「制御システム」侵入への対処が欠落している。原子力設備の制御系システムへの侵入例としては、2003年の米国オハイオ州 Davis Besse 原発におけるウィルス感染による通信設備停止、2010年のイランのブシェール原発へのイスラエルによるものと思われるサイバー攻撃などがある。情報システムへの侵入と異なり、制御系への侵入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が必要である。</p>
8	<p>III-5 原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）／p.112</p>	<p>【川井康郎意見】</p> <p>意図的な攻撃や悪意をもった侵入者への対策が決定的に不足している。世界各地では武装集団による攻撃は後を絶たない。2013年1月に起きたアルジェリアの日本企業によるプラント建設現場で起きた襲撃事件は我が国にとっても大きな教訓である。集団的自衛権を認め、海外への自衛隊派遣を拡大させるなど海外武装組織や周辺国との緊張を高める現政策の下では、原発の存在は安全保障上、最も脆弱なポイントと言わざるを得ない。但し、侵入者に対する防御目的として武装組織を常駐させることは民主主義体制と相容れず、認めることは出来ない。</p>
9	<p>III-5 原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）／p.112 及び III-15 安全保護回路（第24条関係）／p.144</p>	<p>【長谷川泰司意見】</p> <p>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-15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。</p> <p>[理由]</p> <p>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データの入力が必要となる（バグの修正一つとっても入力が必要となる）し、その場合は必ず受信（あるいは入力）作業が発生する。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（過去にいくつもそうした事例がある）。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。</p>

10	III-15 安全保護回路 (第24条関係) / p.144	<p>【長谷川泰司意見】</p> <p>「安全保護系は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする」と記載しているが、「固有の」の意味が不明である。「固有の」が、女川原発固有の、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、コンピュータウイルスからの防御をプログラムの固有性で解決しようとする根拠を明確にしていきたい。</p> <p>[理由]</p> <p>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、女川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）なコンピュータウイ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イ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イ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・固有化してもウイルスをもぐりこませることは可能であると考えたほうがいい。その前提の上で、実効性のある対応策を検討しなければならない。現実には、コンピュータウイルスとの戦いは現在対処療法に終始している。一方では、「外部からのアクセスを遮断する設計とする。」などという方針を掲げており、この点でも全く整合性を欠いていると言わざるを得ない。</p>
----	-----------------------------------	---

女川原発 2 号機 パブコメ意見[文例集]： 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、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）、VI 審査結果

No.	対象条項／テーマ／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	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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。</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。</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> <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、クロスチェック解析に相当するものではない。</p> <p>なお、先んじて実施された柏崎刈羽 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、</p> <p>「「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欠いている。</p>

		<p>さらに、東海第二原発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」も上述と同様である。また、それに続いて「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。」との記載があるが、これは現在の技術レベル（ここで問題にしているのは解析コードの計算精度）が低くても審査では妥当と判断する考え方であり、科学的に厳正な審査からほど遠いものである。</p>
2	<p>IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）</p> <p>IV-1.1 事故の想定</p> <p>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／L.1に記載の圧力容器内の水素爆発／p.159</p>	<p>【高島武雄意見】</p> <p>圧力容器内での水蒸気爆発は考えなくてよいのか</p> <p>設置許可基準規則 37 条 2 項によれば、「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工場等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」とされており、同規則の解釈 2-1 (a) で必ず想定する格納容器破損モード 6 つのうちの一つとして、「原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」があげられており、この対策をすることで審査を受けている。</p> <p>東北電力は資料 1-1-5「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 2018 年 6 月」の「別紙 9」（pp.223-234）を根拠に圧力容器内水蒸気爆発（α-モード破損と呼ばれる現象）は考慮しなくてよいとしている。審査基準もこれに沿ったものである。</p> <p>しかし、福島第一原発 2 号機では、2011 年 3 月 14 日から 15 日にかけて、熔融ジルカロイと外部から注水した海水との水蒸気爆発のほか、熔融燃料（主成分は UO_2 とと思われる）と海水との水蒸気爆発の可能性も考えられる。圧力容器内といえども、運転時の圧力が大きく低下した場合や、外部から温度の低い水が注入されたようなときには水蒸気爆発が起こっても不思議ではないからである。H. M. Higgins, A STUDY OF THE REACTION OF METALS AND WATER Interim Report, AECD-3664 (1955), p.25 によれば、熔融ジルコニウムやジルカロイ合金の爆発性はアルミニウムなどよりはるかに大きいことが 1955 年時点で分かっていた。</p>
3	<p>IV-1.1 事故の想定／p.153</p> <p>IV-1.2 有効性評価の結果／p.165</p>	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>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。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>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が過大上昇し、炉心損傷に至るおそれがある。検討に際しては地震動として、設計基準地震動及びそれを超過する地震動を考慮する。</p> <p>このような炉心内部の冷却材が地震動から受ける影響についての知見は不十分とされ、基礎的な研究段階に留まっている（参考文献）。これは BWR に共通する問題である。</p> <p>○参考文献：水野皓介他「地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術高度化に関する研究 (3)構造物加振実験装置の製作と気泡挙動に関する予備実験結果」日本原子力学会 2011 年秋の大会予稿集</p>

4	IV-1. 2 有効性評価の結果／対応および復旧作業要員／pp.165-297	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>ひとつひとつの重大事故シーケンスごとに必要な要員数を出して、「30名程度で足りる」という結論になっている。これらはそれぞれ、シナリオ通り成功したという前提であると推測する。現実には炉心損傷のリスクが想定される事故が発生した場合には、想定外の事態が多々発生する可能性があり、十分な予備作業の体制を敷かねばならない。福島事故においては4基の原子炉の事故に対して、地震発生時には6000人超、3月14日の夜には720人がいて、十分な対策ができなかった。その教訓からすると、原子炉1基あたり、単純比例でも180名は必要ではないか。</p>
5	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.226	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>格納容器バイパス事故の評価対象として、「過渡事象（原子炉自動停止）＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故を取り上げをを求める。</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「原子炉冷却材バウンダリと接続された系統の格納容器隔離弁の故障等により、開閉試験中に高圧炉心スプレイ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>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。「頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認しています。」とあるが、リスクは頻度×影響度であり、頻度が小さくても、「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」事故の影響度は計りしえないほど極めて大きいので、リスクの観点から排除してはならない。</p> <p>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</p>

		<p>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。放水砲による放射性物質低減の実証データがあるのか。あれば資料名を提示されたい。</p> <p>○参考文献：(1) 佐藤暁「安全文化：試される良心と勇氣」『科学』Vol.85、No.8、pp.746～757（2015年8月号）</p>
7	IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策／p.232	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>「格納容器破損防止対策の評価項目」として、「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して100mSvとする。」を追加すべきである。</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> <p>なお、柏崎刈羽6、7号機の審査書案及び東海第二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。</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/水蒸気爆発/p.256	<p>【高島武雄意見】</p> <p>1. 東北電力の文書「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.65</p> <p>標記の評価書では「外乱が加わる要素は考えにくい」として「実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さい」と断定しているが、過去に起きた金属工場などでの水蒸気爆発事故はまさに「外乱が加わる要素」が考えにくい時にも発生しているのである。2018年7月6日にも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(oka-imonon.main.jp/pdf/bcp/asahi_alumi_kenkei_sanyo20180719.pdf)が、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で発生しているといっても過言ではない。原発事故時に生じる溶融物でも、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、TROI実験のように自発的な爆発が確認されているものもある。また溶融シリコン(森山ほか2名, 溶融シリコンの水蒸気爆発に関する研究, JAERI-Research 2000-021(2002).)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のである。ことほど左様にトリガーについてはわかっていない。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。</p> <p>2. 水蒸気爆発シミュレーションは条件によって結果が異なる</p> <p>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DESTAL壁の破損を想定している。(b)ペDESTALで爆発が発生した場合は、ペDESTAL側壁と圧力容器の突き上げを想定している。</p> <p>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が最も可能性が高いと思われる。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の計算では33%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。</p> <p>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。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(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, JEEA-Research 2007-072(2007),p.12.)の計算では、ケース名No.5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年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。</p> <p>3. 結果はシミュレーションコードによって異なる</p> <p>2. で指摘したように計算結果は計算時の初期条件と境界条件によって異なるが、解析に用いる計算コードによっても全く違った結果となる。たとえば、M. Leskovear (M. Leskovear, Simulation of Ex-Vessel Steam Explosion, in P. Tsvetkov ed.)</p>
---	---	--

		<p>Nuclear Power - Operation, Safety and Environment, INTECH(2011),pp.207-234. www.intechopen.com/books/nuclear-power-operation-safety-and-environment/simulation-of-ex-vessel-steam-explosion)の解析では、ペDESTAL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、構造物の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、反射が繰り返されるなど、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。</p> <p>ご案内のように、衝撃圧力波が反射波となる壁の内部には、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。このような破壊は「スポール破壊」と呼ばれる。ホプキンソン効果 (Hopkinson effect... 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) によるものとも言われる。</p> <p>女川原発 2 号機では鉄筋コンクリート製の構造物は考えていないようだが、もしコンクリート構造物に衝撃的圧力波が付加された場合には、コンクリート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、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。</p>
8 続 き	IV-1. 2. 2. 3 原子炉 圧力容器外の熔融燃料-冷 却材相互作用 / p.256	<p>【高島武雄意見】</p> <p>4. 従来の実験の結果から水蒸気爆発が起こらないとは言えない</p> <p>(1) COTELS 実験は水蒸気爆発が起こらないという根拠にならない</p> <p>従来の実験のうち日本の研究者が行ったものには COTELS 実験 (旧原子力発電機構(NUPEC)がカザフスタンの原子力センターで行った実験) 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。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°C の実験が行われているが、大気をアルゴンガスにしている。つまり熔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ことである。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。さらに、実験者は原発製造メーカーの社員であり、実施時はたまたま原子力発電機構に出向していたものである。仮に実験の際に所属企業にとって不都合な事実が公開されるかどうか疑わしい。利害関係者によるこのような実験は客観性に問題があると言わざるを得ない。</p> <p>(2) KROTOS 実験は、直径が 95mm (SERENA 計画で 200mm に変更) 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。本実験装置は、一次元系の細長い水槽を用いて長さ方向に多くの圧力計を配置して、水蒸気爆発がどのように伝播・拡大していくかを調べることを目的としたものである。熔融物の質量も 2~5kg 程度であり、とても実機へ適用するのは難しいと思われる。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>核燃料熔融物の水蒸</u></p>

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。

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、水槽の水量は 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 投入するという事は、熔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、その後水槽の直径を 200mmにしている。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（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 熔融炉心と冷却材の相互作用について、2015 年 6 月. p.5-2-17.）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、東北電力の文書の引用は、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。

(3) FARO 実験については、12 回の実験中、8 回はサブクール度 (ΔT_{sub}) が 0～2 K (ケルビン) という極めて低いサブクール度で行われている。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（例えば、庄司 正弘・高木二郎（水中落下熔融せ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 $\Delta T_{sub}=20K$ (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)。その理由は、低サブクール度の条件では、高温熔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 (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.) によると、実験番号 L-33 の結果は、論文中の図からは、発生圧力

		<p>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 370m/s の速度で伝播していることが確認できる。</p> <p>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、東北電力などは「水蒸気爆発」は「なし」として、FARO 実験では、一切「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（Al₂O₃ 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%UO₂-20%ZrO₂ 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%UO₂-30%ZrO₂ 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。</p> <p>5. 炉心溶融物質実験では自発的な水蒸気爆発が発生</p> <p>TROI 実験ではトリガーがある場合はもちろん複数回の自発的水蒸気爆発が確認されている。TROI-10,12,13,14 は酸化ウランと酸化ジルコニウム（ジルコニア）の混合物。TROI-15 に示したように酸化ジルコニウム（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。</p> <p>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。（引用終わり）」と、その後、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。各電力会社も「規制委員会が TROI 実験で自発的水蒸気爆発が起こらないことを確認していると述べている」というふうに釈明するようになった。規制委員会の早急な対応と電力会社への周知を行うべきであると考え。</p>
8 続 き	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.256	<p>【高島武雄意見】</p> <p>6. 東北電力による TROI 実験データの不正確な引用について</p> <p>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（H. KIM, K. PARK, B.T. MIN, S. W. HONG, S. H. HONG, H. SONG, and H.D. KIM, Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment, NUCLEAR TECHNOLOGY VOL. 158</p>

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 (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.5-2-13.) では「溶融物温度 (K)」「~3000」と記している。これに対して、電力会社は「引用文献を明記しているから問題ない」とか「新しい文献を引用した」などと述べている。

しかし、次のような問題点があると思われる。

(1) 水蒸気爆発にとって高温溶融物の温度は最も重要な基本データのの一つ

水蒸気爆発において溶融物温度は、水温や圧力、溶融物の質量などとともに、結果を理解・評価するための非常に重要なデータであるから、このデータの取り扱いには十分注意を払う必要がある。ましてや実験を実施して報告している論文があるのに、その論文のデータと異なる値を書き込むということはやってはいけないことである。

今回は、東北電力が誤って書いたのではなく、原著とは異なる文献、しかも学位論文の従来の研究の調査一結果の表を使ったという点で、ある意味悪質のような気がする。

(2) TROI 実験では溶融物温度の測定にかなりの労力を注いできた

溶融炉心物質を使った実験のうち COTELS 実験のように高温溶融物温度の測定値が掲載されていない実験もあるのに対し、TROI 実験では溶融物温度の測定にかなりの労力を注いできたと思われる経緯がある。高温溶融物の温度測定方法については、原著論文にも記述がある。

(3) あたかも大きな誤差を含む不正確な温度であるという印象を与える

データの不正確な引用が意図的かどうかはわからないが、測定された温度が、あたかも大きな誤差を含む不正確な温度であるという印象を与えている。このことは TROI 実験の従事者の仕事・努力を貶めるものである。

(4) データの不正確な引用の持つ意味

データの不正確な引用 (あるいは誤った引用。意図的だとすれば書き換え、あるいは改竄) は、規制委員会でも気づかなかった。

当初、電力各社は申請書 (例えば、「九州電力株式会社川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉の審査書案」(2014 年) など) に当たって、自発的な水蒸気爆発が発生していた TROI 実験の結果をいっさい出さず隠蔽した点は問題だった。それでも規制委員会は、隠蔽をとがめるわけでもなく、提出を要求するでもなく認可を出してしまった。その後パブコメ等で TROI 実験の存在を指摘されてから、電力会社も出すようになったが、規制委員会の判断はいささかも変わっていない。

論文の孫引き問題の他に、さらなる東北電力の TROI 実験の解釈の問題点を指摘する。それは、
(5) TROI 実験に関する 2003 年 10 月発行の文献 (J. H. SONG*, S. W. HONG, J. H. KIM, Y. J. CHANG, Y. S. SHIN, B.T. MIN and H. D. KIM, Insights from the Recent Steam Explosion Experiments in TROI, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 40, No. 10, p. 783–795 (October 2003).) を無視している点である。東北電力文書では 2003 年 5 月に発表された文献 (J.H. Song*, I.K. Park, Y.S. Shin, J.H. Kim, S.W. Hong, B.T. Min, H.D. Kim, Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nuclear Engineering and Design 222 (2003) 1–15.) を引用している。しかし、無視した文献はこの文献の後に発行されている。したがって、東北電力は新しい方の文献を引用すべきである。新しい文献を無視して古い方の文献を引用した理由は、自発的に水蒸気爆発が発生した TROI-13 と TROI-14 の熔融物の温度に関する記述が、東北電力にとって好都合なためであると推定される。すなわち東北電力文書 (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 熔融炉心と冷却材の相互作用について, 2015 年 6 月. p.5-2-13.) では(注 1) で「3500K 程度以上」とあるが、文献 22 では「3500K 近くであろう」とあり、「以上」とは書いていない。また、(注 2) では、「最高温度 (4000K,3200K)を示しており、計測の不確かさが大きい」とあるが、文献 22 では、最高温度がチノの温度計では 3800K, IRCON の温度計では 3200K となったとあり、「以降の実験では IRCON の放射温度計を使うことにした」と明確に記述してある。すなわち TROI-14 の熔融物温度には一定の信頼度があることを示している。

7. 水張りは世界基準に反する

(1) 水張りは日本とスウェーデンのみ

2017 年の OECD/SERENA Report, SERENA REPORT (2017)15 (Status Report on Ex-Vessel Steam Explosion ([http://www.oecd.org/officialdocuments/publicdisplaydocumentpdf/?cote=NEA/CSNI/R\(2017\)15&docLanguage=En](http://www.oecd.org/officialdocuments/publicdisplaydocumentpdf/?cote=NEA/CSNI/R(2017)15&docLanguage=En))) 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熔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。

(2) 水蒸気爆発対策に対する IAEA の認識

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. (https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791_web.pdf) 「Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants 訳：原子力発電所の設計のための IAEA 安全要件の適用に関する考慮事項」の「APPENDIX 4 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。（原文：For eliminating steam explosions that could damage the containment barrier, the preferred method is to avoid dropping of molten core to water in any conceivable accident scenarios.）」と記述されている。水に落とすことを避けるべきであるとしている。OECD とは異なる機関であるが、権威ある国際機関の認識は重要であろう。

(3) 韓国の水蒸気爆発対策の基本は IVR

TROI 実験を行った韓国では、原子炉の型式に関しては、APR-1400 という加圧水型原子炉では、過酷事故対策は IVR (In-vessel Retention:炉内保持) を採用している (Seong Dae Park, Hyo Heo, In Cheol Bang, HEAT REMOVAL CHARACTERISTICS OF IVR-ERVC COOLING SYSTEM USING GALLIUM LIQUID METAL, NURETH-16, Chicago, IL, August 30-September 4, 2015. (glc.ans.org/nureth-16/data/papers/13859.pdf)). 最近 (2015 年) の論文によると韓国の ARP-1400 の水蒸気爆発対策として、液体金属で圧力容器の外側を冷却する IVR-ERVC(External Reactor Vessel Cooling) という方法を提案している。2015 年段階では「In-vessel corium cooling or Ex-vessel corium cooling」となっており IVR にするか水張りにするか確定していないようであるが、基本的には IVR で対応して、失敗時には水張りで対応すると理解される。

BWR では圧力容器下部に制御棒用の装置があるため IVR は難しいと考えられている。そのため東芝は欧州向けの輸出用の EU-ABWR では東芝型コアキャッチャー (炉心溶融物保持装置) を設置するとしている (畠澤守ほか, ABWR の国内外への展開, 東芝レビュー Vol.65, No.12(2010), P.16.)。ダブルスタンダードも甚だしい。かつての公害規制の緩い国へは有害物質を排出する装置を輸出していたことを彷彿させる。驚きである。

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。

8. 水蒸気爆発と水張り水位 3.88m の関係が不明

BWR の審査で、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している。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、この深さにする水蒸気爆発との関係が不明である。4m でもない, 3.9m でもない 3.88m というのはどのような意味があるのか? ピットの深さ, 水位計による測定 of 都合で決めたものと推定される。

先行する PWR では、圧力容器直下のキャビティと呼ばれる部分に水を張るなどの対策が採られている。その水位は関西電力大飯 3, 4 号機では初期の時点で 1.1m としている。最終的には 2.9m にするようだ (関西電力, 大飯発電所 3, 4 号炉原子炉下

		<p>部キャビティ側面ライナプレートへの溶融炉心の接触防止対策について、2015年7月14日、p.5.)。水深に関する規制がバラバラである。このことは規制委員会自身が水蒸気爆発を防ぐための学理を保持していないことを吐露しているものである。</p>
<p>8 続 き</p>	<p>IV-1. 2. 2. 3 原子炉 圧力容器外の溶融燃料-冷 却材相互作用/p.256</p>	<p>【高島武雄意見】</p> <p>9. 水張りは設計思想に反する</p> <p>女川原発2号機は沸騰水型(BWR)で格納容器は「マークI改良型」である。マークI型は、水蒸気爆発を避けるために圧力容器下部に水を置かないようにわざわざサプレッションチェンバーをドーナツ状として、周囲に配置したと理解している。そのおかげで、福島では圧力容器外、格納容器外で大規模の水蒸気爆発は起こらなかったとされている。ところが、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、2019年2月、p.65.) (以下、東北電力文書とする)によるとは女川原発2号機では、そのような事故経験に学ぶことなく、そしてそもそもの設計理念を裏切って「格納容器下部注水系(常設)によって溶融炉心を冷却する」という(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.65.)。このような設計思想は、当初の設計思想と矛盾するものである。</p> <p>10. コリウムバッファという緩衝材について</p> <p>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.)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、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。実は、このような方法は、旧原子力研究所で「溶融物分散板」の効果を実験的に調べられており、「水温が飽和温度に近いとき、あるいは雰囲気圧力が1MPa以上の高圧のときは水蒸気爆発は起こりにくい」が、「起こった場合には通常より激しい水蒸気爆発となった」(森山ら、蒸気爆発に関する実験的研究の概要、JAERI-Review 94-010, p.7(1994).)とあり、その効果を判断することは難しそうだ。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? 単に、規制委員会から「柏崎刈羽6, 7号機で検討したから女川2号機でも検討せよ」と言われ、盲目的に採用を検討しているだけではないかという疑念がぬぐえない。</p> <p>11. コリウムシールドについて ー水蒸気爆発対策になるのか?</p> <p>一般的に、緩衝材の種類としては力学的ダメージに対する緩衝材と熱的ダメージに対する緩衝材の2種類が考えられる。</p> <p>(1) 力学的緩和策...緩衝構造材衝撃緩和機能。中空金属構造物</p> <p>これは、日本原電が導入を検討している。それによると成立性見通しありという結論である。受皿底部の空気層確保、構造物変形による衝撃緩和効果が期待できるとされている。</p> <p>(2) 熱的緩和策 コリウムシールドについて ー水蒸気爆発対策になるのか?</p>

		<p>規制委員会は、BWR型の東海第二などでは、ペDESTALキャビティ部の水深1m程度の水プールに落下冷却させることを認めている。MCCIを避けるためにコリウムシールドを設置することも認めている。コリウムシールドとは、厚さ150mmの酸化ジルコニウム製セラミックス板のことである。材質はコアキャッチャーの内張りとして使用されている。コアキャッチャーについて更田氏は、2012年の新安全基準に関する検討チームの会議では「<u>コアキャッチャー自身も、技術として十分に確立された技術か</u>という、私は、それほどのものでもないと思っはいます。」と発言している。技術的に信頼性が確認できていないことを述べているものと思われる。にもかかわらず同種の技術であるコリウムシールドを対策として認めるのは矛盾している。</p> <p>日本原電が導入するコリウムシールドの効果の検討を行った。その結果、溶融物の体積厚さが大きくなると、崩壊熱のため界面温度が上昇する。融点以上になる可能性も十分あることが分かった。</p> <p>計算は、崩壊熱1% (32.93MW) のときについて行った。その時の温度定常の温度分布を計算した。崩壊熱は運転停止から指数関数的に減少する。運転時の1%に減少するのは、停止後数時間のオーダーである。この程度の崩壊熱を持つ溶融炉心をコリウムシールドに落下させたとき、コリウムシールド温度が許容温度以下になるためには、「デブリ厚さはどの程度にしなければいけないか？」検討した。</p> <p>崩壊熱1%、デブリ厚さ0.1mの温度分布の計算結果によると、コリウムシールド表面温度は2409℃となった。このことから、事故直後の溶融炉心を水張りしたコリウムシールドに落下させる場合は厚さが0.1mを超えるとコリウムシールドが融解するであろう。したがってこれ以上の量を落下させることはできない。有効な対策にはならない。</p>
8 続 き	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.256	<p>【高島武雄意見】</p> <p>1 2. 水蒸気爆発に関する更田規制委員長の発言について</p> <p>更田氏は、2012年の新安全基準に関する検討チーム議事録（原子力規制委員会、第5回発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム議事録、2012年11月29日 pp.61-62. (warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10953979/www.nsr.go.jp/data/000050415.pdf))において以下の発言を行っている。</p> <p>「○更田委員</p> <p>二つ。まず水蒸気爆発と、それからコアキャッチャー。水蒸気爆発に関しては、もちろん検討の視野の中に十分入っています。水蒸気爆発を避けるためというのは。ただ、もともと溶融炉心で、ここにも頻度の考え方が入ってきますけれども、水蒸気爆発は非常に言葉がセンセーショナルなので、非常に大きく取り上げられる傾向がありますけれども、もともと水の中で融けたUO₂で水蒸気爆発を起こさせるというのは物すごく難しいことで、水蒸気爆発を気にするあまり注水をためらうなんていうことは絶対にあってはならないことで、ちょっと水蒸気爆発に関しては、これまた実験的に大変おもしろいもので、研究者がみんな取り組んだというところがあり過ぎるので、<u>あれほど余計に研究され過ぎた研究もない</u>と私は思っているのですけれども、要するに水蒸気爆発というのは確かに頭の中に考えておかなければいけない。だけれども、むしろ冷却という観点からすると、過度に水蒸気爆発を恐れるということは弊害があると思っています。それから、コアキャッチャーを既設炉に求めるというのは、これは</p>

私の理解ですけれども、事実上不可能だと思っています。コアキャッチャーというのは、やはり新設炉が備えているものだと思います。ですから、不可能だから要求しないというものでは決してないのですけれども、ただ、実際問題として、コアキャッチャー自身も、技術として十分に確立された技術かという点、私は、それほどのもでもないと思っています。」

なお、この発言の前に、複数の出席者の間で以下のようなやり取りがある。まず「溶融炉心が、下部ヘッドを抜けて、ペDESTALに乗っかっているような状態のとき。」という更田発言（議事録 58 ページ）に続いて、水プールに落下することに関しては「溶融炉心が落下する前に注水するという点、私の場合、どうしても水蒸気爆発というのを気にしてしまう」という発言（議事録 59 ページの丸山グループリーダーの発言（独）日本原子力研究開発機構 丸山結 原子炉安全研究ユニットリスク評価・防災研究グループリーダー）、さらに筑波大学の阿部豊教授は「一応、液ということもあるのですけれども、やっぱりサブクールだと思うのです。要するに、水量もあるのですけれども、ベーストリガの水蒸気爆発というのがあって、水量が少なくても、可能性はゼロではなくて、ただし、そのときに、なぜそうなるかという点、水が冷たいと確率が上がるのです。それから、ある程度後ろの方に行くと水温が上がってくると、水蒸気爆発の可能性とかは随分下がるのです。ですから、やはりそれもシーケンス依存で、非常に冷たい水がございましたというような場合においては、水量だけではちょっと判断しづらいことになる可能性があると思います。」（議事録 59 ページの阿部豊教授の発言）と、水温が低いと水蒸気爆発が起こりやすく、水位が低くてもベーストリガタイプの水蒸気爆発が起こる可能性を指摘している。

冒頭の更田発言はこれらを受けてのものである。この状況は「水のないところに落下した溶融炉心を冷却するために注水することが水蒸気爆発する発生恐れがあるから注水すべきではない」という考え方を否定したものであって、あらかじめ水はりしたプールに溶融炉心を落下させることの是非の議論ではない。具体的には、水蒸気爆発発生の可能性を否定する情報を含んだものではない。

更田氏はあとで「水蒸気爆発研究を否定したものではない。アルミキャテングのための研究は必要だ」と述べているが、高温溶融物の種類によって水蒸気爆発が起こる条件が科学的に解明確立されている研究水準にはない。どのような条件なら溶融炉心は「絶対に」水蒸気爆発は起こらないとか、この条件ならアルミニウムが水蒸気爆発が起こるなどという学理は確立されていない。すなわち結果を演繹的に導くレベルにはないのだ。すべて帰納的に判断されているに過ぎない。

以上の議論をまとめと、

- (1) 更田発言は「水のないところに落下した溶融炉心を冷却するために注水すること」に対してのもので、水プールへの溶融炉心の落下に関してのものではない。
- (2) 水張りしたプールへの落下に関しては、複数の専門家から水蒸気爆発の発生の懸念が指摘されている。
- (3) 更田氏はコアキャッチャーの技術的な効果に疑問を持っている一方で、同種技術であるコリウムシールドの設置を認めている。

これらの発言と東北電力の審査方針は異なり、自己矛盾も甚だしいといえる。

<p>9</p>	<p>IV-1.2.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用/p.252</p> <p>IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用/p.262</p>	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>東海第二審査書案を決定した規制委員会（2018年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）。</p> <p>「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、熔融炉心が圧力容器の下部を貫通してペDESTAL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。</p> <p>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えます。</p> <p>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。」</p> <p>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考え方があると受け止め、以下の意見を述べる。</p> <p>(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」という表現は事実と反しているもので、訂正すべきである。</p> <p>(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えます。」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。</p> <p>(3) MCCIとFCIの脅威排除を両立できる対処法が、熔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熔融炉心の水冷却方式よりもより多くかかるだけである。規制委員会が福島第一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熔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。</p> <p><筆者注></p> <p>(注1) FCI: 熔融炉心と冷却水の相互作用による水蒸気爆発を指す。</p> <p>(注2) MCCI: 熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食を指す。</p>
----------	---	---

10	<p>IV-1.2.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用/p.252</p> <p>IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用/p.262</p>	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>原子炉圧力容器破損部から流出す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(常設)による原子炉格納容器下部への注水操作は、意図的に熔融高熱物を水に接触させるものである。このような冷却方式は、「水蒸気爆発を防止するために熔融高熱物は水と接触させてはならない」とする一般産業分野における常識、常道に逆行したものであるとともに、労働安全衛生規則の水蒸気爆発防止規定に違反するので、設置変更許可の取り消しを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>労働安全衛生規則では熔融した高熱の多量の鉍物を取り扱う設備での水蒸気爆発を防止するため、第 249 条で熔融高熱物を取り扱うピット(高熱の鉍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。いずれも熔融高熱物を取り扱う際には、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ものである。</p> <p>女川 2 号機での過酷事故時に生じる熔融炉心は、「熔融した著しく高熱の多量の鉍物」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。</p> <p>○特記事項：</p> <p>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：柏崎刈羽 6, 7 号機—平成 29 年 12 月 27 日、東海第 2 号機—平成 30 年 9 月 26 日)。</p> <p><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、「高熱の鉍さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉍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、「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。</p> <p>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。<引用終わり></p>
----	---	---

		<p>このうち、249 条に関する規制委員会の考え方は、熔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熔融金属の表面に浮上する不純物「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、その物理的性質は熔融炉心とは著しく相違するとともに、溶けている温度は熔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℃、熔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熔融炉心や熔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。熔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。</p> <p>第 250 条については、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、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、「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。</p> <p>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。</p> <p>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認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認する大規模確認試験を行うべきである。</p>
11	IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用/p.252	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>熔融炉心・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、柏崎刈羽 6、7 号機では 2m、東海第二では 1m、女川 2 号機では 3.67m から 3.88m（原子炉格納容器下部水位）と有意に相違している。それぞれの科学的根拠を審査したのであれば、水位がこのように原発によって相違している説明を求める。</p>
12	IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード (5) MAAP/p.307	<p>【滝谷紘一意見】</p> <p>「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（熔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のが事実である。規制委員会には誤りの申請内容を見過ごすことなく、正させることを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>東北電力、東京電力、中部電力、中国電力の 4 社連名で規制委員会に提出された解析コード MAAP についての資料「熔融炉心</p>

		<p>とコンクリートの相互作用について」(平成 27 年 6 月、第 236 回新規規制基準適合性審査会合資料 1・2 の添付 3) にコンクリート侵食深さについての実験データ (OECD/MCCI 実験、米国 ANL で実施) と MAAP 解析の比較が付図 2-21～25 に示されているが、おおむね侵食量が合うことが確認されているのは、注水前のドライ条件に関するものであり、水中条件に関するものではない。</p> <p>すなわち、水中条件での実験検証により MAAP 解析の妥当性は確認されていないのである。もし、それが確認されていると主張するのであれば、それを立証する資料を提示されたい。</p>
13	IV-4. 1 2 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 5 5 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 関係) / p.425	<p>【川井康郎意見】</p> <p>規制基準第 55 条に従い、格納容器破損等の重大事故発生時に発電所外への放射性物質拡散防止のための放水設備を設けている。可搬型の放水砲および大型ポンプにて建屋から漏出した放射性物質を水で叩き落とすとしているが、あまりの戯画的な対策案に驚かされる。そもそも建屋からの漏えいガスは可視化されているのか？また、夜間に視認は可能か？可搬型の諸設備は被災時に果たして運搬が可能か？環境はすでに漏れ出している放射能によって高線量環境にあるだろう。対策の効果は全く期待できず、実効性の定量的な評価もされていない。結局、規制基準の要求に形だけで応えているにすぎない。規制基準第 55 条を遵守することはもともと不可能といえる。</p>
14	IV-4. 1 2 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 5 5 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 関係) / p.425	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>第 55 条の要求 (格納容器破損時の被曝防止) に対して、放水砲を設けている。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、大気中を飛散するブ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。</p> <p>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。</p>
15	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) / p.494	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>「申請者において...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。</p> <p>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る。テロ攻撃とは武器をもって襲撃してくるという意味であり、民間人は武器の携帯や武闘を許されていない。警察が出動するといっても時間的に間に合わない。これらは単なる作文に過ぎず、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。ごく最近の例では、アフガニスタンでは中村哲医師と武装警備員がともに射殺された。</p> <p>つまり、テロ攻撃が予想される社会に原発は立地できないということが実態である。</p>

女川原発2号機 パブコメ意見[文例集]： 審査書(案)には触れられていない項目

No.	テーマ	意見及び理由
1	避難計画	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>避難計画が審査対象になっていないが、女川原発においてはとりわけ避難計画が懸念される。地元住民は山間の狭い山道を長時間移動することが必要であり、長時間の交通渋滞が予想される。過酷事故の際には住民の避難の実施は必要になることであるが、それについての明快で安心できる計画が出来上がっているとは言えない。また、現実の避難行動について、すべてを予定して住民がその通りに実施するということは不可能である(日々の行動はそれぞれに違うから)。したがって、火事の際には消防車が出動し、急病人に対しては救急車が、犯罪に対してはパトカーが出動して最後まで面倒を見てくれるのと同じように、すべての住民がもれなく避難するように最後尾に立ってエスコートする、いわば「殿軍」を務める責任主体を定義しておかなければ、避難計画は有効ではない(福島事故の際は、警察も自衛隊も、避難中の患者を置き去りにして放射線を避けて自らが退避する事態があった)。そのような組織上の「殿軍体制」を確立しなければ、避難計画が存在するとは認められない。</p>
2	事故の賠償責任保険	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>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。この世に実装されている工業プラントは、基本的に事故に備えて第3者損害賠償保険を付保している(自動車さえ対人・対物保険が義務付けられている)。原発も基本的に事故規模に見合った賠償責任保険を付保することが必要である。</p> <p>現在原発事故の賠償責任保険は1200億円のまま据え置かれている。この金額は、福島第一原発事故の、すでに必要が明らかになった金額22兆円に対してさえ、0.5%台である。現在東電は政府の資金を注入されて破綻を免れている。この構造は企業経営者が適切な安全対策を十分に配慮する誘因をも殺いでいる。経済上も、健全な安全性を確保する誘因と、適切な経済倫理上のバランスを確保するために十分な金額を賄う保険を付保した上でなければ、安全確保のための企業責任が果たされない。</p>
3	立地審査指針	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>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。周辺自治体との間に、改めて地元合意を求めなければならない。</p>
4	福島第一原発事故の解明と水位計	<p>【筒井哲郎意見】</p> <p>東京電力の「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」は、第5回報告書(2017年12月25日)において、52項目の未解明問題が記載され、「検討する」「確認する」という状態で終わっている。BWR型原子炉のメルトダウン事故を未解明のまま放置して置いて、同型機の再稼働を許可することは、規制当局として手順を尽くしていない。</p>

		<p>また、同事故において、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。</p>
--	--	---

以上