

中国電力（株） 島根原発 2 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文例集

Page

第Ⅰ章「はじめに」 & 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」	2
第Ⅲ章「設計基準対象施設」	4
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テロリズム への対応」 & 第Ⅵ章「審査結果」	11
その他「審査書（案）には触れられていない項目」	21

ここに列記した文例集は原子力市民委員会の原子力規制部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いただければ幸いです。

本件についての問い合わせ：原子力市民委員会事務局 email@ccnejapan.com

〒160-0003 東京都新宿区四谷本塩町 4-15 新井ビル 3 階 高木基金内。

島根 2 号炉 パブコメ意見[文例集]：Ⅰ はじめに、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

番号	テーマ/対象条項	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 (7～8 頁)	<川井康郎意見> 検証・確認の対象が品質「保証」となっていることが国内外の動向からの決定的な遅れを表わしている。産業界では ISO9001 に代表される「品質マネジメントシステム (QMS)」を最上位に据えて、かつマネジメントシステム自身の継続的な改善を求めている（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」へと変換を行ない、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。 併せて「環境マネジメントシステム (ISO14001)」「情報セキュリティマネジメントシステム (ISO27001)」の確立を行うことで企業体としての最低限の体制を築くべきである。
2		<滝谷紘一意見> 中国電力の品質保証体制には下記の事例が示す通り不適切事項が続出しており、原発管理の技術能力を欠いている。規制委員会は審査書案に「申請者の設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制の構築が適切なものであることを確認した。」と記述しているが、これでは規制委員会自体の審査能力を疑わざるを得ない。 ○中国電力の品質保証活動上の不祥事例 (1) 2006 年に当時の現職会社幹部もかかわった「土用ダム」えん堤の変形データの改ざん行われ、長年に亘って隠ぺいされていたことが判明し、大きな社会的問題となった。 (2) 2010 年 3 月 30 日に、長年にわたって 511 件もの大量の島根原発 1 号機、2 号機で「点検漏れ」を放置してきたことを中国電力は公表し、4 月 30 日に原子力安全・保安院にその調査中間報告書を提出した。それによると、点検漏れ数は 506 件に及んでいる。このほかに、点検時期を超えていないものの、点検計画と実績に食い違いがある機器も 1159 件あるとしており、点検に問題のある機器の件数は合わせて 1665 件になっている。

番号	テーマ/対象条項	意見及び理由
2	(前頁から続く)	(3) 2020年2月19日、中国電力は、保安規定で「毎日1回以上巡視を行う」と規定するサイトバンカ建物(放射性固体廃棄物を一時的に保管する設備)の巡視業務について、2月16日の放射線管理区域内の巡視業務が未実施であったと公表し、その後、2002年度まで遡って調査を行った結果、管理区域への入域が確認できなかった実績が、32日(8人)であったことが判明した。今回の「サイトバンカ建物の巡視業務の未実施問題」は中国電力の子会社である「中電プラント」が起こしたものであり、島根原子力発電所全体の安全性が脅かされていると認識すべきである。「中電プラント」は、1972年に島根原発での業務を開始していて、今日まで島根原発と共に歩んできた会社であり、中国電力の最重要パートナーである。現在「中電プラント」は島根原発の原子力発電設備全般(原子炉、タービン発電機、非常用ディーゼル発電設備、給排水設備等)の業務をしている。 (4) 2021年6月23日に原子力規制委員会が明らかにしたことでは、中国電力が、規制委員会と秘密保持契約を結んで貸与されていた原子力発電所のテロ対策施設に関する資料を、誤って廃棄していたことがわかった。資料は、テロ対策施設についての審査ガイドである。2014年10月から、島根原発で貸与された資料の管理を始めたが、15年4月に誤って資料を封筒ごとシュレッダーにかけてしまった。

島根原発 2 号炉 審査書(案)パブコメ [文例集] 第Ⅲ章 設計基準対象施設

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	III-1 地震による損傷の防止 (第 4 条関係) (16 頁)	< 滝谷紘一意見 > 設置許可基準規則における耐震基準に、熊本地震(2016 年 4 月 14 日、16 日)で発生した短期間における激しい地震の繰り返し(繰り返し地震)を新たな知見と経験として取り入れて、審査をやり直すことを求める。 その理由は次のとおりである。 (1) 熊本地震では、活断層が動いて震度 7 の激震が短期間に 2 回(4 月 14 日と 16 日、時間間隔は約 28 時間)続き、気象庁はこのような激震の繰り返しは「過去の経験則にはない」と公表した。すなわち、「激震の繰り返し」という重要な新たな知見と経験が得られたことになる。このような短期間内での地震の繰り返しに対しては、最初の地震の影響に関する施設の点検、保守、補修では対応できず、施設の頑健性で耐えぬくしかなく、従って繰り返し地震に対する耐震健全性の要求が不可欠である。 (2) 設置許可基準規則の第 5 条の別記 3 (津波による損傷の防止) の 3・六には、「地震(本震及び余震)による影響を考慮すること」が明記されている。しかし、同第 4 条の別記 2 (地震による損傷の防止) には、「本震及び余震による影響を考慮すること」は要求されていない(本震、余震の用語すら出てこない)。第 5 条(津波による損傷の防止)に明記されている「本震及び余震の影響の考慮」について、第 4 条(地震による損傷の防止)に明記されていないことは、条文間での不整合を示すものである。 福島原発事故以前の原発の安全設計審査指針には、「本指針については、今後の新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことが謳われていた。同審査指針に置き換えて福島原発事故の教訓を反映して策定された設置許可基準規則に関しても、「新たな知見と経験により、適宜見直しを行うものとする」ことは、受け継がれて当然のことである。しかしながら、熊本地震後 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、従って島根 2 号炉はその耐震設計方針として激震の繰り返しに対して安全性が担保されていないことになる。 なお、末尾の参考文献で指摘したように、設置変更許可と工事計画認可がすでに出された PWR に関して、設計基準動地震レベルの繰り返し地震に見舞われると、蒸気発生器伝熱管及び原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部について安全機能が損なわれるおそれがある原発が存在する。PWR と BWR とともに繰り返し地震に対して安全性を担保する規制要求が必要である。 ○参考文献：滝谷紘一「繰り返し地震を想定する耐震基準改正を求める」『科学』Vol.86、No.12 (2016 年 12 月号)、1205～1210 頁

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
2	III-1.1 基準地震動 4. 基準地震動の策定 (1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 (28 頁)	< 滝谷紘一意見 > 基準地震動が過小評価になっているおそれがあり、最大水平加速度を少なくとも国内原発での既往最大記録値である 1700 ガルにすることを求める。 その理由は次のとおりである。 地震学者の石橋克彦・神戸大学名誉教授は、「現在の地震科学では将来が正確に予測できると思うほうが余程「非科学的」なのである。」「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に関して、「本質的に不可知であることを考えれば、日本全国原発において、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。 今般、中国電力が島根 2 号炉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-F2 で 777 ガルであり、1700 ガルより過小になっている。 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氏の提言を真摯に受け止めるべきである。 ○参考文献：石橋克彦「原発規制基準は「世界で最も厳しい水準」の虚構——大飯原発運転差し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
3	III-1.1 基準地震動 4. 基準地震動の策定 (1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 (15 頁)	< 滝谷紘一意見 > 中国電力は、「宍道断層で認められる明瞭な重力異常は鳥取沖西部断層へ連続しない」としているが、「岡山地域重力図（ブーゲー異常）(産総研)」においては両断層間の重力異常は続いていることを確認することができる。また、本重力図には、この地域の重力異常の特徴として、下記が記されている。 (2) 島根半島の高重力異常と中海の低重力異常は、最大で約 50mGal の重力差があり、この重力異常の急変帯は東北東－西南西の方向に本重力図の図郭を超えて延伸している。この重力異常は基盤の昇降運動によって形成された地殻構造に起因していると思われ、宍道褶曲と褶曲にほぼ平行する宍道断層、大社衝上断層と調和的である。 上述のとおり、「この重力異常の急変帯は本重力図の図郭を超えて延伸している」のであり、中国電力が言う「美保関東方沖において、明瞭な重力異常は認められない」というのは根拠がないと考える。したがって、両断層の運動を評価すべきである。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
4	III-1.3 耐震設計方針 1. 耐震重要度分類の方針 (30 頁)	<滝谷紘一意見> 設置変更許可申請書添付書類八の一部補正（2021 年 5 月 10 日受理）に記載されている耐震重要度分類の第 1.3-1 表には S クラスであるべき重要な設備が抜け落ちている。これは審査不十分であり、再審査を求める。 抜け落ちている施設は原子炉補機冷却海水系である。この施設は、炉心から崩壊熱を除去するための施設の補助設備として位置づけられている原子炉補機冷却系（S クラス）が機能するために必要な施設である。 なお、これまで設置変更許可がなされた PWR については、原子炉補機冷却海水系の耐震クラス分類が明記されている。
5		<滝谷紘一意見> 規制委員会がこれまでに審査を終えた PWR 及び BWR に共通していることとして、耐震重要度分類には明らかな誤りが 1 点ある。規制委員会がこれを容認していることは審査の瑕疵である。これらが修正されない限り、設置変更許可は無効である。 具体的箇所は次のとおりである。 非常用取水設備（設計基準対象施設設計）を構成する設備のうちのスクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもが C(Ss)クラスとされていることは誤りであり、本来は C クラスでなく最上位の S クラスでなければならない。なぜならば、これらは原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク(海)まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設は S クラスとすること（設置許可基準規則の解釈(別記 2)第 4 条 2 の一)」に該当するからである。C クラスとされていることは不合理である。 なお、先んじて実施された柏崎刈羽 6、7 の審査書案に関するパブリックコメントにおいて提出された同趣旨の意見に対する「規制委員会の考え方」では、「非常用取水設備のうち補機冷却用海水取水槽は、原子炉補機冷却海水系の海水ポンプ（以下、単に「海水ポンプ」という。）を支持 し、また、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補 機冷却用海水取水槽は、海水を取り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。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
5	(前頁から続く)	しかし、この「規制委員会の考え方」は論点を外した理の通らない回答である。なぜならば意見の理由では、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれも原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク(海)まで輸送する上で必須の設備であるから、Sクラスに該当すると述べているのに対して、これらの機能を「海水ポンプの機能を損なわないよう適切な許容限界を設定する方針とした上で、耐震クラスはCクラスとすることを確認しています。」とする回答には、SクラスでなくてCクラスでよいとする根拠は何も述べられていない。 また、回答に「これらの設備は、地震によるひび割れ等の損傷があっても通水性が損なわれず、」とあることは、ひび割れを上回る規模の大きい損壊により通水性が損なわれるおそれを無視した妥当性を欠く例示表現である。 さらに、女川2号炉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、「取水口、取水路、海水ポンプ室等は、原子炉補機冷却海水系統に使用する海水を取水する海水ポンプ等へ取水するための構造物であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設には該当しません。取水構造物をCクラスに分類した上で、基準地震動に対して機能する方針であることを確認していることから、流路の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と判断しています。」とある。これも論理的な筋道が立っていない。Sクラスの設備の機能を維持するに必須の設備、構造物をSクラスとせずに、Cクラスに分類する理由が何ら述べられていない。規制委員会は耐震重要度分類の考え方を筋道だったものに改めるべきである。
6	III-1.3 耐震設計方針 4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針 (36 頁)	<高島武雄意見> 機器の耐震性の設計に関して ●原子炉の耐震設計にとって重要な機器である圧力スタビライザーのばね定数の数値に疑問がある。 地震の際の圧力容器の揺れを吸収する圧力容器スタビライザーは、1基について2個の皿ばねから構成されている。皿ばねの固有振動数、地震動との共振を避けるためにも適切に把握しなければいけない。固有振動数は、ばね定数と加わる質量によって定まる。したがって、ばね定数は耐震設計上の重要な数値である。 ・疑問点①スタビライザー1基のばね定数について スタビライザー1基のばね定数 K_1 は、$K_1 = (2 \times K_S \times K_R) / (K_S + K_R) \cdots (1)$ で計算できる。ここで、K_S、K_R は、それぞれサラバネのばね定数、ロッドのばね定数である。 中国電力の資料（原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合（第845回）資料）から、$K_R = 3.7 \times 10^6 \text{ kN/m}$、$K_S = 2.3 \times 10^6 \text{ kN/m}$ の数値を式(1)に入れて計算すると $K_1 = 2.84 \times 10^6 \text{ kN/m}$ となる。有効数字を2桁と考えると $K_1 = 2.8 \times 10^6 \text{ kN/m}$ とする。 ところが、中国電力の計算値は、上記資料によると $K_1 = 2.4 \times 10^6 \text{ kN/m}$ となっている。15%以上小さい値となっており、明らかに計算が間違っている。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
6	(前頁から続く)	・疑問点②ロッドのばね定数について ロッドのばね定数 K_R は、断面積を A、長さを l、ヤング率を E とすると、次式となる。 $K_R = AE/l.$ この式から $E = l \cdot K_R / A \cdots (2)$ となる。 ロッドの長さ l のデータを公開していないので推測するしかないが、種々の図面から $l \approx 500\text{mm}$ と推定できる。 ロッド断面積は、ロッド直径は 100mm であるが、ねじ部分を考慮して、直径は 93.505mm として計算すると、$A = 6.86 \times 10^3 \text{mm}^2$ となる。これらの数値と $K_R = 3.7 \times 10^6 \text{kN/m}$ を式(2)に代入すると、 $E = l \cdot K_R / A = 0.5 \times 3.7 \times 10^6 / 6.86 \times 10^3 = 270 \text{GPa}$ となる。 ところで、ロッドの材料はニッケル・クロム・モリブデン鋼の SNCM8 (新 J I S では SNCM439) であるから、常温でのヤング率 E は 206GPa 程度でなければいけない。 さらに、運転時の温度 302°C では、$E = 193 \text{GPa}$ となるはずだ。 270GPa は大きすぎる。長さの推測に大きな誤りがないければ、$K_R = 3.7 \times 10^6 \text{kN/m}$ の値が大きすぎる可能性がある。 さらに、中国電力は上記資料の「既工認」では $K_R = 3.7 \times 10^6 \text{kN/m}$ としていたものを、「今回工認」では、なぜか $K_R = 3.3 \times 10^6 \text{kN/m}$ と 12% も減少した数値を用いている。数値変更の理由の記述はないのも問題だが、仮にこの数値を正しいとして、上記式(2)を用いて計算すると $E = 241 \text{GPa}$ となり、やはり大きすぎる。 ・疑問点③皿ばねは非線形ばねであるが、中国電力は線形ばねとして扱っているようである。このような扱いが妥当なものかの確認が必要である。 理由：皿ばねは理論的には、荷重 W と変形量 δ の間には、3 次式の関係があることがわかっている。しかし、実際は、変形量が大きくなると理論式から離脱して関係式の傾き ($dW/d\delta$) が急激に増大する。ドイツ規格などでは、変形量が 75% 以上の領域では使用してはいけないとされている。このことを確認しているのか。 ・疑問点④構造上、初期締付力の 2 倍以上の荷重では、スタビライザーの 2 個の皿ばねのうち片方は機能しなくなるのではないか。そのような事態にはならないことを確認しているのか。 初期締付力の 2 倍以上の地震荷重に対しては、ロッドが圧縮される側の皿ばねは伸びきった状態となり、ばねとしての機能を果たすことができなくなる。このため、他方のロッドに大きな引張応力が生じる可能性があるとともに、スタビライザーとしての機能を果たすことができなくなる可能性もある。左右のばねが機能することを前提に安全を認めた審査には重大な「過誤、欠落」があると思われる。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
7	III-3.1 基準津波 (51～60 頁)	<奈良本英佑> 津波対策（51～60 ページ）は、少なくとも過去 1000 年に遡り、既往最大の波高を想定すべきです。島根原発の近くでは、現在の益田市一帯を襲った、1026 年の万寿津波を考慮する必要があります。多くの伝承によると、波高は所によって 20m ないしそれ以上と推定されます。これらを記した文書は、大部分江戸時代以降のもので正確なことはわかりませんが、日本海側でもこの規模の津波を想定すべきです。一つの有力仮説は、益田北方の対馬海盆に向けた大規模斜面崩壊が原因としています（竹本修三・京大名誉教授）。同様の斜面崩壊がこの海盆の別の場所で起きれば、島根原発立地付近で、同規模の津波が起こりうる应考虑すべきです。島根原発では、敷地高が 8.5m、想定津波高 11.9m、防波壁高 15m。これでは、20m 級の津波に耐えられません。
8		<滝谷紘一意見> 中国電力は、日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデルをもとにして基準津波による遡上解析を行い、敷地高さでの津波の最大高さを+11.9m としている。この値は下記に述べる歴史津波を下回っている可能性があり、評価のやり直しを求める。 歴史津波については、設置変更許可申請聖書で「万寿津波に関しては発電所の安全性に影響を及ぼすことがない」とし、審査においては「文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められなかった。」としている。しかし、島根県技術士会の平成 23 年度と 24 年度の研究報告書には、1026 年の万寿津波で 20m を超える津波が現在の島根県益田市周辺を襲ったと記載されている。そこに記載されている文献記録の信頼性が高いものであれば、海・陸プレート境界から遠い日本海沿岸西南部においても高さ 20m を超える津波が襲ったといえる。安全側に立った評価を行う観点から、原子力規制委員会は万寿津波に関して、詳細な検討を行った上で基準津波の評価を行うべきである。
9	III-4.2.2 火山の影響に対する設計方針 (95～101 頁)	<滝谷紘一意見> 火山噴火による降灰量の評価は過小評価であり、それを黙認した規制委員会の審査は不適切である。審査のやり直しを求める。その理由は以下のとおりである。 三瓶山の噴火について中国電力は、三瓶木次テフラについて Zhao et al.(2011)による地震波トモグラフィ解析結果から、三瓶山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ 約 7km より深い位置にあることを一つの根拠に、運用期間中に噴火の可能性は小さいとしている。しかし、現在の火山学の水準では、マグマ溜まりの状況から活動性を評価するという地球物理学的調査ないし地球化学的調査によっては、噴火の時期及び規模を相当前の時点で相当程度の正確さで予測することは困難であり、中国電力の判断は根拠のないものである。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
9	(前頁から続く)	三瓶木次テフラ級の噴火（噴出量約 20km²）を想定すれば、敷地には 100cm を超える降灰が想定されることになり、中国電力の 56cm とした評価は過小評価であり、原発の安全機能を確保することができない。 大山の噴火については、大山倉吉テフラ（噴出量：20 km³ 以上）の噴火が最も大きな規模となるものの、中国電力は三瓶の噴火における三瓶木次テフラにおけるマグマ溜まりに関する同じ論拠を用いて、同クラスの噴火を否定している。これは火山学の水準から、噴火の時期及び規模を相当前の時点で相当程度の正確さで予測することは困難であり、根拠として用いるべきでない。大仙倉吉テフラ級の噴火を想定すれば、大山松江テフラ噴火（噴出規模 2.19 km³）の 10 倍程度 となり、最大 300cm 程度の降灰を想定しなければならない。また、大山生竹テフラについて、最大層厚は 44.5cm としているが、噴出量は 11km³ であり、大山松江テフラの噴出量約 2.19km³ の 5 倍程度になる。敷地周辺で実施した地質調査に基づいて敷地の降灰層厚を 20cm～35cm の間と評価している。単純計算すれば、大山生竹テフラ級噴火による 敷地の降灰層厚は 100cm 以上となる。 このように中国電力の評価は過小であり、島根原発 2 号炉の安全機能は確保できないと判断すべきである。
10	III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止(第 7 条関係) (118～119 頁)	<川井康郎意見> 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。基本的な認識ならびに理解不足と言える。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 原発の監視制御系への VPN を通じたマルウェア侵入による停止、2010 年のイランのウラン濃縮工場への USB を通じたマルウェア侵入により多くの遠心分離機が破壊されたなどの例がある。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。 また、対策として「外部からのアクセスを遮断する設計を行う」とあるが、最近の情報システム等への多くの侵入例は Air Gap と呼ばれる物理的隔離さえも簡単に乗り越えている。システムのメンテナンスや外部との情報のやり取りをする際には USB などのリムーバブルメディアに頼らざるをえず、そこにセキュリティ上の弱点が生じる。また、内部同調者の存在、買収や脅迫による従業員の加担、外部社会での個人 PC 感染、リムーバブルメディアの盗難、すり替え、紛失など Air Gap を超えた悪意をもったウィルスの感染の機会が多々ある。国内においては、2012 年 12 月と 2014 年 1 月に原子力研究開発機構の職員の個人 PC が外部でウィルスに感染し情報の一部が漏れたことが発表されている。原子力設備をサイバー攻撃から完全に守ることは不可能と言える。

No.	テーマ/対象条項	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 (160 頁)	＜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、規制委員会が厳正なクロスチェック解析をまったく行うことなく、申請者の解析結果を妥当なものと判断していることは、審査の科学的厳正さを欠いている。クロスチェック解析用として原子力規制庁が整備してきた過酷事故総合解析コード MELCOR を用いて、対象ケースは抜き取りでよいからクロスチェック解析を実施することを求める。 その理由は次のとおりである。 福島原発事故以前の設置（変更）許可審査においては、設計基準事故に関する申請者の解析結果の妥当性を定量的に判断する科学的に厳密な方法として、規制機関が申請者とは別の解析コードを用いて同じ事故ケースを解析し、結果を綿密に照合するクロスチェック解析を導入していた（解析対象ケースは抜き取り）。しかし、過酷事故を評価対象に加えることになった規制委員会による新規制基準適合性審査（設置変更許可審査）になってからは、クロスチェック解析がまったく実施されておらず、今般の審査書案にも申請者の解析結果を妥当と判定する客観的で定量的な裏付けは何ら示されていない。過酷事故の物理化学現象は、設計基準事故よりも複雑、多岐にわたるので、過酷事故解析コードの精度は未だ確立されたものではない。過酷事故に関するクロスチェック解析の重要性は設計基準事故に関する以上に大きい。 （旧）原子力安全基盤機構は米国 NRC が開発した過酷事故総合解析コード MELCOR を導入して過酷事故のクロスチェック解析用に整備していた。原子力規制庁はその MELCOR を用いて PWR と BWR の過酷事故に関わる重要事象の分析研究(*)を行っている。過酷事故のクロスチェック解析用に国の予算を使って解析コードを整備、運用しておきながら、実際の審査においてクロスチェック解析をしないことはまったく理が通らない。 (*)BWR については、NTEC-2016-2001 原子力規制委員会 NRA 技術報告「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析（BWR）」（平成 28 年 3 月） 付言すると、この技術報告の内容は、事業者が使用する過酷事故総合解析コード MAAP による解析結果との照合は何もなされていないので、クロスチェック解析に相当するものではない。 なお、先んじて実施された柏崎刈羽 6、7 の審査書案に関するパブリックコメントで提出された同趣旨の意見に対する「規制委員会の考え方」は、それ以前の PWR 審査書案に関するパブコメ意見への回答を踏襲したものであり、クロスチェック解析の実施要求にまともに答えることのない不誠実なものであった。その「考え方」には、「「NRA の解析」が申請者の解析コードによる解析結果と同様の傾向であることを確認した」とあるが、「同様の傾向の確認」は、意見で実施を求めているクロスチェック解析ではない。クロスチェック解析は、「傾向」ではなくて、「定量

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
1	(前頁から続く)	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。 さらに、東海第 2、女川 2 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」も上述と同様に当を得ていないものである。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。
2	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 IV—1 重大事故等の拡大の防止等（第 37 条関係） IV—1. 1 事故の想定 IV—1. 2. (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 1) 格納容器破損モードの抽出 a. 3) 原子炉压力容器内の水蒸気爆発 (166～168 頁)	<高島武雄意見> ●「熔融炉心と冷却材の相互作用について」 (1) 压力容器内での水蒸気爆発は考えなくてよいのか？ 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 つのうちのひとつとして、「原子炉压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。 中国電力は「熔融炉心と冷却材の相互作用について」の p.5-2-2 で、压力容器内水蒸気爆発は考慮しなくてよいとしている。審査結果もこれに沿ったものである。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 と思われる）と海水との水蒸気爆発の発生が考えられる複数回の圧力パルスを記録している。压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。東京電力も熔融物と冷却水の接触があったことは認めているが、「圧力スパイク」だったとしている。しかし、SRV が開いたという記録がないにもかかわらず圧力パルス発生後に、原子炉内の圧力が急減するなどの現象は、压力容器の底部の破損と考えるのが自然で「圧力スパイク」では説明は困難である。爆発現象による破損の可能性が否定できないと思われる。以上の事実から、運転中の系内圧力が高いことや、冷却材温度が高く低サブクール度であることを理由に水蒸気爆発の発生を最初から排除するのは問題だ。島根原発 2 号機の審査においては压力容器内での水蒸気爆発の危険性についても審査を行うべきと考える。 (2) 熔融ジルカロイと水による自発的な水蒸気爆発は TROI 実験で複数回確認されている 压力容器内での水蒸気爆発は熔融ジルカロイと水による可能性がある。TROI-15 と TROI-24 によって、自発的な水蒸気爆発が発生することが確認されている。炉心熔融初期の段階では熔融物の主成分がジルカロイとなる可能性が高いのではないだろうか。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
2	(前頁から続く)	(3)炉心溶融物質では自発的な水蒸気爆発が発生している TROI 実験ではトリガーがある場合はもちろん、自発的な水蒸気爆発も複数回確認されている。TROI-10,12,13,14 は酸化ウランとジルコニアの混合物、TROI-15, 24 では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。 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な水蒸気爆発の発生の有無に関する実験を行ったと、たびたび回答しているが、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 実験で自発的な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ます。 TROI で自発的な爆発が起こった条件で、再現性を確認する実験はなされていないと思われる。TROI—21 以降では、水深を 0.67m から 1.3m へと 2 倍にしているなど、自発的な水蒸気爆発発生時とは条件を変えている。
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) (234～238 頁)	<滝谷紘一意見> 格納容器バイパス事故の評価対象として、より厳しい結果が想定される「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。 その理由は次の通りである。 設置変更許可申請書では「原子炉冷却材バウンダリと接続された系統の納容器隔離弁の故障等により、開閉試験中に残留熱除去系(低圧注水モード)の注水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

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
3	(前頁から続く)	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。 このような住民への放射線影響及び環境汚染の上で極めて厳しい結果を生じるおそれのある格納容器バイパス事故を想定していないことは不合理であり、この事故想定に関する重大事故防止対策の有効性評価を求める。 なお、先んじて柏崎刈羽原発6、7号機の審査書案、東海第2号機、女川2号機の各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。このように規制委員会の考え方は納得できるものではない。 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。 <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)
4	IV-1.2.2 格納容器破損防止対策 (240 頁)	<滝谷紘一意見> 「格納容器破損防止対策の評価項目」として、「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して 100mSv とする。」を追加すべきである。 その理由は、次のとおりである。 福島原発事故以前の設置(変更)許可審査においては、「重大事故に関して、周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと。そのめやす線量は全身に対して 250mSv とする。」(立地審査指針)をもとに、その後の国際動向を反映してめやす線量を 100mSv とより厳しくして運用されていた。新規制基準での重大事故に関しても「周辺の公衆に対して放射線障害を与えないこと」は守られるべきことであり、そのめやすとして敷地境界で全身 100mSv が適用されるべきである。 新規制基準では、「格納容器破損防止対策の評価項目」として、(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめること。」とし、その判断基準を「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」(有効性評価ガイド)としているが、

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
4	(前頁から続く)	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。 重大事故に関する周辺の公衆への放射線被ばくの影響の評価を求めないこと、すなわち、周辺の公衆はいくら外部被ばくしてもそれでよしとするものであり、福島原発事故以前には立地審査指針により「重大事故時にも周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」としていた規制の大改悪である。 なお、柏崎刈羽 6、7 号機、東海第 2 号機、女川 2 号機の各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。ここにある「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。」については、論理性を欠くこと甚だしい。希ガスは格納容器圧力逃し装置の微粒子除去フィルターも素通りして大量に放出されるおそれのある放射性物質であり、放射性雲になって拡散して敷地外の公衆に外部被ばくを与えることは規制者として知らないはずはない。希ガスについては評価せず、どれだけ放出されてもよしとすることは、「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。」に反する言辞であり、「重大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」を規制対象外にしていることを示しており、不当なこと極まりない。
5	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 IV-1 重大事故等の拡大の防止等 (第 37 条関係) 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 (259~264 頁)	＜滝谷紘一意見＞ 島根 2 号炉の審査書案に先立つこと 3 年前に、BWR である東海第 2 号機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(会議事録から転記)。 「FCI (注 1)と MCCI (注 2)、これらはこちらを立てればあちらが立たずというように一見見えるのですけれども、頻度の観点からいえば、溶融炉心が圧力容器の下部を貫通してペ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。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
5	(前頁から続く)	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らうかと思います。 それから、水位の 2 m とか 3 m とかというのは、これは FCI を考える上ではごく浅い水位と捉えるべきであって、もちろん浅ければ浅いほど発生頻度は小さくはなるわけだけれども、ここでまず 1 m で MCCI に備えるというのは、アクシデントマネジメントとして妥当な方策であると私も考えております。」 審査書案にはこのようなことは明記されていないものの規制委員会の考え方にあると受け止め、以下の意見 3 点を述べる。 (1) 「FCI の方というのは、これは極めて実験でも起こさせるのに苦労するような現象である」と述べているが、現実に TROI 実験では自発的水蒸気爆発が何度も生じているので、「極めて起こさせるのに苦労する」という表現は事実と反しているため、訂正すべきである。 (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らうかと思います。」とあることについて、FCI の脅威は「なるべく取り除いておく」ことで済まされるものではない。何故ならば、衝撃圧を伴う水蒸気爆発が生じると、格納容器破壊という破滅的結果を招くおそれがあるからである。MCCI と FCI は優先付けして対処する問題ではなく、どちらも同等にその発生を防止すべきものである。 (3) MCCI と FCI の脅威排除を両立できる対処法が、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。 <筆者注> (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。 (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。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
6	IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 (270～271 頁)	<滝谷紘一意見> 重大事故発生時に溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水設備として用いられる原子炉格納容器代替スプレイ系及びペデスタル代替注水系はいずれも可搬型となっているが、設置するならば運用の信頼性が高い常設型にすべきである。 島根 2 号炉に先だって審査を終えた柏崎刈羽 6，7 号機、東海 2 号機、女川 2 号機では原子炉格納容器下部への注水設備はいずれも常設型になっており、島根 2 号炉ではなぜ緊急事態下において設備設営に信頼性を欠く可搬型を採用するのか、またそれを是とする規制委員会の説明を求める。
7	IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 (270～278 頁)	<滝谷紘一意見> 原子炉圧力容器破損部から流出する溶融炉心を冷却するために、原子炉格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作は、意図的に溶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溶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。 その理由は次のとおりである。 労働安全衛生規則では溶融した高熱の多量の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 条で溶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。いずれも溶融高熱物を取り扱う際には、水蒸気爆発防止のために溶融高熱物と水との接触を厳しく禁じるものである。 島根 2 号炉での過酷事故時に生じる溶融炉心は、「溶融した著しく高熱の多量の鉍物」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。 ○特記事項： 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）。 <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

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
7	(前頁から続く)	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。 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＞ 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鉍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、鉍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、鉍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、鉍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鉍さいと同一視する規制委員会の考え方は、理が通っていない。 第 250 条については、原発で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、構造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。 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。また、新規制基準適合性審査では規制委員会は、「大規模実験で水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認した」としているが、参照されている実験は実機条件に関する大規模実験（事例として、過去に原研で実施された ROSA-V 計画での大型非定常熱水力試験装置 LSTF。そこでは 1100MWe 級 PWR と同じ高さでの機器配置、1/48 の体積）からかけ離れた実験室での小規模実験であり、妥当性のある確認にはなっていない。規制委員会は、電力会社が審査会合説明資料に記載した「大規模実験」の表記を鵜呑みしているに過ぎない。真に大規模実験と言える確証試験は国内外を通じてなされておらず、水蒸気爆発の可能性が極めて低いことを確証する大規模確証試験を行うべきである。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
8	IV-4.12 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 (425～430 頁)	<川井康郎意見> 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るとしている。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すとしているが、あまりの戯画的な対策である。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 条そのものが誤った要求と言える。
9		<筒井哲郎意見> 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損又は貯蔵層内燃料等の著しい損傷に至った場合において「放水砲を用いて、原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する」としている。この考え方は、根本的に技術上の原理から逸脱しており、何らの効果もない。 「放水砲」が日本の工業界に普及したきっかけは 2003 年の十勝沖地震で火災を起こした出光興産北海道製油所のタンク火災である。石油タンクの油面に燃焼が広がった場合に、遠隔位置から泡消火剤を添加した消火水をタンク油面に効率よく供給して、液面から空気を遮断し、かつ火炎の熱を冷却して消火するという原理を実用化した設備であり、今日石油精製プラントや石油備蓄基地に普及している。 放水砲によって供給される泡消火液が火災液面を覆うという技術目的はきわめて原理的に自然な操作である。けれども棒状もしくはわずかに広がる円錐状の水流で、大気中に浮遊する放射性粉じんと接触して捕捉するという方法には実効性がない。 この方法を当然のように提示している電力会社も、それを審査して認可の根拠としている原子力規制委員会も、きわめて無責任である。原発にはそれ以外の安全対策がないことを示すと受け止めるほかはない。
10	IV-4.18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等 (480-486 頁)	<筒井哲郎意見> p.481 に、規制委員会は「免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しない」ことを求めている。それにたいして、電力会社は「耐震構造とする」としている（p.482）。これは、規制要求に違反するものである。 福島原発事故の後、東電の清水社長が国会事故調の参考人質疑で「今回の私どものひとつの教訓だと思いますが・・・、もしあれがなかったと思いますと、ゾッとするくらいのことでございますが・・・」と話したことは周知のことである（国会事故調査委員会『会議録』第 18 回委員会（p.401）。現実の大きな代償を払って学んだ教訓を、便宜上の選択によって無視する電力会社とそれを容認する規制委員会は、責任を果たしていない。 なぜ免震機能が必要かについては、高田毅士氏をリーダーとする共同研究「原子炉プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発」2016 年 3 月 16 日などにくわしい。

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
11	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テロリズムへの対応 (497～501 頁)	<川井康郎意見> 故意による航空機衝突などによって設備の大規模損壊が発生し、中央制御室と緊急対策所の機能が喪失した場合の対応が定められていると評価されているが、設置許可基準規則第 42 条に定められた特定重大事故等対処設備（特重設備）との関係や特重設備の機能評価、実効性評価等がなされていない。テロ対策を理由とした情報の公開制限は原子力基本法第 2 条に定められた「民主・自主・公開」の原則を毀損しており、そもそもこの原則を順守できない施設は社会から退場すべきである。
12		<筒井哲郎意見> 意図的な破壊攻撃を必ず防御すると確証することは不可能である。 破壊を目的とする襲撃者は、守備側にたいして相対的優位を持つように絶えず攻撃能力を向上させるのが必然であるから、技術上の対策を固定的に規定することはできない。したがって、攻撃を受けて災害が発生した場合に被害を緩和するような手段を講じる以外に方法がない。いわば、火災は防げないが消火設備を準備するのと同然である。記載されている対処方針もそれと同種のもので具体性をもち得ない。 一般市民生活や、既存の工業設備においてはその災害規模が社会的に許容範囲に収まっていて、家屋も工場設備も火災保険や第 3 者損害賠償保険によって加害者と被害者間の賠償システムが確立されている。しかし、原発災害は事業者の保険上限はごく少額に限られており（2 千億円。福島事故費用は現段階で 22 兆円。つまり 1/100）、原発は単に人工的な民生用のユーティリティ供給システムでありながら、そのような不可抗力の自然災害と同様の被害受忍を一般市民に強制する権利があるであろうか。社会的存立条件を満たしているとは考えられない。 原子力規制業務が市民に保証できる限界を明示することも規制委員会の責務である。
13		<滝谷紘一意見> 島根原発は日本海を挟んで朝鮮半島から至近距離に位置する。残念ながら国家間の緊張状態が続いている朝鮮半島で軍事衝突が生じる場合、日本の対処の仕方次第で島根原発はミサイル、爆撃機などによる軍事攻撃の格好のターゲットになる。大規模な武力攻撃から原発の安全性を守ることが到底不可能であることは言うまでもない。このような地理的条件にある島根原発は有事が生じないうちに運転停止、廃炉にすることが甚大なリスクを回避する上で賢明な方策である。 ○参考資料： 小倉志郎「元原発技術者が伝えたいほんとうの怖さ」彩流社(2014)、収録資料 1 「原発を並べて自衛戦争はできない」(168 頁)

以上

島根原発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/対象条項	意見及び理由
1	立地審査指針の不採用問題	<滝谷紘一意見> 原子力規制委員会が策定した新規制基準についての看過できない問題点の一つは、福島原発事故以前の安全審査のために制定され、長年適用されてきた「原子炉立地審査指針」¹を不採用としたことである。規制委員会はその理由を「新規制基準の考え方」において理の通らない言辞で説明しているが、その裏には、新規制基準において福島原発事故のような過酷な事故を「重大事故」として想定することになると、立地審査指針に規定されている「重大事故」と「仮想事故」に対する安全性判断のための被ばく線量めやす値「敷地境界で全身に対して 0.25Sv」を満足できなくなり、既存原発すべての設置許可の取り消しに追い込まれることがあると推察する。 中国電力が想定し、規制委員会が承認した重大事故の一つ「大破断 LOCA+非常用炉心冷却系の機能喪失+全交流動力電源の機能喪失」においては、格納容器内の圧力が所定値を超えないように格納容器圧力逃し装置（フィルタベント系）を運転員操作で作動させる。この場合、希ガスはフィルタを素通りして捕捉できないので炉内蓄積量の 100%が排気筒から放出される評価になる。希ガスが排気筒から全量放出された場合、代表的な BWR と PWR についての筆者試算では、各原発とも敷地境界における全身被ばく線量は上述の 0.25Sv を大幅に上回る見通しである（参考文献1）。 新規制基準の策定に際して、このことを踏まえて規制委員会と原子力規制庁の関係者が政府方針を忖度して、既存原発の設置許可を維持し、その再稼働を可能にするためには「立地審査指針を規制体系から排除することが必須である」と認識し、立地審査指針を不採用としたことは容易に想像がつく。 看過できない重要な問題は、このフィルタを素通りして捕捉することができない希ガスによる外部被ばくについて新規制基準ではまったく規制されていないことである。言い換えると、規制委員会は希ガスによる被ばくについて、「重大事故の発生を仮定しても周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」とした福島原発事故以前の立地審査指針による規制を撤廃し、「重大事故」時の公衆被ばく線量はどれだけ生じてもよいことに変更したのである。このように、立地審査指針を新規制基準から排除した規制委員会の取り扱いは、「重大事故」時に原発周辺の住民を放射線障害から守ることをやめた規制改悪であり、不当の極みである。 【参考文献】 (1) 滝谷紘一「立地評価をしない原子力規制の新基準」科学,83(6),615(2013)

No.	テーマ/対象条項	意見及び理由
2	住民避難計画の審査	< 滝谷紘一意見 > 住民避難計画の妥当性を原子力規制委員会が審査することを求める。その理由は、次の通りである。 国際原子力機関 IAEA は、設置（変更）許可審査の際に、緊急時の住民避難計画は深層防護（第 5 層）として実行可能であることが確認されなければならないことを要求している。日本ではこの住民避難計画が原子力規制委員会による規制の対象から外されたままであるが、島根原発周辺 30 k m 圏内は約 46 万人が避難の対象であり、「広域避難計画」が策定されている。この人口は全国原発でも 3 番目に多く、避難に支援が必要な高齢者等の人数は全国で最多となっている。島根原発の重大事故発生時に、誰一人被ばくすることなく、安全にかつスムーズに避難することができ、誰一人生活に困ることのない避難計画でなければならない。また、30 キロ圏内住民が事故直後に「屋内退避」を強いられる。内閣府原子力防災担当と原子力研究開発機構が「屋内退避で内部被ばく線量を約 3 割低減できる」と試算を出しているが、北海道などの気密性の高い住宅の値を用いたものであり、他の地域での被ばく防止効果は期待できない。さらに、屋内退避の期間や指示の解除についても明確でなく、自ら避難できない要支援者への対応も定められていない。
3		< 滝谷紘一意見 > 米国では事業者が全出力運転の認可前のオンサイト緊急時計画の策定と、規制当局へのオンサイト及びオフサイト緊急時計画の提出（※地方自治体の協力が得られない場合、地方自治体の代わりに事業者がオフサイト緊急時計画を策定して提出することも可能）を行い、規制委員会（NRC）がその審査を担っている。これを良き規範として、原子力規制委員会は住民避難計画を審査すべきである。放射性物質の放出による被ばくから住民を守る避難計画を科学的に厳正に審査する能力は、国内では原子力規制委員会を差し置いては他にない。規制委員会は、現状の法規上その審査は所掌外であるというのであれば、その法規改正に自ら動くことを求める。 ○参考資料： 経済産業省「各国における原子力災害対策について」総合資源エネルギー調査会 自主的安全性向上・技術・人材 WG 第 7 回会合資料 7（2015 年 3 月）6 頁
4	老朽化設備の健全性評価	< 滝谷紘一 > 島根原発 2 号炉は営業運転開始が 1989 年 2 月 10 日であり、それ以来 32 年の年月が経過し、設備の老朽化が進行している。福島原発事故後長期間にわたり運転停止状態という過去には前例のない使用状況下にもあり、次の重要項目に着目した健全性の検証、評価を実施すべきである。 ・原子炉圧力容器の中性子照射脆化 ・原子炉再循環ポンプの疲労割れ ・電気・計装ケーブル等の絶縁物の絶縁性低下（重大事故時の雰囲気条件も考慮する。）

以 上