

美浜発電所3号炉の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・コメント集

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とまとめたものです。

多くの方に活用して頂ければ幸いです。

美浜原発3号炉 パブコメ意見：

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／ 1. 組織／p.5	[筒井哲郎意見] 当該組織にあって、重大事故時、その命令の内容が作業員の人命に係る場合の契約がなされているのか？ 福島事故において、従業員が退避して、720人中当日帰って来た人は112人に過ぎなかった。生命への危険や重度の被ばくを伴う作業への指示の強制力に関する基準、ならびに従業員退避に関する基準が不可欠である。その基準は、構内で作業する全ての作業員（社員、元請、下請の区別なく）に適用されねばならず、また契約時に内容の周知と合意が必要である。
2	III 設計基準対象施設／ III-1. 1 基準地震動／ p.11～21	[筒井哲郎意見] 震源を特定して策定する基準地震動（最大加速度：水平方向 993ガル）の設定は過小である。加速度をもたらす基となる地震モーメントは入倉・三宅式を用いて計算されているが、この式は世界中の地震の平均値にもとづくものである。前原子力規制委員会委員長代理の島崎邦彦氏は、その1.5倍が適正であると提唱している。当然、基準地震動を修正しなければならない。
3	耐震基準の見直し／ III-1 地震による損傷の 防止／p.11～31	[滝谷紘一意見] 現審査を中断し、繰り返し激震を取り入れた耐震基準の見直しを早急に行い、それを反映した審査をするべきである。 その理由は次のとおりである。 この4月に発生した熊本地震では、活断層が動いて震度7の激震が2回（4月14日と16日）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」と述べた。すなわち、「激震の繰り返し」という新たな知見と経験が得られたことになる。 原発の新規制基準における耐震基準には、このような激震の繰り返しはまったく考慮されておらず、美浜原発3号機は激震の繰り返しに対して、安全性が確保されていない。原発の規制基準については、安全性に関わる重要な新知見と経験が得られれば、速やかに規制基準の見直しを行うべきことは論を待たない。上記熊本地震を通じての新たな知見は、まさに新規制基準の不備、不足を示すものであり、速やかに耐震基準の見直し検討をすることを求める。 美浜原発3号機の審査書案は、熊本地震の後にとりまとめられたものであるが、熊本地震で得られた新知見は何ら反映されていない。美浜原発サイトにおいて繰り返し激震が生じないとは誰も断言できない。繰り返し地震を反映した耐震基準の見直しが行われるまで、審査書案は保留するとともに、見直された耐震基準にもとづく再審査を求める。
4	基準地震動／ III-1 地震による損傷の 防止・III-3 津波による損 傷の防止／p.11～59	[滝谷紘一意見] 島崎邦彦東大名誉教授の指摘にもとづいて、基準地震動及び基準津波の過小評価を改めることを求める。 その理由は次のとおりである。 島崎邦彦東大名誉教授が熊本地震の知見と分析にもとづいて、入倉・三宅式を用いた基準地震動の設定は過小評価になることを指摘した。島崎氏と原子力規制委員会の面談が公開の場で2度行われたが、島崎氏の主張には地震動の評価に伴う不確かさの取り扱いについて安全性を重視する上で科学的合理性があり、一方、原子力規制委員会の反論は事業者が採用したやり方に固執した非安全側の不合理なものであった。美浜3号機の基準地震動及び基準津波の設定においても入倉・三宅式を用いており、過小評価になっていることが明白である。地震動の評価には相当の不確かさが伴うことは衆知のことであり、より安全側の結果が得られる武村式による再評価を行うことを求める。 【参考文献】 1. 島崎邦彦「最大クラスではない日本海『最大クラス』の津波」、『科学』2016年7月号、岩波書店

		<p>2. 東洋経済 ONLINE「大飯原発「基準地震動評価」が批判されるワケ」2016年8月17日</p> <p>3. 毎日新聞「原発揺れ想定の計算、規制委に異議」2016年8月30日</p>
5	耐震重要度分類／ Ⅲ－1.3 耐震設計方針／ p.21～22	<p>[滝谷紘一意見] 設置変更許可申請書添付書類8の耐震重要度分類において、非常用（海水）取水設備がSクラスでなくCクラスとされていることは、事業者による耐震基本設計の過誤であり、原子力規制委員会がそれを見逃していることは審査の瑕疵である。このような瑕疵のある審査書案は撤回すべきである。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>非常用（海水）取水設備は、原子炉停止後に炉心から余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備を経て輸送されてきた崩壊熱を、最終ヒートシンクである海に放出する上で不可欠な設備である。従って、耐震重要度分類のSクラスのうちの「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」に該当することは明らかである。安全機能の重要度分類においても最上位のMS-1として明記されていることから、耐震Sクラスでなければ不合理である。しかし、美浜原発3号機の非常用取水設備は耐震Cクラスにされており、このことは耐震基本設計の明白な誤りである。</p> <p>【参考文献】滝谷紘一「非常用取水設備の耐震Cクラスは誤りである」、『科学』2016年3月号、岩波書店</p>
6	Ⅲ－1.3 耐震設計方針／ p.21～31	<p>[筒井哲郎意見] 熊本地震では、強い揺れが繰り返し襲ったが、現在の耐震評価では地震荷重が繰り返し負荷される場合を評価していない。これでは強度不足となる。</p> <p>たとえば、主給水系配管の疲労割れを想定した疲労累積係数は、通常運転時：0.209、Ss地震時：0.725であり、複数回の地震に襲われたら、疲労累積係数が1を超えることは容易に見てとれる。</p>
7	Ⅲ－1.3 使用済み燃料ラックのフリースタンディング方式への変更／p.28～29	<p>[筒井哲郎意見] 使用済み燃料ピットラックを固定式からフリースタンディング方式に変更することを申請内容とし、規制委員会は「適切に設定する方針としていることから（中略）、実機への適用性を確認した」としている。これは、審議を尽くしたことになる。</p> <p>しかも、基準地震動を適正に高めること、繰り返し荷重の考慮を前提とすれば、不適切である。</p>
8	Ⅲ－1.3 使用済み燃料ラックのフリースタンディング方式への変更／p.28～29	<p>[菅谷智樹意見] 使用済み燃料ピットラックについて新たにフリースタンディング方式を採用していますが、地震の多い国での使用実績は有るのでしょうか？</p> <p>地震等によるラック移動時のフラットプレートの磨耗により床ボルトがフラットプレート上に露出する危険性は有りませんか？床ボルト取付部は開口となっているのでしょうか？それとも床ボルト用の蓋があるのでしょうか？開口となっている場合、落下物等が引っかかりラックの滑りを阻害したり、ロックングしたりする危険性はないのでしょうか？</p> <p>北東のフラットプレート以外は2列の床ボルトで固定されている様ですが、1列の固定でも問題ないのでしょうか？</p> <p>「美浜発電所3号炉 耐震性に関する説明書に係る補足説明資料 使用済み燃料ラックの評価について」という関電のH28年3月の資料の別紙2の10ページ参図1.5-1(2)の1番上の図の1/4縮尺試験(2ブロック 分離)では実試験結果が解析結果より大きい値を示していますが、これは滑りの絶対量が解析結果の方が大きい安全側であるとの判断で良いのでしょうか？</p>
9	Ⅲ－6 火災による損傷の防止／p.89	<p>[筒井哲郎意見] 申請者は、難燃ケーブルに取り換ええない非難燃ケーブルに関して、防火シートで覆い、ベルトなどで押さえた複合体を形成して難燃性を確保することとし、その成立性を実証試験により確認するとしているが、これを許すべきでない。本来、安全上の重要性が高い設備や機器の成立性については、申請者は許認可申請に先立って実証試験を行い、取得データを審査の場において示すべきものである。</p>

10	Ⅲ－6 火災による損傷の防止／p.89～90	<p>[菅谷智樹意見] 非難燃ケーブルを防火シートで包んだ複合体の実証試験では、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するという設計目標（保安水準）を設定していますが、40年経過したケーブルに対してもこの設計目標を実証する方針でしょうか？（例えば1、2号機で使用していたケーブルを使う等）</p> <p>非難燃ケーブルを防火シートで包んだ複合体を形成できない箇所については、どの様に難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保する設計目標（保安水準）をクリアする方針なのでしょうか？または、全ての箇所に複合体を形成できる事が確認済みなのでしょうか？</p> <p>既に40年を経過したケーブルについては、その後の経年劣化でケーブル交換が必要になる様な絶縁性能低下が起こる可能性が有ります。40年経過した非難燃ケーブルを防火シートで包み複合体を形成した後に絶縁不良が発見された場合、防火シートをはがしてケーブル交換することは現実的でなく、不良ケーブルに替えて新たに難燃ケーブル追加する方法を取ることが考えられます。</p> <p>この場合、追加ケーブルによる重量増加まで見込んで、ケーブルトレイの耐荷重、耐震性を実証する必要があると考えます。今回の設置変更許可申請以降パブコメが募集されない前提で要望を記載しますが、非難燃ケーブルを防火シートで包んだ複合体施行後の確認は、柏崎刈羽原発のケーブル不正敷設問題の反省から、必ず規制庁の全数確認をお願いします。</p> <p>非難燃ケーブルを電線管に収納し、両端を難燃性の耐熱シール材で処置するとありますが、電線管の中でもフレキシブルタイプの電線管の耐火・耐熱性能は確認しているのでしょうか？</p> <p>非難燃ケーブルを電線管に収納し、両端を難燃性の耐熱シール材で処置するとありますが、通常電線管部に設置する水抜きもシールするのでしょうか？電線管は気密性能を有しておらず、両端や水抜きをシールしても湿気を呼吸して水分は徐々に入り込み、水抜きができなければ水が溜まります。40年を経過し劣化したケーブルが水没する事になり絶縁性能に悪影響を及ぼす可能性が有ります。電線管部をシールするという方針について再検討下さい。また、水抜きを使用していないのであれば、同様に劣化ケーブルの水没による絶縁性能低下の可能性が有りますので、確認が必要です。</p>
11	Ⅲ－6 火災による損傷の防止／p.98	<p>[菅谷智樹意見] 原子炉格納容器内の電動弁を手動操作するとありますが、これは電動弁を直接操作する、すなわち原子力格納容器内に入らなければ操作できないのでしょうか？335 ページに記載の様に電動弁の手動操作を格納容器外から可能な様にするべきではないでしょうか？</p>
12	Ⅲ－17 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更／p.123	<p>[菅谷智樹意見] フリースタANDING方式の使用済燃料ピットラックは、壁に衝突しない、転倒しない条件で設計されていますが、熊本地震のように大きな揺れが複数回発生した場合、最初の揺れでズレたラックを再設置する前に次の大きな揺れが来て、ラックが壁に衝突、転倒する可能性が有ると考えます。ラックが最初の設置位置からズレた状態での地震に対する検証は実施していますか？</p> <p>地震でズレた（移動した）ラックの再設置用クレーンは、使用済燃料ピットクレーンのレール上に仮設するとしていますが、もしズレてからラック用クレーンを設置するのであれば、一定期間ズレた状態でラックを保管する事になりますが、その際のラックが片寄った状態での冷却性能は確認されているのでしょうか？</p> <p>地震後にラックを元の位置に再設置している最中に余震等の揺れが発生する可能性は十分考えられますが、ラックをクレーンで吊り上げ始めた時に揺れが来たら、吊り上げられたラックと床に置かれたラックは異なる挙動を示し、想定よりも激しく衝突する可能性がある等、この時の耐震性についてどう評価するのでしょうか？（吊り上げ中のラックからは使用済燃料を抜いたとしても、ピット内には使用済燃料が残っているはずですが）</p>

13	Ⅲ－１８ 炉内構造物の取替え並びに蒸気発生器保管庫共用化及び保管対象物の変更／p.126	[菅谷智樹意見] 炉内構造物取替えを想定していますが、伊方3号機の一次冷却水ポンプのシール漏れは原子炉格納容器の耐圧検査時のラインメイクの手順に問題があり発生しています。同様の問題が発生しない様、炉内構造物取替え後の耐圧検査時の手順についても十分に確認して下さい。
14	Ⅳ－１．１ 事故の想定／p.133	[菅谷智樹意見] 運転中事故シーケンスグループに直流電源喪失も必要と考えますが、バッテリーにて対応するのでしょうか？その場合、どの程度の時間運転できる容量を準備するのでしょうか？
15	Ⅳ－１．２．１．１ 二次冷却系からの除熱機能喪失／p.144	[菅谷智樹意見] 一次冷却系のフィードアンドブリードを実施するとありますが、ブリードした汚染水を貯留するタンクの容量は確保されているのでしょうか？
16	Ⅳ－１．２．１．２ 全交流動力電源喪失／p.149～150	[菅谷智樹意見] 全交流動力電源喪失時に大容量ポンプ/高圧注入ポンプ/予熱除去ポンプを運転することとしていますが、これらはエンジンポンプまたはタービン動ポンプなのでしょうか？記載が無く分かりません。 操作条件に記載の代替交流電源が利用できるまでの時間が、RCP シール LOCA が発生する場合としない場合で 24 倍も違うのはなぜでしょうか？RCP シール LOCA 発生と代替交流電源起動に因果関係があるのでしょうか？それとも、代替交流電源起動に必要な時間ではなく、代替交流電源が必要となるタイミングを表しているのでしょうか？
17	Ⅳ－１．２．１．７ ECCS 再循環機能喪失／p.172～174	[菅谷智樹意見] 「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」シーケンスの事故条件で外部電源有りとしているのは外部電源なしと比較した上で外部電源有が厳しい設定としているのでしょうか？また、ECCS 再循環切替失敗直後に外部電源が無くなるケースが一番厳しいのではないのでしょうか？ ECCS 再循環切替失敗から 15 分以内に代替再循環切替操作を完了する必要があるが、これまでの訓練実績から 14 分かかるとのことですが、猶予時間が 1 分と非常に短く、想定外が一つでも有れば間に合わなくなります。例えば代替再循環切替操作に必要な 10 人の内 1 人でも訓練に参加していない作業員が居るだけで訓練通り実施できず 1 分余計にかかる可能性が有ります。10 人全員が 100%代替再循環切替操作の訓練を受けている状態をどの様に実現する方針なのでしょうか？ または、ECCS 再循環切替失敗後 14 分の間に外部電源が無くなる事態が起これば、発電機の起動またはエンジンポンプを使用するなど、代替手法の確立を 1 分で行うのは不可能です。その他、内部スプレポンプの不良、ライン中のバルブの動作不良等、ありがちな単体故障が発生しても 1 分以内には対処できず、間に合いません。
18	可搬式設備／Ⅳ章全般／p.156、ほか	[筒井哲郎意見] 重大事故等対策として電源車その他の可搬式設備を新たに整備するとしているが、地震、津波等による道路の地割れ、陥没、建物構築物の倒壊、瓦礫散乱などの影響により使用場所への移動に困難を来すことが十分に予測されるので、可搬式設備の機能は不確実である。機能に期待する重大事故等対策設備については可搬式ではなく常設の耐震 S クラスの設備の設置を求める。
19	重大事故解析評価／Ⅳ章全般	[筒井哲郎意見] 重大事故等対策の有効性評価に関して、今般新たに導入する重大事故対策設備はすべて順調に機能することを前提としているが、福島原発事故時の実状を見ても明らかなおおりに、機器の故障、運転員の判断ミス、操作ミスなどの不具合の発生が実際の場では起こり得るので、これらの影響を解析評価において考慮に入れるべきである。動的機器の故障、運転員の判断、対応に要する時間は、訓練時に要した時間に対して十分な余裕を見込むべきである。

<p>20</p>	<p>水蒸気爆発／ IV-1.2.2.4 原子炉 圧力容器外の熔融燃料-冷 却材相互作用／p.200～204</p>	<p>[高島武雄意見] 審査書の「VI-1.2.2.4 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において、「実機では、液-液直接接触は生じにくいので水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低い」と書かれている(p.204)。さらに、熔融燃料を使用した実験では、KROTOS および TROI 装置による実験で、水蒸気爆発の発生が確認されている。しかし、KROTOS の結果については、水容器底部から外部圧力を加えたことによるもので、実際の事故時には、このような外乱はないので考える必要がないとした。また、TROI の実験では、自発的な水蒸気爆発が複数回確認されているが、熔融物の温度が、実際の事故時より高過ぎるので、この場合も考える必要がないとした。このような申請者（関西電力）の見解に規制委員会も同意した。</p> <p>しかし、「実機では、液-液直接接触は生じにくいので水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低い」と結論付けることはできず、炉心熔融時には、水蒸気爆発が起こりうるという前提で審査をやり直すべきである。</p> <p>理由を述べる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. そもそも、水蒸気爆発が発生するためには何らかのトリガー（液-液直接接触を実現して爆発の引き金となる外乱）が必要である。ただし、金属スズなどの融点が最小膜沸騰温度より低いような金属では、自発的な爆発が起こる。 2. 融点が最小膜沸騰温度より高いアルミニウムや鉄などを溶かして、水に投入しても自発的な水蒸気爆発は生じないことが知られている。このため、これらの金属で水蒸気爆発を実現するためには、圧力波などの外乱を加えるか、大量の熔融物を投入して、水の容器底部に少量の水を閉じ込めて、急蒸発（突沸、自発核生成による沸騰による）させトリガーとしてやる必要がある。実験例として、L.S.Nelson, Toyoshi Fuketa ほか2名は、アルミニウム液滴に水中放電による圧力波を至近距離から与えて水蒸気爆発を発生させている(Trans. American Nuclear Society, Vol.61(1990))。そもそもアルミニウムの水蒸気爆発については、1957年にG.Longが、熔融アルミが容器底部に達して、爆発に至ることを報告している(Metal Progress(1957))。 3. しかしながら、熔融アルミニウムや熔融鉄などを扱う事業所では、たびたび水蒸気爆発事故が起こっている。たとえば、2015年9月北九州市のアルミ工場、2012年10月広島市の自動車工場での熔融鉄による水蒸気爆発。このことは、実験では水蒸気爆発を生じさせるのが難しい熔融物でも、事故時には何らかのトリガーがかかると考えるべきである。したがって、KROTOSの実験で外乱によって水蒸気爆発が起こったということは、事故時にも起こりうると思えるのが、これまでの水蒸気爆発の実験・研究から導かれる結論と思われる。しかも、事故が起きたら深刻な事態をもたらす原発なら、なおさら実験結果により保守的に対応すべきであろう。 4. 審査書では、TROIの実験では、熔融物の温度が高いので実機では起こらないとしているが、自発的な水蒸気爆発が起こった時の、熔融物の温度は、3373K以上、3800K、2600K、3000Kと報告されている(J.H.Songら、Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY(2003)など)。この結果は必ずしも温度が高いとは言えない。少なくとも2例は融点付近の温度である。申請者は、「温度計測に問題がある」などを理由としているようだが、都合の悪いデータについての勝手な解釈と言えないだろうか。実験結果に対してもっと謙虚な姿勢が必要だ。 5. 高温液の温度が、融点よりどの程度高い温度（審査書にある過熱度）の時に、水蒸気爆発が起こるのかに関するデータとして、庄司・高木のスズによる実験がある。それによると融点より70℃高い温度（スズ温度300℃）で水温にもよるが、爆発確率が約20%、170℃（スズ温度400℃）で約50%、570℃（スズ温度800℃）でほぼ100%と報告されている（機論B(1982)）。このように、融点よりわずか70℃高くなるだけで、水蒸気爆発が起こるようになり、熔融物の温度が上がるほど、その発生確率も高くなる。
-----------	--	---

		<p>6. このデータを融点が極めて高い溶融核燃料にも適用できるとすれば、大量の溶融物の温度は不均一であることや、種々の物質の混合物であることもがも考慮すれば、想定する融点を 70℃程度上回ることは十分考慮しておくことが要求される。落下する溶融物の温度を想定の温度にできる保証はない。</p>
21	IV-1. 2. 2. 4 原子炉 圧力容器外の溶融燃料-冷 却材相互作用/p.200~204	<p>[筒井哲郎意見] 申請者は、炉心溶融が進展した後に原子炉圧力容器から流出する溶融炉心が床・側壁コンクリートと接触して生じるコンクリートの侵食及び水素、一酸化炭素の可燃性ガスの発生を抑制する対策として、原子炉下部キャビティ室に水張りをして溶融炉心をその中に落下させて冷却する方式を採用しているが、これは一般産業分野での水蒸気爆発を防止する常識・常道にまったく相反するものであり、きわめて危険である。</p> <p>申請者は、国内外の原子力分野でのいくつかの実験研究にもとづき、この水張り方式において水蒸気爆発が生じることはないと主張しているが、それら実験研究での溶融金属の量は原発実機での溶融炉心の量に比べると 3~4 桁も少なく、また流出様相なども限られており、水蒸気爆発が生じないことを担保するにはほど遠い、乏しい実験的知見にとどまっている。</p> <p>今日までの長年の間に死傷者も生じた度重なる水蒸気爆発事故の経験にもとづいて、溶鋳炉、鋳物工場など高温の溶融金属を取り扱う一般産業現場では、溶融金属と水との接触を防ぐ「禁水」が徹底されている。この一般産業分野の常識、常道に従って、水張り方式を不可とすべきである。新型炉に関するフランスとロシアにおける炉外コア・キャッチャー方式、及び米国における炉内コア・キャッチャー方式は、いずれも水張り方式に伴う水蒸気爆発のリスクを回避するものであり、これらに習うべきである。</p>
22	水素爆発/ IV-1. 2. 2. 5 水素燃 焼/p.204~213	<p>[滝谷紘一意見] 格納容器内の水素爆発の防止対策の評価において、川内原発 1・2号機の審査と同じく、解析コードに依拠することなくジルコニウム全量の反応による水素量を前提にすることを求める。</p> <p>その理由は次の通りである。</p> <p>関西電力は水素発生量の評価において、原子炉圧力容器破損後の溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) により発生する水素量として解析コード MAAP による解析値を用い、審査書案ではそれを是としている、MAAP は水中での MCCI に関する検証がなされておらず精度不明である。(MCCI に関して MAAP の検証が示されているのは、水の無いドライな条件のみである。もし水中での MCCI に関する精度検証が行われているのであれば、提示されたい。) このような精度の信頼性に欠ける解析コードに依拠することなく、川内原発 1・2号機の審査ではジルコニウム全量の反応を仮定した水素発生量が水素爆発防止対策の有効性判断に際して採用されており、これは MCCI に伴う不確かさを考慮する上できわめて合理的かつ安全側の考え方である。美浜原発 3号機においても川内原発 1・2号機と同様の評価をすべきである。</p> <p>【参考文献】 滝谷紘一「高浜審査書(案)・水素発生量評価についての規制委員会の考え方への反論」、『科学』2015年4月号、岩波書店</p>
23	水素爆発/ IV-1. 2. 2. 5 水素燃 焼/p.204~213	<p>[滝谷紘一意見] 規制委員会の「考え方」として公表された「MCCI による水素発生量を考慮に入れて全ジルコニウム量の 75% が水と反応するという保守的な条件で評価している」は、審査ガイドでの規定と矛盾している誤りである。訂正を求める。</p> <p>その理由は次の通りである。</p> <p>高浜原発 1・2号機のパブコメ募集における意見「MCCI による水素発生を考慮する際に、解析コードに依拠することなく残存するジルコニウム全量が反応するとした厳しい条件で評価するべきである」に対して、規制委員会の考え方として「水素発生量の評価においては、審査ガイドに従い、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の 75% が水と反応し、水素が発生するという保守的な条件で評価を行っており、(以下略)」と述べていることは、審査ガイドの規定と矛盾している。</p>

		<p>なぜならば、審査ガイドには主要解析条件として「(a)原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。(b)原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。」と明記されている。従って、規制委員会の考え方にある「全ジルコニウム量の75%が水と反応する」は、審査ガイドに従うと、原子炉圧力容器が破損するまでの、すなわちMCCIによる発生分を除いた値である。MCCIによる発生分を加えると、少なくとも75%を超えた量で評価されねばならないことは明らかである。さらに、この75%が「保守的な条件である」とは審査ガイドのどこにも書かれていないではないか。</p> <p>規制委員会はパブリックコメントで提出された意見に対して、このような事実と反するその場しのぎの回答ではなく、真摯に科学的、技術的に受け応えることを強く求める。</p> <p>【参考文献】滝谷紘一「高浜審査書(案)・水素発生量評価についての規制委員会の考え方への反論」、『科学』2015年4月号、岩波書店</p>
24	IV-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入／p.237～239	<p>[菅谷智樹意見] シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、誤操作、化学体積制御系の弁の誤動作を挙げていますが、なぜ炉内の冷却水の希釈に限って誤操作、誤動作を考えているのでしょうか？誤操作、誤動作はこれだけではなく、通常の運転や事故時の対処の際も誤操作、誤動作を考慮すべきと考えます。</p> <p>一次冷却水への純水誤投入によりほう酸濃度が下がり、警報後10分で純水停止操作、その操作に1分としていますが、後2分で臨界に達するという状況は十分な時間があるとは言えないのではないのでしょうか？特に誤投入するようなオペレーションミスを行った運転員の場合、想定される10分で操作着手、1分で完了が本当に想定通り行くとは限らず、時間的猶予は不足しているとみなすべきではないのでしょうか？</p> <p>一次冷却水への純水バルブの誤動作によりほう酸濃度が下がり、警報後10分で純水停止操作、その操作に1分としていますが、操作しても純水バルブが誤動作していて閉まらない状況だとすると、臨界までの2分間で誤作動修復は不可能ですし、代替する方法で純水を止めるにしても2分以内に判断、実施できる可能性は極めて低いと考えます。</p>

25	クロスチェック解析／ 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.129～249	<p>[滝谷紘一意見] 過酷事故の解析結果に関して、規制委員会は自ら別の解析コードを用いてクロスチェック解析を実施し、客観性のある厳正な定量的評価にもとづく審査をすることを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>重大事故等対策の有効性評価を行う上で、複雑な現象を取り扱う過酷事故の解析結果の妥当性を定量的に厳正な検証をすることが不可欠である。福島原発事故以前の安全審査においては定量的な検証を行う手法として、クロスチェック解析が導入されていた。その当時は設計基準事象が対象になっていて、想定外扱いにされていた過酷事故は対象外であった。今般、事業者による過酷事故の解析には従来の安全審査では登場しなかった種々の新たな解析コードが用いられている。従って、これらの解析コードによる解析結果の妥当性を定量的に検証する上で、別の解析コードによるクロスチェック解析を行うべきである。</p> <p>高浜原発1・2号機の審査書案へのパブコメ募集における意見（重大事故等対策の有効性評価におけるMAAP解析結果に関して）「MELCOR コードを用いたクロスチェック解析の実施を求める。」に対し、規制委員会の考え方として「MAAP コードに対しては、規制委員会は、MELCOR による解析を実施しており、MAAP 解析結果と同様の傾向であることを確認しています。（中略） MELCOR を用いた解析事例は NRA 技術報告 2014-2001 で公開しています。」と記されている。この考え方は、クロスチェック解析を不要とする科学的な論理説明にはなっていない。なぜならば、「MAAP 解析と同様の傾向であることを確認している」ことは、定性的な確認に過ぎず、定量的な検証ではないことを示している。また、引用されている NRA 技術報告は MELCOR による解析結果を示すだけのものであり、MAAP 解析結果と突き合わせた評価は何らなされていない。</p> <p>クロスチェック解析を実施しない限り、規制委員会は事業者の解析結果の定量的な検証を避け、事業者の解析結果を鵜呑みする杜撰な審査をしているとの批判を免れない。</p>
26	IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等／p.287	<p>[菅谷智樹意見] 電磁弁の電源をバッテリー供給するよりも、事前に手動操作可能なタイプの電磁弁に変更した方が、非常時の負荷を減らす事ができ、有用と考えます。また、可燃性ガスの発生の恐れがある 防爆エリアでバッテリーを直接接続することはできないので、その意味でも手動操作付電磁弁が有用と考えます。</p>
27	IV-4. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び手順等／p.331	<p>[菅谷智樹意見] キャビティ下部の貫通穴はどの様に塞ぐのでしょうか？事前に塞いでおくのでしょうか？また貫通穴を塞いで元々貫通穴を開けていた目的は阻害されないのでしょうか？</p>
28	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／p.358～363	<p>[筒井哲郎意見] 放水砲は無効である。</p> <p>【理由】 炉心損傷に至って、大気中へ放射性物質が拡散した場合、放水砲でその拡散を抑制するとしている。放水砲は、大型の水鉄砲のように棒状に水を放出するものであって、もともとは石油タンク火災などの際、火炎を上げる油面上に泡消火剤などを供給して液面を水膜で覆うことを目的とした装置であって、粉じんを含んで拡散する気体を洗浄して粉じんを補足することを意図した設備ではない。この方法は明らかに無効である。</p>
29	IV-4. 1 5 計装設備及びその手順等／p.381	<p>[菅谷智樹意見] 計器の故障時に、他チャンネルまたは他ループによる監視を行うとありますが、複数のチャンネルまたはループの計器がある中で、どの計器の指示が正しく、どの計器が故障しているかを判断する手順が示されていないのでしょうか？</p>

30	IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等/p.406	[菅谷智樹意見] 緊急時対策所に安全パラメータ表示システム、安全パラメータ伝送システム等を整備すると有りますが、直接計器からの信号を取り込んでいるのでしょうか？すなわち、中央制御室等に設置された制御装置を経由せず独立したチャンネルを持ち、中央制御室の一切の機能を喪失しても安全パラメータの監視が可能なのでしょうか？
31	IV-5. テロリズムへの対応/p.416	[筒井哲郎意見] テロリズムへの対応は無効である。 【理由】 武力攻撃に対する具体的な対策の記載はない。 破壊工作を目的とするものは相手のルールを破って攻撃を敢行するのが常識であるから、それに対抗する武力を常備しなければ制圧できない。2013年のアルジェリア人質事件では日本人10人が殺された例を想起されたい。武力攻撃は生易しいものではない。 不可能なことは不可能だとはっきり明示し、その上で、原発を稼働させるべきか停止するべきかを平明に問題提起して国民的議論に付すのが、原子力規制委員会の国民から負託された使命である。
32	IV-5. テロリズムへの対応/p.417	[菅谷智樹意見] 中央制御室の監視機能喪失の際、可搬型計測器による確認を行うこととしていますが、この場合、いくつかのパラメータを可搬型計測器で計測できる見込みなのでしょうか？また、そのパラメータを計測するのに可搬型計測器をいくつ準備し、何人の人員で、どれだけ時間がかかる計画なのでしょうか？重要なパラメータについては刻々と変わる値を常に把握しておく必要があり、その数だけ可搬型計測器と人員を張り付けておく必要がありますので、可搬型計測器と人員の必要数は常時監視が必要なパラメータ数+繋ぎ替えて確認するパラメータ数*平均計測時間/全計測時間とする必要があると思います。 中央制御室の監視機能喪失の際、可搬型計測器による確認を行うこととしていますが、中央制御室が損壊している場合、可搬型計測器を接続するのは現場になり、線量が高い場所には接続しに行けないのではないのでしょうか？また、可搬型計測器は温度計測以外にも使用できるのでしょうか？温度計測に限定されている場合、圧力や水位等の確認はどの様に行うのでしょうか？ 要求されているのは、炉心損傷の緩和、原子炉格納容器破損の緩和等の対策に関する手順書またはその整備方針ですが、「必要の都度緩和措置を行う」との記述は具体性に欠け、実際にどのような炉心損傷の緩和策を施すのか、どのような原子炉格納容器破損の緩和策を施すのかを見通せる方針になっていないと考えます。
33	防災・避難計画の不備(審査書案にない項目)	[滝谷紘一意見] 高浜3号機に続き4号機が再稼働した時点の2月末において、京都府内の5~30km圏で、規制庁の「5km間隔程度」との目安に基づくモニタリングポスト41カ所の整備計画のうち、66%にあたる27カ所が未設置であったことが明らかになった(朝日新聞、東京新聞、2016年3月14日)。川内原発周辺に設置されたモニタリングポストのうち、ほぼ半数が事故時の住民避難の判断に必要な放射線量を図れないことも判明した。事故時の住民避難の体制が十分に整わないままに原発を再稼働させることは、住民の安全確保上由由しき事態である。今後このような事態の再発を防止するためにも、原発稼働にあたっては原子力規制委員会が防災・避難計画の整備完了を確認することを必須条件の一つとして求める。避難計画の実効性の審査、確認に関して、現行法規上その権限を規制委員会が有しないのであれば、法制面の整備も含めて規制委員会は早急に動くべきである。不作為は許されない。

34	防災・避難計画の整備の必要性 (審査書案にない項目)	<p>[筒井哲郎意見] 現実には、防災・避難計画は未だでき上がっているとはいえない。</p> <p>福島事故で30^{km}圏を優に超える広大な地域が放射性物質に汚染された現実を見ると、本地域のインフラの実情に照らし合わせれば、物理的に有効な避難ができるか否かは全く疑わしい。避難計画が規制委の新規制基準の対象から除外されている現状において、災害弱者が取り残される危険性が明確に予測される。</p> <p>福島では5年を経過した今も約9万人の未帰還者が仮住まいをしている。その状況を再現させないために、地元自治体内責任転嫁するのではなく、中央政府なканずく原子力規制委員会が立案しなければならない。実際、放射線被ばくは県境を越えて広範囲に広がっている。</p> <p>本来法を整備し直して、原子力規制委員会は、防災・避難計画にも責任を負う体制にしなければならない。原子力規制委員会設置法第3条は「…国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全…」と規定しているのだから。</p> <p>避難指示は、重大事故の進展状況を判断して適切かつタイムリーに発せられなければならない。したがって、SPEEDIのシステムを改善して有効に利用すべきである。</p> <p>防災計画は、立案するだけではなくて、地元住民総出の訓練を積み重ねなければ有効な対策にならない。</p>
35	老朽原発であること (審査書にない項目)	<p>[筒井哲郎意見] 美浜原発3号炉は、運転開始以後40年を超えつつある老朽原発である。</p> <p>原発は高放射線被ばくのために、一般プラントのように大幅な更新工事はできないし、開放点検もできない。老朽原発は高いリスクをはらんでいるので、40年の時点で廃炉にすることが至当である。</p>
36	老朽原発であること (審査書にない項目)	<p>[奈良本英佑意見] 原子力規制委員会は、当該原子炉の設置変更審査をやり直すべきです。やりなおすことが不可能な場合は、設置変更許可を取り消すべきです。</p> <p>理由：当該原子炉は、1976年3月運転開始の老朽（高経年化）炉です。法令の定めによれば、築40年以上の老朽炉の運転延長は、「例外的に」認められることになっています。このような例外を認める場合、通常の審査手続き以外に、老朽炉特有の問題点がないか、特別な審査が必要です。</p> <p>例えば、材質の劣化です。長期にわたる、熱、振動、とくに放射線照射による劣化がどの程度進んでいるのかを診る必要があります。金属の放射線照射による脆弱化を診るには、脆性遷移温度の変化を測定するなど、非破壊検査を含めた手続きが必要です。</p> <p>ところが、この審査書のどこを見ても、老朽炉を対象にしたとみられる記述は、どこにも見られません。目次には、そのような項目は全くなく、全文422ページを検索してみても、「経年」「疲労」「劣化」「脆性」「放射線照射」「脆性遷移温度」など、老朽炉のための特別な審査書では、使われるはずの語句を見出すことはできませんでした。老朽化による材質の劣化に関する問題意識皆無の「審査」が行われたと判断せざるを得ません。</p> <p>このような、特別の審査に時間がかかりすぎるとか、不可能だと考えられるならば、結論はひとつです。設置変更申請を不許可にすることです。</p>

37	新規制基準の規則改正 (審査書案にない項目)	<p>[滝谷紘一意見] 新規制基準の規則が制定された平成 25 年 6 月 19 日から現時点で丸 3 年が経過した。法規制には不断の見直しが必要であることは言うまでもないが、福島原発事故の現場調査、事故原因究明、汚染水対策、廃止措置、熊本地震の新知見と経験、世界の規制動向などの実状を踏まえて、「実用発電炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に関して以下の追加改正を求める。</p> <p>(1) 旧「安全設計審査指針」の「指針 1 準拠規格及び基準」を組み込むこと。これが本規則から排除されていることは、本規則にさえ適合すれば十分だとの誤解を与え、不適切である。</p> <p>(2) 「安全機能の重要度分類に関する審査指針」を見直して組み込むこと： 具体例として、福島原発事故を深刻化させた要因である外部電源と使用済燃料プールの重要度を格上げする。これに整合させて、耐震重要度分類の見直しを求める。</p> <p>(3) 設計基準対処設備としての非常用電源設備を手厚くすることの重要性は高く、この観点から、多重性のみならず多様性を要求し、少なくとも合計 4 基設置すること。(具体例として、ディーゼル発電機 2 台とガスタービン発電機 2 台)</p> <p>(4) 原子炉建屋の水密性を求めること：福島第一原発の汚染水対策が難航しているが、この根本要因は、地震により原子炉建屋の一部が損傷し、そこから汚染水が建物外に流出し続けていることである。このような事態を防止するために、原子炉建屋に水密強化の要求(設計漏水率の担保)をする。(参考：佐藤暁「1F 汚染水問題からの教訓」『世界』2016 年 3 月号)</p> <p>(5) 同一サイト内での多数基同時被災を避けるために、同時に稼働する原発は最大 2 基とすること。</p> <p>(6) 耐震基準に熊本地震から得た新知見、経験を反映させる。具体事例としては、繰り返し地震を想定すること、島崎邦彦 東大名誉教授による現状の設計基準地震動、設計基準津波の過小評価の指摘を反映すること。</p>
38	工事計画認可や運転期間延長認可について (審査書案にない項目)	<p>[菅谷智樹意見] 今回のパブコメは原子炉設置変更許可申請に対する審査およびそのパブコメですが、工事計画認可や運転期間延長認可について、原子力規制委員会の審査、パブコメの募集は行わないこととされています。</p> <p>本来、認可の判断は規制庁でなく規制委員会が行うべきであり、またパブコメにより公正さと透明性を確保すべきであると考えます。</p>

以上