

九州電力株式会社玄海原子力発電所3号及び4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。

玄海原発3・4号機 パブコメ意見：Ⅲ 設計基準対象施設

<p>1</p>	<p>Ⅲ 設計基準対象施設／1. 地震による損傷の防止／ p.10</p>	<p>[滝谷紘一意見] 基準地震動 Ss 規模の繰り返し地震を想定するように設置許可基準規則の中の耐震基準の見直しを早急に行い、それを反映した審査を求める。 その理由は次のとおりである。 今年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」という新たな重要知見が得られたことになる。 福島原発事故以前の原発の安全設計審査指針には、「本指針については、今後の新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことが謳われていた。同審査指針に置き換えて福島原発事故の教訓を反映して策定された設置許可基準規則に関しても、「新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことは、受け継がれて当然のことである。 しかしながら、熊本地震後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、従って玄海3、4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保たれることにはなっていない。上記熊本地震を通じての新たな重要知見は、明らかにそれを想定外としている設置許可基準規則の不備を指し示すものである。 基準地震動規模の繰り返し地震が生じた場合に、安全確保上大きな問題になる設備・機器の具体例として、蒸気発生器伝熱管を取り上げる。これまでに規制委員会が新規基準適合性審査を終えた中で工事計画を認可した加圧水型原発(川内1、2、高浜3、4、伊方3、高浜1、2、美浜3の計8機)の耐震計算書を調査すると、基準地震動 Ss が一回生じた場合、いずれの原発でも蒸気発生器伝熱管は弾性設計用評価基準値を超える一次応力(膜応力と曲げ応力の和)が発生する評価結果となっており、このことから伝熱管は弾性範囲を超えて塑性変形をしている可能性がある。このような変形した状態において、基準地震動規模の繰り返し地震に見舞われると、蒸気発生器伝熱管の健全性が失われるおそれがある。同伝熱管は原子炉冷却材圧力バウンダリという重要な安全機能を有し、それが損なわれることは設計基準対象施設として許されるものではない。このような安全性を損なうおそれがある設備・機器、建物・構築物について、解析及び試験を通じて基準地震動の繰り返しに対する耐震性評価を詳細に行うべきである(参考文献1)。なお、玄海3、4号機についてはまだ蒸気発生器伝熱管の耐震計算書は公表されていないが、前出の加圧水型原発8機と同様に繰り返し地震に対する問題があるものと推認する。 上述のとおり、玄海3、4号機の審査書案には、熊本地震で得られた繰り返し地震の発生という新しい知見と経験は何ら反映されていないこと、基準地震動規模の繰り返し地震に対して重要な安全機能を持つ設備の健全性が損なわれるおそれがあること、また、将来にわたり玄海原発敷地において繰り返し激震が生じないことを科学的に立証することは現在の地震学ではできないことから、早急に繰り返し地震を想定するように耐震基準の見直しを行い、それが終わるまでは審査を保留し、改訂された耐震基準にもとづく審査を求める。この要求を無視して現審査書案を確定することは、福島原発事故の根本要因になった貞観地震の知見を無視して津波対策を行わなかったという不作為の過ちを繰り返すことになるであろう。 <b>【参考文献】</b> 1. 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2016年12月号(予定)</p>
<p>2</p>	<p>Ⅲ-1.1. 基準地震動／p.20 Ⅲ-3. 1. 基準津波／p.37</p>	<p>[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</p>

		<p>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。玄海3、4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。</p> <p><b>【参考文献】</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>3. 毎日新聞「原発揺れ想定計算、規制委に異議」2016年8月30日</li> </ol>
3	Ⅲ-1. 3. 耐震設計方針／p.26、p.28	<p>[中村謙慈意見] 26 ページに、建物・構築物の許容限界として「構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）が十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する」と書かれています。これは、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有するのであれば、建物・構築物の応答が弾性状態を超えることを許すと解釈できると思います。このことは、熊本地震のような本震レベルの地震の繰り返し発生に鑑みて、基準地震動レベルの地震の繰り返し発生を想定するならば、最初の地震で建物・構築物が弾性状態を超えて塑性域に至ることを認めていると思います。一方、28 ページの「規制委員会は、・・・」という文章を解釈すると、最初の地震による建物・構築物の床応答加速度を機器・配管系に入力して、機器・配管系の応答全体がおおむね弾性状態に留まることを確認されるのだろうと思います。しかし、2 回目以降の地震に対する建物・構築物の床応答加速度は、建物・構築物が既に塑性域に入っているため、最初の床応答加速度よりも大きくなる可能性があります。ですから、基準地震動レベルの地震が繰り返し発生し、建物・構築物の床応答加速度が最初の地震の時よりも大きくなった場合に対しても、機器・配管系の応答全体がおおむね弾性状態に留まることを確認する必要があります。</p>
4	Ⅲ-1. 3. 耐震設計方針／1. 耐震重要度分類の方針／p.21	<p>[滝谷紘一意見] 設置変更許可申請書添付書類八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、原子力規制委員会による審査の瑕疵である。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」ないしはその「補助設備」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、玄海 3、4 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><b>【参考文献】</b></p> <p>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>
5	Ⅲ-3. 2. 耐津波設計方針／p.49	<p>[中村謙慈意見] 「c. 循環水ポンプの運用」に、模型水理試験によって海水ポンプの取水性に影響がないことを確認した、という主旨のことが書かれています。水理試験を行うに至った背景として、海水ポンプの仕様上の適切な水位を確保できないからだと思います。もしそうであれば、適切な水位を確保できるように、海水ポンプの位置や取水ピットを改造するよう事業者指示すべきだと思います。しかし、改造をしないで水理試験結果によって合格とするのであれば、模型試験では不十分であって、実物による試験で確認する必要があります。</p>

6	<p>Ⅲ－４．２．２．火山影響に対する設計方針／9．降下火砕物の間接的影響に対する設計方針／p.72</p>	<p>[筒井哲郎意見] 非常用ディーゼル発電機のフィルタ目詰まり計算においては、火砕物の空気中濃度を少なくとも <math>1\text{g}/\text{m}^3</math> で計算すべきである。この値は、富士山宝永噴火（1707年）の火山灰噴出量 <math>0.7\text{k m}^3</math> という条件で、85km 風下の横浜における火山灰濃度を推定した数値であるが、玄海においては、阿蘇山の噴火規模は <math>200\text{k m}^3</math> が予想されており、距離は 136 km である。火山灰濃度は 2 桁多く、フィルタが瞬時に閉塞して非常用ディーゼル発電機は使用不可能である。</p> <p>[理由] 各原発の非常用ディーゼル発電機のフィルタの目詰まり計算においては、原子力規制委員会は全国の原発に対して、一律に同一空気中濃度を適用してきた。しかしこれはきわめて非論理的である。それぞれの原発の地理的位置に応じて異なる想定をしなければならない。最近までの基準は、2010年エイヤヒャトラ噴火（アイスランド、<math>0.14\text{k m}^3</math>）の際に 40 km 離れたヘイマランド地区で観測された火山灰濃度 <math>3.24\text{mg}/\text{m}^3</math> を適用して、フィルタの閉塞・交換時間を 19.8 時間（伊方）～39 時間（大間）としてきた。その後、1980年セントヘレンズ噴火（アメリカ、<math>1\text{k m}^3</math>）の際に約 135km 離れたヤキマ地区で観測された <math>33.4\text{mg}/\text{m}^3</math> に修正された。フィルタの目詰まり速度は火山灰濃度とほぼ比例するから、2～4 時間で閉塞するという結果になった。フィルタ交換作業は 1～2 時間かかり、この条件においても、多数の非常用ディーゼル発電機を備えておいて、過酷事故の高放射線環境で連続被ばく作業を継続するという非現実的な想定になってしまう。そして、原子力規制委員会は去る 11 月 16 日に、<math>1\text{g}/\text{m}^3</math> という想定を指示した（『朝日新聞』2016年11月17日）。この条件では、フィルタが瞬時に目詰まりして、現状の非常用ディーゼル発電機が使用不能であることは明らかである。それに対しても、阿蘇山の噴火予想レベルは 2 桁以上多いのであるから、現実的に非常用発電機は使用不可能である。</p> <p>空気中火山灰濃度推定に、玄海と無関係な位置にある、たまたま実績が分かりやすい火山の数値を適用するのではなく、その近傍にある阿蘇山の噴火量に基づいた推定を行うべきである。</p>
7	<p>Ⅲ－１１．全交流電源喪失対策／p.110</p>	<p>[筒井哲郎意見] 全交流電源喪失発生後、重大事故対処設備を作動させるに必要な蓄電池容量を作動継続時間 25 分間としているのは、過酷事故進展を防止できないことを意味する。</p> <p>[理由] p.72 の意見でも記載したように、火山灰濃度が濃いときには非常用電源設備が使用不能になる。しかも、PWR 型原発では ECCS を駆動する動力源は交流電源しか備えられていない。つまり、25 分後に冷却手段を失うことになる。これは、福島第一原発 1 号機のメルトダウンよりもより速いメルトダウンの進展を意味する。</p> <p>外部電源が失われても短時間で復旧するとか、交流電源が速やかに稼働するとか、多重性を持たない想定に基づいた過酷事故対策の失敗を福島第一で経験したのに、それと同様の綱渡りを前提にしているのは、原発の過酷事故対策としては基本的に欠陥がある。</p>

玄海原発 3・4 号機 パブコメ意見：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

1	<p>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.190～p.230</p>	<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</p>
---	---	---

		<p>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に妥当性のある論理説明にはまったくなっていない。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回避し、事業者の解析結果を鵜呑みする杜撰な手抜き審査をしていることになる。</p>
2	IV-1. 1. 事故の想定 / 1. 申請内容 / (2) 運転中原子炉において格納容器破損に至る恐れがある事故 / p.126	[菅谷智樹意見] 格納容器直接接触(シェルアタック)はBWRの一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWRは除外する旨の記載がありますが、PWRの格納容器に対して直接接触が発生した場合、格納容器破損に至らない根拠をご提示下さい。
3	IV-1. 2. 1. 6. ECCS注水機能喪失 / 1. 申請内容 / (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価 / p.157	[菅谷智樹意見] ECCS注水機能喪失の原因を「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」としていますが、中破断LOCAより大破断LOCAの方が冷却材の流出量が多くより厳しいのではないのでしょうか？ 大破断LOCAでなく中破断LOCAを選定した根拠をご提示下さい。
4	IV-1. 2. 1. 7. ECCS再循環機能喪失 / 1. 申請内容 / (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価 / p.163	[菅谷智樹意見] 代替再循環切替操作については、ECCS再循環切替失敗から15分後までに完了する必要があるとのことですが、これまでの訓練実績を踏まえるとECCS再循環切替失敗から13分後までに完了できるとあります。しかし、訓練では13分で実施できたとしても、実際にLOCAが発生し、しかもECCS再循環切替に失敗するという状況で非常に稀な非定常操作が訓練通り終わられるとは考えられず、その猶予が2分しかないのであれば、代替再循環切替操作は間に合わない可能性が高いのではないのでしょうか？
5	IV-1. 2. 1. 8. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損) / 1. 申請内容 / (2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価 / p.167	[菅谷智樹意見] インターフェイスシステムLOCAとして、余熱除去系逃がし弁及び予熱除去系機器等からの1次冷却材の漏えいを想定していますが、伊方原発3号機で発生した1次冷却材ポンプのメカニカルシール不良でも発生すると考えます。1次冷却材ポンプのメカニカルシール不良ではなく余熱除去系逃がし弁及び予熱除去系機器等からの漏えいを選定した根拠をご提示下さい。
6	IV-1. 2. 1. 8. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生	[菅谷智樹意見] 炉心注水流量の設定で1次冷却材の漏洩量が多い事を理由に高圧注入ポンプ2台使用時の最大注入特性を設定していますが、炉心注水流量が少ない事による炉心の冷却不足と1次冷却材の漏洩量が多い事のどちらがより重大かと言えば、炉心の冷却不足ではないのでしょうか？

	器伝熱管破損)／1. 申請内容／(2)解析手法及び結果、不確かさの影響評価／p.167	
7	IV-1. 2. 1. 8. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)／1. 申請内容／(2)解析手法及び結果、不確かさの影響評価／p.169	[菅谷智樹意見] 破損した蒸気発生器伝熱管から1次冷却材が2次冷却系に流出し、放射能汚染水になる事が考えられるが、その回収については検討されているのでしょうか？
8	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)／p.173 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.189	<p>[滝谷紘一意見] 原子炉圧力容器の破損により流出する溶融燃料を原子炉下部キャビティに水張りして受け止め冷却する方式は、労働安全衛生規則の水蒸気爆発の防止規定に違反するものであり、容認してはならない。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>労働安全衛生規則の第249条と第250条では、「溶融高熱物は水蒸気爆発を生じさせないために、溶融高熱物を取り扱うピットの内部には水を浸入させないこと」、「そのピットが存在する構築物の床面には水が滞留しないこと」を定めている。九州電力が過酷事故対策として採用する原子炉下部キャビティの内部に注水して水張りし、その中に溶融炉心を落下させる対策は、溶融高熱物を大量の水に触れさせるものであり、これら二つの条項に反していることは明白である。</p> <p>水蒸気爆発の防止のために、長年にわたる知見と経験をもとに策定、施行されてきた労働安全衛生規則に反する設備対策を用いることは、法治国として許されることではない。</p> <p>なお、「設置許可基準規則の解釈」において「原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能(例えば、原子炉格納容器下部への注水設備)」(p.87)と記されており、九州電力はそれを採用しているので問題はないと主張することが予想されるが、それは規制委員会が同規則の解釈制定時に既存の国内法規への整合性確認を怠った過誤を論拠とするものであり、同規則の解釈から原子炉格納容器下部への注水設備を削除するように早急に改訂することを求める。また、労働安全衛生法及び労働安全衛生規則は原子力発電所も対象施設に入っているため、九州電力が玄海3、4号機で原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却用に原子炉格納容器下部への注水設備を使用することは国内法規違反であることは言を待たない。</p> <p><b>【参考文献】</b> 滝谷紘一「『労働安全衛生規則』に反する過酷事故対策の原子炉下部キャビティの水張り水素燃焼用イグナイタ」、『科学』2016年6月号、岩波書店</p>
9	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.189	[滝谷紘一意見] 九州電力は「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、それを規制委員会は容認していることは、国内外の実験データについて科学的妥当性を欠いた勝手な解釈に依拠したものである。このことは、水蒸気爆発の専門家の指摘するところである(参考文献1、2)。安全上厳正な観点に立つ専門家の意見に耳を傾けて、炉心溶融時には、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>【参考文献】</p> <p>(1) 高島武雄、後藤政志「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性」『科学』2015年9月号、岩波書店</p> <p>(2) 高島武雄「格納容器内の水蒸気爆発の危険性についての補足」『科学』2015年11月号、岩波書店</p>
10	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.189	<p>[高島武雄意見]</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 申請書、審査書案では、「水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低い」として、爆発の発生を全く考慮していない。このことは、「水蒸気爆発は絶対に発生しない」と断定しているのに等しい。爆発が起こりうる余地を残しておきながら、対策を立てないのは論理的につじつまが合わない。</li> <li>2. 「水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低い」根拠として、「大規模実験」において、TROI 装置、KROTOS 装置を使用した実験でしか発生していないことを上げている。しかし、KROTOS では、わずか2kg から3kg、TROI でも、せいぜい10kg 程度である。事故時の150 トンとは到底比較する訳にはいかず、とても「大規模」とは言えない。</li> <li>3. 審査書193 ページでは、「熔融物の過熱度を高く設定」したので「液-液直接接触を生じやすくし」としているが、明らかに誤りである。熔融物の温度が高いほど、より安定な膜沸騰となり、蒸気膜厚さも厚くなり、壊れにくくなる。したがって、液-液直接接触は生じにくくなる。伝熱工学や沸騰現象の基本を理解していない。</li> <li>4. 同ページで「液-液直接接触を生じるような、外乱となりうる要素は考えにくい」とあるが、150 トンにも及ぶ熔融物が水プールに落下した場合は、(1) 少量の水を熔融物と水槽底部や壁との間に囲い込んだり、(2) 水を含む固形物を囲い込んだりする可能性、さらに、(3) 格納容器内の圧力が上昇すれば、サブクール度が大きくなることや、(4) 外部から流入する水流の発生や水温の急変(水温低下)、(5) 水素爆発による圧力パルスの発生、などが十分考えられる。また、最悪の場合は、注水配管等の破損などで(6) 熔融物中への水の注入などもないとは言えない。仮に、(6) のようなことが起これば、マグマ-水蒸気爆発の実験(Wohletz and Zimanowski, 2013)や熔融塩(熔融 NaCl を使用)と水の水蒸気爆発実験(Anderson and Bova, 1976) などのように、到底自発的には起こらないと思われる条件でも激しい爆発が起こることが知られている。</li> <li>5. 水蒸気爆発のJASMINE コードの解析を、「評価想定」が不相当として、水蒸気爆発そのものの発生を否定している。しかし、熔融炉心の水への流出は、JASMINE コードで想定しているように、底部が破損してジェットとなるとは限らない。側面から流出する可能性、塊となって落下する可能性など、JASMINE コードの想定以上に、厳しい落下条件もありうるのである。コードの想定すら認めない申請・審査は不十分である。</li> <li>6. 層状系の水蒸気爆発は、全く考えていない。近年 P. Kudinov, D. Grishchenko(2014)らによる PULiMS 実験によって、水プールに熔融物が流入し、層状となり、自発的に水蒸気爆発が起こることが明らかになった。また、熔融炉心に水を注いで冷却する場合も、層状系の水蒸気爆発の発生が考えられている。審査書184 ページには、「原子炉容器内に残存する熔融炉心の冷却」のため、下部から水を上昇させることが考えられている。まさに、層状となり、場合によっては水蒸気爆発となる危険性が考えられる。</li> <li>7. 熔融温度の低い、スズや鉛を除いて、熔融銑鉄やアルミニウムやマグマを、水プールに投入する実験では、自発的な水蒸気爆発が発生することはほとんど報告されていない。高速の水流を吹き付けるとか、外部圧力パルスを加えるなどの外部トリガーなしには、水蒸気爆発を起こさせるのはできないのが通常である。 規制委員会が、これまでの「考え方」において、自発的な水蒸気爆発が起こっていないから、過酷事故時の水蒸気爆発を考慮する必要がないというのであれば、火山におけるマグマ水蒸気噴火も、金属工場での鉄やアルミによる水蒸気</li> </ol>

		<p>爆発事故も起こらないということになってしまう。</p> <p>8. TROI 実験では、2600K や 3000K という、低い過熱度の実験でも自発的な水蒸気爆発が観察されている。申請者らは、「2600K の温度は 3500K と思われる」という趣旨の資料を提出しているが、およそ 900K も指示値が異なるとなると、もはや温度測定とは言えなくなる。原著論文 (J.H.SONG et al., 2003) では、「ガスのために、放射温度計の測定値が低くなり正しい指示値を示さない」旨の考察を行っているが、3000K のピーク波長は 1 マクロメートル程度である。一方、ガスの影響があるのは、1 マイクロメートル以上の電磁波についてであり、3000K 以上の高温域では、ガスの吸収の影響は少ないと思われる。このように温度測定の誤りなどを指摘しているが、仮に温度測定が誤りだとすれば、申請者が「水蒸気爆発が起こらない」根拠とする実験データのすべての温度測定も信頼できないことになり、実験データが存在しないことになってしまう。自己矛盾になる。</p>
11	IV-1. 2. 2. 5. 水素燃焼 / 1.申請内容 / (1)本格納容器破損モードの特徴及びその対策 / p.195	<p>[滝谷紘一意見] 「イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する」とあるが、イグナイタの使用は労働安全衛生規則の可燃性ガスの爆発防止対策に反するものであり、国内法規違反である。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>労働安全衛生規則の第 279 条には「危険物が存在して爆発が生じるおそれのある場所においては、高温となって点火源となるおそれのある機械を使用してはならないこと」を定めている。過酷事故時に水素ガスを意図して燃焼させようとするイグナイタは、ここで言う高温の点火源そのものであり、その使用は本条に反する。</p> <p>同規則第 280 条では、「可燃性ガスが爆発の危険に達するおそれのある箇所においては、電気機械器具を使用するときは、防爆性能を有する防爆構造電気機械器具でなければ、使用してはならないこと」を定めている。イグナイタは防爆構造とは対極にある起爆、誘爆のおそれがある電気機械器具であり、その使用は本条にも反する。</p> <p>水素を含めた可燃性ガスの爆発の防止のために、長年にわたる知見と経験をもとに策定、施行されてきた労働安全衛生規則に反する設備・機器を設置し使用することは、法治国として許されることではない。</p> <p>なお、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、水素燃焼の対策例の一つにイグナイタが挙げられており、九州電力はそれを採用しているので問題はないと主張することが予想されるが、それは規制委員会が同審査ガイド制定時に既存の国内法規への整合性確認を怠った過誤を論拠とするものであり、審査ガイドからイグナイタを削除するように早急に改訂することを求める。また、労働安全衛生法及び労働安全衛生規則は原子力発電所も対象施設に入っているため、九州電力が玄海 3、4 号機でイグナイタを使用することは国内法規違反であることは言を待たない。</p> <p><b>【参考文献】</b>  滝谷紘一「労働安全衛生規則」に反する過酷事故対策の原子炉下部キャビティの水張り和水素燃焼用イグナイタ」『科学』2016 年 6 月号、岩波書店</p>
12	IV-1. 2. 2. 5. 水素燃焼 / 1.申請内容 / (2)解析手法及び結果、不確かさの影響評価 / ①解析手法 / p.196	<p>[滝谷紘一意見] 格納容器内での水素爆発の防止対策の有効性評価における「不確かさの影響評価」に関して、先行して設置変更許可が出された加圧水型原発 8 機での評価条件と同じく「イグナイタの機能に期待しない」条件のもとでの解析評価とその審査を行うことを求める。玄海 3、4 号機のみが「イグナイタの機能に期待する」条件で解析評価を行っているのは、水素濃度の判断基準を満足させるための恣意によるものであり、厳正であるべき原発安全審査における評価条件の一貫性、整合性を無視した不当なやり方である。</p>

IV-1.2.2.5. 水素燃焼／1.申請内容／(2)解析手法及び結果、不確かさの影響評価／③不確かさの影響評価／p.197

その理由は次のとおりである。

水素爆発防止対策の有効性評価における「不確かさの影響評価」に関して、玄海3、4号機では「イグナイタの機能に期待する」条件での解析結果を示して水素濃度が爆轟防止の判断基準を下回っていると、規制委員会はそれを容認している。しかし、川内1、2号機を初めとしてこれまでに新規基準適合性審査を終えた加圧水型原発8機（川内1、2号機、高浜3、4号機、伊方3号機、高浜1、2号機、美浜3号機）ではすべて、各電力会社は安全性を重視した観点から厳しい評価を行うために、機能信頼性の低い「イグナイタの効果には期待しない条件」での解析評価を行って、水素濃度が爆轟防止の判断基準を満足することを示し、規制委員会はそれを承認してきた。玄海3、4号機に関してのみ「イグナイタの機能に期待する条件」での解析評価を認めることは、この原発のみ評価条件を非安全側に緩めるものであり、厳正な安全審査における評価条件の同一性、一貫性を失っている。

水素濃度の数値を挙げてこの問題点を詳しく述べると、MCCI（熔融炉心・コンクリート相互作用）に伴い発生する水素発生量の不確かさの影響評価に関して、九州電力の川内1、2号機では炉内に存在するジルコニウム全量（100%）が水と反応することを想定し、「イグナイタの機能に期待しない評価条件」のもとでの水素濃度は最大約12.6%であり、爆轟防止判断基準（13%）を満足していることを示している。これに対して、同じ九州電力が玄海3、4号機ではジルコニウム全量が水と反応するとしたケースに関して「イグナイタの効果に期待しない条件」での解析結果を示さず、「イグナイタの効果に期待した条件」での解析結果のみ示して、水素濃度が最大約9.5%になるので判断基準の13%を満足しているとしている。筆者の試算では、このケースの「イグナイタの効果に期待しない条件」での水素濃度は最大約16.4%に達し、判断基準を大きく超える。このことから、審査終了が先行した加圧水型原発8機と比べて、格納容器体積と炉内ジルコニウム全量の比率が小さいために、水素濃度がより高くなる玄海3、4号機を審査に合格させるために、九州電力は「イグナイタの効果に期待する条件」のもとでの解析評価結果のみを設置変更許可申請書に記載し、規制委員会はそれを容認しているものと推認される。このような申請とその審査は、審査合格を図るために評価条件を非安全側に緩和する恣意が九州電力と規制委員会双方に働いているものと指摘せざるをえない。

なお、イグナイタが解析評価で機能を考慮している静的触媒式水素除去設備と比べて機能信頼性に欠ける根拠は、次のとおりである。

- ・ヒータリングコイルを発熱させるために交流電源が必要であり、全交流動力電源喪失中はまったく機能しない。
- ・起動は運転員による判断と操作で行われるので、誤判断、誤操作、操作時間遅れなどの人的過誤が生じるおそれがある。
- ・イグナイタによる水素燃焼の解析評価に用いられている解析コードGOTHICの実機適用性の検証が不十分であり、解析結果に信頼性がない。（解析コードの構成要素である水素燃焼モデルの検証に関して、解析解とコード予測の結果比較表が「機密に属し公開できない」として白抜きにされていることは透明性と説明性を欠いている。また、解析コード全体としての水素燃焼特性に関して、原子炉格納容器内のような広大な空間内に複雑な設備配置と区画割りのある施設を模擬した条件でのイグナイタによる水素燃焼試験データは取得されておらず、従って実機模擬の試験データによる水素燃焼特性解析コードの精度検証はなされていない。）

以上より、玄海3、4号機における「イグナイタの効果に期待する条件」による水素爆発防止対策の有効性評価は、審査の評価条件の同一性、一貫性を無視した不合理、不適切なものであり、先行して審査を終えた他の加圧水型原発と同じく安全上厳しい観点に立って「イグナイタの効果に期待しない条件」での評価をするべきである。この条件での解析評価を行うと、原子炉格納容器内平均の最大水素濃度は爆轟防止基準の13%を満足できないことは確実である。

13	IV-1.2.2.5. 水素燃焼／1.申請内容／(2)解析手法及び結果、不確かさの影響評価／①解析手法／p.195	<p>[滝谷紘一意見] 「c. 事故条件」において、水素発生の不確かさを考慮しない基本ケースとして「水素は、原子炉容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応し発生する。」としていることは、審査ガイドの規定と矛盾している。同規定に従うと、原子炉圧力容器破損後の水素発生量（不確かさを考慮しない条件での値）を加えた値は75%を超えていないと理に合わない。解析評価のやり直しと再審査を求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>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、「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、すなわち原子炉圧力容器外での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、<math>75\% + \alpha</math>（<math>\alpha</math>はMCCIによる発生分）となるので、少なくとも75%を超えた量で評価されねばならない。</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>
14	IV-1.2.2.5. 水素燃焼／1.申請内容／(2)解析手法及び結果、不確かさの影響評価／①解析手法／p.195	<p>[滝谷紘一意見] 審査ガイドに従って、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）により発生する一酸化炭素の発生量とその安全性の評価を審査することを求める。</p> <p>その理由は次の通りである。</p> <p>審査ガイドの水素燃焼に関する主要解析条件 b.(b)に「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。しかし、設置変更許可申請書及び審査書案には、可燃性ガスのうちの一酸化炭素（CO）の発生量とその安全性の評価については何の記述もない。福島原発事故における一酸化炭素の爆発の可能性については専門家からの指摘もなされているほどに重要な事項であり、玄海3、4号機についても定量的な評価がなされるべきである。一酸化炭素についての安全性の評価が何も記述されていないことは、審査ガイドに従った審査がなされていないのではないかと疑念が生じる。従って、設置変更許可申請書と審査書案に一酸化炭素に関する安全性評価結果の記載を求める。もし、その評価検討がなされていないのならば、審査のやり直しをすべきである。</p> <p>【参考文献】 岡本良治、中西正之、三好永作「炉心熔融物とコンクリートとの相互作用による水素爆発、CO爆発の可能性」『科学』2014年3月号、岩波書店</p>
15	IV-1.2.2.6. 熔融炉心・コンクリート相互作用／p.200	<p>[滝谷紘一意見] 解析コードMAAPを用いて水中条件でのMCCIの解析を行っているが、その解析評価結果の精度が検証されておらず、水中条件でのMAAPに依拠する解析結果は不確かさ評価も含めてすべて過小評価になっているおそれがある。水中条件を取り扱う解析コードについては未成熟であるのが実状であり、速やかに水中条件でのMCCIの試験研究を本格的に実施し、その試験データにもとづく解析手法の開発、確立を図ることを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>(1) 更田豊志原子力規制委員会委員長代理は、2014年9月24日の規制委員会定例記者会見で「事業者が用いているMAAPという解析コードの中では、デコンプというモジュールが使われていますけれども、デコンプでは、MCCIというのは、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、NRCが作成したMELCORとい</p>

		<p>う解析コードにはコルコンというモジュールが入っていますが、コルコンで解析すると、一旦始まると終わらないという解析結果を与えます。これはシビアアクシデントの解析を行っている技術者、研究者の間では定説ではありませんけれども、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、MAAPはMCCIを過小評価する側に極端な結果を与えることを示唆している。</p> <p>(2) 原子力規制委員会発行の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(PWR)」(平成26年8月)には、「MCCIの格納容器破損モードは、既往の試験結果等に基づく不確かさを勘案した評価を行うことが妥当であることから、本技術報告の検討対象からは除外した。」と記述され、解析コードMELCORによるMCCI評価の実施を回避している(3頁)。</p> <p>(3) PWR事業者共同作成の「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第3部MAAP)」(平成26年4月3日)には、MAAPの妥当性確認としてMCCIに関する実験データとの比較が記載されているが、実験データはいずれも水のないドライな条件におけるものであり、水中条件での実験データによる妥当性確認は示されていない(3-150~155頁)。</p>
16	IV-4. 8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等(第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項関係)／p.316	<p>[筒井哲郎意見] 溶融炉心を冷却するために核の容器下部に注水することは水蒸気爆発を誘発するきわめて危険な方法であって、行うべきでない。コア・キャッチャーに相当する設備を設けるべきである。</p> <p>[理由] 水蒸気爆発は、確率が少なくとも可能性はあり、それが発生すれば水素爆発より強力な爆発となり、福島事故を上回る大規模な放射能放出に至る。現在各国で建設中の原発が多額の費用をかけてコア・キャッチャーを設けていることは無駄なぜいたくをしているわけではない。</p>
17	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55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項関係)／p.344	<p>[筒井哲郎意見] 放射性物質の拡散を防止する目的で放水設備を配備するとしているが、まったく役に立たない。</p> <p>[理由] 希ガスを水で補足することはできない。</p> <p>放水設備は水を棒状に放出するものであって、3次元的に拡散する浮遊物を接触補足することはできない。</p> <p>手動設備であるが、夜間にはブルームを目視判別することはできない。</p> <p>無効でも何か設備を置いて安心するという精神は、原発を稼働する姿勢としてきわめて不適格である。</p> <p>【参考文献】 筒井哲郎「水鉄砲で火の粉を落とす：形骸化する規制審査」『科学』2015年5月号、岩波書店、p.506</p>
18	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55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項関係)／p.344	<p>[筒井哲郎意見] 格納容器が破損して放射能が放出されている現場で、放水設備や移動式大容量ポンプ車を設置・運転する作業員は大量被ばくを前提している。それは人道上許されないことであり、労働法基の主旨からしても違法である。どうしても、そのような作業が必要というのであれば、予め労働者との間で契約を結ばなければならない。</p> <p>原子力規制がそういう契約の有無を問わないままに、審査書を決定していること自体が問題である。</p>
19	IV-4. 1 8. 緊急時対策所／p.390	<p>[筒井哲郎意見] 重要免震棟は必要である。</p> <p>[理由] 大地震の場合には余震の間にも冷静な運転操作が必要だから、免震機能は必須である。p.391には、「免震機能等により」</p>

	とあいまいな表現になっているが、報道によれば、九州電力は、川内原発においても玄海原発においても、免震機能を有しない耐震性の建物で申請したと言われている。あいまいな表現をやめて「免震機能を有するもの」と断定していただきたい。
--	---

玄海原発3・4号機 パブコメ意見：審査書（案）では触れられていない項目

1	新規制基準の規則改正	<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> <p>(7) 「耐震設計に係る工認審査ガイド」(平成25年6月)の「4. 機器・配管系に関する事項 4.3 許容限界」の【確認内容】における「安全上適切と認められる規格及び基準等」に</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・JEAG4601</li> <li>・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会 2005/2007)</li> </ul> <p>が示されているが、これらに置き換えて民間規格及び基準等の改訂版を記載すべきである。具体的には、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・JEAC4601-2012</li> <li>・発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 設計・建設規格「2012年版 JSME S NC1-2012</li> </ul> <p>を記載すべきである。</p>
---	------------	--

以上