

川内原発審査書案へのパブコメ意見[文例集]

原子力規制を監視する市民の会

2014. 7. 29 改訂

九州電力川内原発の審査書案（文書名：原子炉設置変更許可申請書に関する審査書、平成 26 年 7 月 16 日）のうちの「第Ⅲ章設計基準対象施設」と「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」について、当会のアドバイザーグループの検討結果を参考にして、条項別にパブコメ意見の文例集をまとめたものです。同じ条項に対して、意見（○印で表示）が複数出されている場合もあります。

頁、テーマ／対象条項番号は審査書案によるもので、左端の整理番号は当会で便宜上つけたものです。

なお、インターネットで意見提出の場合、用字制約があり、章に使われているローマ数字（Ⅰ～Ⅳ）は不可で、アラビア数字（1～4）に変更しないと受け付けられないことに注意してください。

第Ⅲ章 設計基準対象施設

整理番号	審査書頁	テーマ/対象条項	意見
1	19-20	Ⅲ－1 地震による損傷の防止 3.震源を特定せず策定する地震動 4.基準地震動の策定	<p>○策定された基準地震動 620 ガルは過小評価であり、約 2 倍の規模にすることを求める。</p> <p>この根拠はさまざまな地震専門家の見解にもとづく。</p> <p>1. 九州電力は強地震動予測手法（レシピ）よりも地震モーメントを約 2 倍とした評価を行い、基準地震動を設定している。しかしレシピは、世界的な地震の平均像を求める手法であり、そこで用いられている経験式（入倉・三宅式）では日本の特性が考慮されていない。日本の地震の特性に基づく経験式（武村式）を用いた場合、レシピの 4 倍程度の地震規模になる。すなわち、川内原発の基準地震動は、少なくとも現状の約 2 倍の規模のものを想定しなければならない。</p> <p>2. 震源を特定せず策定する地震動の最大加速度について、2004 年北海道留萌支庁南部地震をベースに 620 ガルとしている。これは、中越沖地震で当時の基準値を大きく超えた柏崎刈羽原発の基準地震動 2300 ガル（1-4 号機）、1209 ガル（5-7 号機）に比べるとあまりに小さい。</p> <p>3. 震源を特定せず策定する地震動」の最大加速度について、2004 年北海道留萌支庁南部地震をベースに 620 ガルとしていることを審査で妥当としているが、長沢啓行氏（大阪府大名誉教授）によ</p>

			<p>ると、基準地震動の審査ガイドで参照を求めている原子力安全基盤機構の報告書ではM6.5で1340ガルになることを示している(*)。従って、620ガルは過小評価であり、1340ガルとすることを求める。</p> <p>(注*)長沢啓行：「1000ガル超の『震源を特定せず策定する地震動』がなぜ採用されないのか」若狭ネット第150号、2014年7月9日</p> <p>3. 震源を特定せず策定する地震動」の最大加速度について、石橋克彦氏（神戸大学名誉教授）は、「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。」ことを主張している。（「科学」2014年8月号）</p>
2	44-50	<p>Ⅲ-3.2 耐津波設計方針</p> <p>3.津波防護の方針</p> <p>(3) ①漏水対策 b.浸水対策</p> <p>4.施設または設備の設計方針及び条件</p> <p>(2) 浸水防止設備の設計</p>	<p>○水密扉を規定している。津波来襲時の水密扉の閉止は遠隔自動で操作できるものでなければならない。津波来襲時には人が近づけないからである。</p>
3	55	<p>Ⅲ-4.2 外部事象</p> <p>人為事象の抽出</p>	<p>○外部からのシステムへの侵入の事象が欠落している。原子力関連制御系システムへの侵入例としては、2003年、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、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あり。情報系システムへの侵入と異なり、制御系への侵入は深刻であり、脆弱性の検討と防護への対処が必要。</p>
4	63-64	<p>3.火山活動のモニタリング</p>	<p>○火山活動をモニタリングすることで良しとしている。しかし、火山噴火に至る前に、使用済み核燃料を避難させなければならない。そのためには、敷地内に5年程度の保管期間が必要であり、その後1年以上の搬出期間が必要である。したがって、現状のモニタリング計画のみでは、安全な対処ができない。</p>

5	79	<p>Ⅲ-4.2.5 その他人為事象に対する設計方針</p> <p>3.飛来物（航空機落下等）</p>	<p>○原子炉建屋に直接航空機が墜落した場合について、確率が低いから対策不要としているが、可能性のあることは設計上考慮すべきである。ドイツでは、それが求められた。</p> <p>○「敷地内落下による火災発生」のみを検討し、重要設備（格納容器等）への航空機落下確率は 10^{-7} 回/炉・年以下であり考慮外としている。意図的な落下の確率計算は出来ず、10^{-7} 回/炉・年の数値に根拠はない。</p> <p>○安全施設の安全機能が損なわれない設計に当たっては、テロ及び戦争による飛来物を考慮すべきである。その理由は以下のとおりである。</p> <p>規制委員会は飛来物に対する設計方針に関して、「飛来物(航空機落下等)に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること」を確認したと記載している。この判断基準値は「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成14・07・29原院第4号）」に基づくものである。しかし、この評価基準はもはや今後の社会情勢にそぐわない、不適切なものである。なぜならば、今後はテロによる航空機突入、戦争による爆撃等を受けるリスクが平常時の偶発的な航空機落下よりもはるかに大きなものになると考えられるからである。これは安倍内閣が集団的自衛権の行使容認を閣議決定したことによる。集団的自衛権を行使する事態が生じた場合、日本が武力攻撃する対象国から反撃を受けることになる。その場合、原子力発電所が格好の攻撃対象施設になることは想像に難くない。従って、飛来物に対する防護については、テロ、戦争等による意図的な航空機突入、爆撃等に耐える設計を考慮する必要がある。このテロ、戦争等による飛来物の到来確率は、確率論的に評価できるものではない。従って、偶発的な航空機落下確率 10^{-7}/炉・年を飛来物の防護設計の要否判断基準とする規制委員会の審査結果は妥当なものではない。</p>
6	81	<p>Ⅲ-5 人の不法な侵入等の防止</p>	<p>○建物の設計上「対策を講じるとしていることを確認した」といっているが、人の不法な侵入はハードウェアのみの対策では防止できない。どのような人的対策を講じるのかを確認すべきである。</p> <p>○意図的な攻撃や悪意をもった侵入者への対策が不足している。集団的自衛権を認めるなど周辺国との緊張を高める現政策下では、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。尚、侵入者に対する防衛目的としての武装組織の常駐は民主主義体制と相容れない。</p>

7	84-85	(2) 安全機能を有する機器等における火災の発生防止	○難燃ケーブルに取り替えることができないから、「専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素供給防止のため、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する」としている。シール材の劣化や施工不良による漏れなどが発生する可能性が高いから、難燃性ケーブルに交換して、本質的に燃えないようにしなければならない。
8	103	Ⅲ-14 安全保護回路	○2.において「送信のみに制限する」とあるが、新規稼働あるいは変更といったことを考えれば、何らかの形での受信(あるいは入力)作業が必要となる。その場合に、5.に記載されているようなセキュリティ管理では外部からの悪意ある侵入を防止できない。情報システムの運用は多層の下請け構造が常態であるが、少なくとも全担当者を社員化する、システムの開発・保守も全て社員が行い、また、電子機器、記憶媒体を外部から持ち込むことを全面禁止するといった、非現実的な措置が必要になる。 ○3.において「固有のプログラム及び言語を使用し・・・」とあるが、長期にわたる維持管理(システムメンテナンス)をどのように考えているのか。川内原発だけに閉じたシステムや言語体系を維持管理していくことは、デジタル計算機を供給する側から言えば多大なリスクを抱えることであり、それはまた九州電力も同様である。また、新たなシステムや言語体系によって新たに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。不正アクセスの防止についてだけ苦し紛れで言い逃れた、全体整合性のない絵空事を示していると考えざるを得ない。
9	110	保安電源の信頼性	○外部電源は、異なる系統(南九州変電所と新鹿兒島線)から3系統うけているので、独立性があるとされている。しかし、現状の外部電源系統の耐震クラスは一般産業施設相当のCクラスなので、基準地震動が生じると、すべての外部電源が失われるので独立性があるとはいえない。外部電源系統の耐震クラスを高めるべきである。

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

整理番号	審査書頁	テーマ/対象条項	意見
1	115～248	IV-1 重大事故等の拡大防止等 重大事故シーケンスへの炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に必要な要員	○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、重大事故等対策要員 52 名以下であるから足りている、という結論になっている。しかし、複数の原子炉で重大事故シーケンスが同時に発生する重畳があり得る。福島原発事故においては 4 機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 2 機の当発電所では、単純比例でも 360 名は必要ではないか。
2	115～126	IV-1. I 事故の想定	○事故シーケンスグループの類型化などの選定手順、日本原子力学会の確率論的リスク評価（PRA）手順に従って実施したというその中身を明示すべきである。 ○表IV-1について： 申請者の重要事故シーケンス等の選定において、AED, TED, AEW, AEI など p.6 の略語表にはない意味不明の略語が使用されている。審査書案は、そのみで内容が第三者に理解できるようにすべきである。 ○表IV-1について： すべての事故シーケンスは、本来、炉心損傷防止対策と格納容器破損防止対策の両方を実施すべきではないのか？このように、どちらかに分類するのはおかしいのではないか？
3	122	IV-1. I 事故の想定 2. 審査結果 (1) 運転中原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故 (P. 122、5～9 行目)	○原子炉容器の炉心損傷をあきらめて、格納容器冷却に取り掛かるという対策は、新規制基準第三十七条第 1 項「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷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。」に違反している。 規則の解釈第 37 条 1-2 には、「格納容器の機能に期待できるもの」と「・・・困難なもの」とに分類し、前者の場合に記されている「炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効であることを確認する。」の「想定する範囲内で」の意味は何か？もってまわったあやしい記述である。

4	171～ 179	IV-1.2.2 格納容器破損防止対策 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>○規制委員会は、重大事故等対処施設の有効性評価にあたっては、「解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査する」と明記している（p.113）。</p> <p>申請者が使用した解析コード MAAP の不確かさについては、審査結果には、「解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目(a), (b), (c)及び(g)を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。」とだけの記載であり、この事故シーケンスについて格納容器圧力の計算結果の不確かさ幅がこれだけあり、それをこういう手段、手法で確認した、といった確認の中身の説明がまったくなされておらず、第三者に対しての説明責任を果たしていない。</p> <p>MAAP による解析結果の妥当性及び不確かさを規制委員会として科学的、技術的、客観的に評価するためには、異なる解析モデルで同様の機能を持つ別の解析コード、具体的に指摘すると、規制庁が整備、保有している MELCOR を使ってクロスチェック解析を実施すべきである。このクロスチェック解析をすることなく、申請者の解析結果を妥当と判断することは、審査の科学的・技術的厳正さを失っている。福島原発事故以前に原子力安全・保安院及び原子力安全委員会は設置(変更)許可審査においてクロスチェック解析を取り入れていた。従って、当時と比較して、今回の事故解析結果の妥当性の審査手法は手抜きであり、改悪されていると指摘せざるをえない。</p> <p>なお、MELCOR については、(独)原子力安全基盤機構（本年3月に原子力規制庁に統合）が新規制基準を反映した安全設計の妥当性を評価するために過酷事故に関するクロスチェック解析手法として整備してきた事実*があり、国費を投入して得たその成果を今般の新規制基準適合性審査に生かすべきである。（*原子力安全基盤機構「安全研究年報(平成24年度)」</p> <p>（なお、この意見は、MAAP を使ったすべての重大事故シーケンスの解析に共通することである。）</p>
5	179～ 185	IV-1.2.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温)	<p>○審査結果には、本現象に関する解析コード MAAP における不確かさの影響評価として、「格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、圧力については1割程度高めに、温度については十数度高めに評価する傾向がある(後略)」との記述があるが、この検証データの取得に用いられた HDR(廃炉にされたドイツの PWR)は川内原発とは寸法形状を含めて構造的に異なる点が多く、また実験条件も小 LOCA であり、川内原発の事故シーケンス(全動力電源喪失+補助給水機能喪失による炉心溶融、原子炉容器破損)とは異なるので、検証結果の実機への適用性自体に不確かさがある。川内原発の事故シーケンスに対して、規制庁の保有する解析コード MELCOR によりクロスチェック解</p>

			析を行い、MAAP による解析結果の妥当性の評価を厳正に行うことを求める。
6	185 ~ 190	IV-1.2.2.3 高温溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	○審査結果には、本現象に関する解析コード MAAP の不確かさを定量的に明確にしていけないので、審査不十分である。従って、規制庁の保有する解析コード MELCOR によりクロスチェック解析を行い、MAAP による解析結果の妥当性の評価を厳正に行うことを求める。
7	94-195	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	○審査結果に「申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。」と記載されているが、何に基づいて妥当と判断したのか述べられていない。これは説明責任を果たしていない。妥当と判断するならば、その根拠を具体的に説明すべきである。 また審査結果には、本現象に関する解析コード MAAP の不確かさを定量的に明確にしていけないので、審査不十分である。従って、規制庁の保有する解析コード MELCOR によりクロスチェック解析を行い、MAAP による解析結果の妥当性の評価を厳正に行うことを求める。
8	195 ~ 201	IV-1.2.2.5 水素燃焼	○意見1： 炉内及び炉外での構造物・水反応による水素の発生量が考慮されていないことは、評価の妥当性を欠いている。これを考慮して評価をやり直すべきである。 その理由は以下のとおりである。 (財) 原子力発電技術機構「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（平成15年3月）の2.2-3頁には、「SA時に予想される水素の発生源として、□ジルコニウム-水反応、□炉内構造物・水反応、□溶融炉心-コンクリート反応、□水の放射線分解、□亜鉛メッキ/アルミニウム・苛性ソーダ反応等が考えられる。」と記載されている。しかし申請者の評価にはこれらのうち、炉内構造物・水反応だけが入っていない。炉内構造物の材料の主成分は鉄であり、その存在量は多量である。また炉外の機器、構造物にも鉄は多量に含まれている。従って、炉内及び炉外における鉄・水反応による水素発生量を評価に入れるべきである。これにより、格納容器内の水素濃度が爆轟の判断基準の13%を超える可能性もある。 ○意見2： 水素濃度が局所的に爆轟領域に入っているため、爆轟が生じると判断すべきである。 申請者の解析では水素濃度の空間分布に爆轟発生の判断基準13%を上回っている区画があり、爆轟

			<p>の可能性を示している。局所的に爆轟が生じるので、それによっても格納容器が破損しないことが明確に立証されないかぎり、規制基準に不適合とするのが安全側に立った科学的判断である。この点に関して、申請者は「一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下においては水素濃度は爆轟領域に達しない。」と説明し、規制委員会はこれを受け入れているが、その審査経緯の説明が欠落している。</p> <p>格納容器破損防止対策の評価項目（f）には、「水素濃度がドライ条件に換算して13%以下であること」が明記されている。従って、申請者の解析結果は、明らかに評価項目（f）に反している。</p> <p>さらに、水素濃度の空間分布解析の規制委員会による公開資料には、格納容器内のノード分割及び各ノードごとの水素濃度分布が「商業機密に属する」として白抜きにされている。これらの情報は空間分布解析の妥当性をチェックする上で不可欠な情報であり、公開資料で白抜きを認める規制委員会の処置は申請者の言いなりになっていると言わざるをえない。国民に対する透明性、説明性を最優先して、白抜きをやめた資料を公開すべきである。</p> <p>○意見3：静的触媒式水素再結合装置 PAR の設置に伴う危険性について近年の海外情報の検討・評価がなされていない。これでは重要な海外知見を反映せずに審査していることになり、評価の充足性に欠ける。</p> <p>近年の海外情報として、米国 NRC にインディアンポイント2号機の PAR の撤去の請願が提出され、2012年11月に受理されている。（出处：（独）原子力安全基盤機構「インディアンポイント2号機の静的触媒式水素再結合装置（PAR）の撤去の請願について」（平成25年3月25日））</p> <p>同資料によると、この請願の PAR システムはシビアアクシデント時に意図しない着火が生じ、水素爆轟を引き起こす可能性があるから、とされている。2003年に NRC は、水素再結合器に対する要件を削除した。また水素再結合システムはリスク上重要な設計基準を超える事故からの水素放出の緩和には効果がないと述べた。さらに、NRC のスポークスマンは、水素再結合器は設計基準事故には必要とされず、またシビアアクシデントに役立たないと述べたとされている。このように海外において危険性が指摘され、削除も検討されている PAR の設置に関しては、規制委員会として NRC に情報提供を</p>
--	--	--	--

			求めて調査、検討の上、その安全性を厳正に判断すべきである。
9	201～ 205	IV-1.2.2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用	<p>○原子炉容器破損時間に係る解析の不確かさが考慮されていない審査結果には妥当性がない。その詳細説明は次のとおりである。</p> <p>原子炉格納容器破損防止対策で使用するシビアアクシデント解析コードは、複数の複雑な現象が同時進行することから、不確かさが大きいと考えられることは、規制委員会も認めているところである（V-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード(233～34頁参照)。</p> <p>このことは、原子力安全・保安院資料「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価のクロスチェック解析」（平成23年6月）においても明らかである。同資料には、東京電力がMAAPにより解析した結果を、原子力安全・保安院が(独)原子力安全基盤機構(本年3月、原子力規制庁に統合)の支援を受けてMELCORによるクロスチェックを行った結果が報告されている。結果の一例として、1号機についての地震発生後の原子炉圧力容器破損時間は、MAAPでは約15時間、MELCORでは約5時間と約3倍の大きな差異が生じている。</p> <p>川内原発に関して本節で取り上げられた事故シーケンスにおけるMAAPによる原子炉圧力容器破損時間は事故発生から約1.5時間であり、その時点では代替格納容器スプレイの手動操作による注水で原子炉下部キャビティ水位が約1.3m確保されているので、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は約3mmにとどまり、格納容器破損は生じないと申請者の評価を規制委員は妥当と判断している。しかし、福島原発事故のクロスチェック解析事例にもとづくと、MAAPの原子炉容器破損は時間的にMELCORによる値と比べて著しく遅れる特性がある。仮に川内原発について、上述の福島原発事故の解析ケース例でのMELCOR値のように原子炉圧力容器破損時間がMAAP値の1/3(約0.5時間)の場合には、溶融燃料が格納容器内に落下し始める事故後30分の時点では代替格納容器スプレイはまだ作動していないので(作動は事故後49分から)、原子炉下部キャビティの水張りはさかれておらず、大規模な溶融炉心・コンクリート相互作用が生じ、格納容器破損に至るおそれがある。</p> <p>このように解析コードの不確かさの程度を検討しておくことはきわめて重要であり、川内原発の事</p>

			<p>故ケースに関する不確かさの程度を検討する上で、MELCORによるクロスチェック解析を実施すべきである。これは、MAAP と MELCOR のどちらの解析精度が高いかを比較評価するためではなくて、現有の技術水準で作成された異なる解析コードの間で安全評価上重要な物理量に関してどの程度の違いが生じるのか、それを現有の解析コードの不確かさとして安全評価上考慮に入れることが目的である。</p> <p>なお、「審査過程における主な論点」において、規制委員会は申請者が検討した原子炉下部キャビティへの注水開始遅れの影響について、操作開始が 10 分遅れても評価結果に与える影響が小さいことを確認したとあるが、これは運転員操作に係る感度解析であり、MAAP の不確かさとは何ら関係はない。</p> <p>また、MELCOR については、(独)原子力安全基盤機構が新規規制基準を反映した安全設計の妥当性を評価するために過酷事故に関するクロスチェック解析手法として整備してきた事実があり、今般の適合性審査にその成果を生かすべきである。(原子力安全基盤機構「安全研究年報(平成 24 年度)」pp. 7～10)</p>
10	233-248	IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード	<p>○規制委員会は事業者の使用解析コードの有効性について「感度解析による不確かさ評価による結果の妥当性の確認が行われているか」という観点からの審査を行ったとしており、自ら、別コードを使用したクロスチェックを行なった形跡はない。これは、事業者による結果の客観性を証明するものではなく、単なる追認でしかない。事象進展シナリオそのものの信頼性が疑われる。</p>
11	267-273	IV-4. 1 緊急停止失敗 (ATWS) 時に未臨界にするための設備及び手順等	<p>○確実に実施される筈の ATWS 緩和設備の作動と有効性は、実機、あるいは確証試験設備で確認されているのか？失敗確率は？ホウ酸注入が失敗した時は？(配管破断、ポンプ破損、非常用電源遮断、等々)</p>
12	375	IV-4. 15 計装設備及びその手順書	<p>○表IV—4 (計測する重要なパラメータ) をみると、従来よりわずかの改善でしかないように見える。具体的にどのように福島原発事故で露呈された欠陥が克服されたのか不明である。審査結果にはこの点を明確にすべきである。</p>

13	267～ 412	IV-4 重大事故対処設備及び手順等 IV-4.1～IV-4.19	○いずれの項目においても、「事業者が・・・する方針としていることを規制委員会は確認した」と記載している。つまり、審査では申請者の方針の確認にとどまっていた、現実の対策が妥当かどうかの確認をしていない。これでは審査不十分である。
14	351	IV-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 (汚染水対策について)	○申請者が汚染水対策設備を設けていないことは、規制基準不適合である。汚染水対策を審査で取り上げていないのは、審査の欠陥である。 設置許可基準規則 55 条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）では、格納容器の破損に至った場合等において「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない」とされ、同第 37 条 2 項には、「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外等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。」と定めている。 ところが、適合性審査においては、福島原発事故で今なお深刻な状態が続いている汚染水問題、すなわち、炉心溶融、原子炉圧力容器破損、それに引き続く格納容器の破損により放射能を大量に含んだ原子炉冷却水が汚染水という形で施設外へ流出し、放射性物質の異常な水準の放出をもたらす事態については、申請者は設備対策を講じていないし、審査でもそのことを取り上げていない。これは、審査に欠陥があることを示すものであり、汚染水対策についての厳正な審査を行うことを求める。

以上