

泊3号の原子炉設置変更許可申請書に関する審査書（案）に対するパブリック・コメント意見文例集

2025年5月23日 原子力市民委員会 原子力技術・規制部会

この意見文例集は、原子力市民委員会の原子力技術・規制部会メンバーの意見を取りまとめたものです。多くの方々に活用していただければ幸いです。

なお、やや専門技術的な意見については、＜要点＞と＜詳述意見＞に分けて記載しましたので、一般の方には＜要点＞のところを参考にいただければと思います。

○パブリック・コメント募集要領

以下の URL に掲載されています。

[北海道電力株式会社泊発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号発電用原子炉施設）に関する審査書案に対する科学的・技術的意見の募集について | 原子力規制委員会](#)

★対象文書： 審査書案は、上記中の項目「命令などの案」に掲載されている PDF ファイル(全 481 頁)です。

★募集期間： 2025年5月10日(木)～5月30日(金)

★機種依存文字についての注意： e-Gov へ提出する場合、定められた機種依存文字が1つでも入っていると、受付られません。下記の文例の中では、審査書（案）の章に使われているローマ数字 I、II、III、IV が該当します。対処法としては、ローマ数字の代わりに、英字の大文字 I（アイ）と V（ブイ）を使って、I、II、III、IV と入力すれば機種依存文字にはなりません。

○「機種依存文字がり受け付けられません」にひっかかる場合、フリーソフトの機種依存文字チェッカーを使うと、機種依存文字が簡単に抽出されるので便利です。

事例：<https://form.submitmail.jp/tools/check/>

○募集要領には、意見を電子ファイル（機種依存文字があってもよい）にして本文に添付して送る提出方法も記載されています。

○パブコメ意見の文例

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
1	2. 技術者の確保 (5～6 頁)	<p>審査中に規制委員会は、申請者が敷地内の断層が活断層ではない根拠を示せなかった際に、「申請者には地震、津波、火山について人材が欠けている」と指摘した。さらに、審査の終盤段階に入った 2022 年から規制委員会は、申請者が審査の論点や作業方針を整理、説明すべきところを、規制委員長自ら「泊スペシャル」と称した異例の指導を審査会合のたびに申請者に行って、審査の加速を図った。これらのことは、申請者に適切な技術者の確保が不十分であることを明らかに示している。審査書（案）にはこれらのことには何ら触れずに、「申請者における技術者の確保については適切なものであることを確認した。」と記していることは、問題点隠しであり当を得ていない。今後の留意事項として審査書に上記の経緯を記録すべきである。</p> <p>本来、規制委員会が申請者の技術的能力の不足を補うために申請者を指導し、審査の促進を図ること自体、事業者への利益供与であり、それは避けるべき「規制の虜」の一つの形態であって、国民から託された厳正な規制行為としてあってはならないことである。</p>
2	4. 品質保証活動体制 (6 頁)	<p>品質保証（QA、QC）と品質マネジメント（QM）が混同している。書かれていることは QA/QC の域をはずし、その上位にあるべき QM の有効性が報告されていない。QM の視点（例えば、国際基準である ISO9001 に準拠）に基づき、過去に起きた、諸トラブルの技術的な再発防止策、信賞必罰を含む組織的フィードバックと、PDCA（Plan-Do-Check-Act）サイクルによる継続的改善が実施されているか等の審査・報告をすべきである。</p>

III 設計基準対象施設

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
1	Ⅲ－1 地震による損傷の防止 敷地内に分布する断層の評価(18～26 頁)	<p>敷地内に存在する F-1 断層、F-4 断層、及び F-11 断層については「震源として考慮する活断層」ではないとする事業者の評価を規制委員会は容認している。しかし、小野有五北海道大学名誉教授ら地球環境科学分野の研究者が事業者の評価には明らかな誤りがあることを公開資料で指摘している(文献 1、2 ほか)。その一例を挙げると、北海道電力の資料（審査会合資料 1-2、2019 年 11 月 7 日）にある F-1 断層及び小断層の CT 画像において、F-1 断層の延長が、明らかに上位にある 12.5 万年より古い河成礫層の中にまで入り込んでいることは、地質学の専門家でなくても容易に理解できる。敷地内の活断層の有無は、原発の安全性上極めて重要な事項であり、規制委員会は地球環境科学研究者達によるこの重要な指摘をとりあげて、公開の場で指摘者達を交えて科学的議論を尽くすべきである。これがなされるよう、再審査の実施を求める。</p> <p>文献 1：小野有五「科学を無視した敷地内活断層の審査」原子力資料情報室通信 588 号（2023 年 6 月 1 日） 文献 2：小野有五「泊原発の活断層審査で周氷河作用を無視する北海道電力」科学 90（2）102-113 頁</p>

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
2	III-1 地震による損傷の防止 2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 積丹半島北西沖の断層の評価 (16～17 頁)	<p>日本海側の海域活断層について、国の地震調査研究推進本部(地震本部と略す)が地震発生可能性の長期評価を実施中である。2022 年 3 月に日本海西南部(九州地域・中国地方沖)、2024 年 8 月にその東方(兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖)にかけての長期評価が公表された。この中では、該当地域に存在する原発について電力会社が想定している活断層の規模に比べ大きいケースが出ている。</p> <p>能登半島地震(2024 年 1 月)が示したように、海域活断層の動きは原発の安全性に対して大きな影響を与えるおそれがある。泊原発の近くにある積丹半島北西沖の活断層については、地震本部は現在検討中であり、まだ結論を出していない。従って、泊原発に影響を与える積丹半島北西部沖の海底断層の評価について、規制委員会は北海道電力の評価を妥当と認めているが、この妥当とする判断は時期尚早であり、現在検討中の地震本部による長期評価の公表を待って、厳正に判断することを求める。</p>
3	III-1 地震による損傷の防止 2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 積丹半島北西沖の断層の評価 (16～17 頁)	<p>積丹半島北西沖の海底活断層の長さの評価を、海上音波探査法ではなく、変動地形学的手法で行うべきである。その理由は次のとおり。</p> <p>申請者は海上音波探査法を採用しているが、能登半島地震では、実際に動いた活断層は、それまで音波探査法で推定されていた活断層とは一致せず、むしろ、変動地形学的手法で認定されていた活断層であったことが明らかになった。積丹半島北西沖の海底活断層の長さについて、申請者による評価値約 22km は、変動地形学的手法による評価値約 70km 余り(後藤秀昭広島大学教授の見解：参照資料 1) より著しく過小である。規制委員会は審査の過程で、申請者に対し断層位置、方向等の設定について、より安全側の評価となるよう検討することを求めた(審査書(案)31 頁)。この要求に従えば、変動地形学的手法による評価値を採用すべきことは自明である。</p> <p>参照資料 1：北海道新聞 2025 年 2 月 16 日記事)</p>
4	III-1 地震による損傷の防止 (10 頁)	<p><要点></p> <p>熊本地震(2016 年 4 月)では、震度 7 の激震が 2 度、時間間隔 28 時間で繰り返し生じた。この事実を反映して原発の耐震基準を見直し、基準地震動 Ss 規模の繰り返し地震を想定することを求める。</p> <p><詳述意見></p> <p>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。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>2016 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。</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</p>

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 9 年経過した現時点に至っても、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、従って泊 3 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を保つ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規制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の事例(川内 1、2、高浜 3、4、伊方 3、高浜 1、2、美浜 3)の耐震計算書を調査すると、基準地震動 S_s 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(文献 1)。

上述のとおり、泊 3 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、将来にわたり泊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再審査を求める。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大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。

なお、上記と同趣旨のパブコメ意見は、関西電力大飯 3、4 号の審査書案に対しても提出されたが、それについての「規制委員会の考え方」(2017 年 5 月)は、「熊本地震については、公表された観測記録や各研究機関の研究報告等の知見について、収集・分析を行っています。これまでのところ規制基準等を見直しが必要であるとの知見は得られていないと考えています。今後、更なる新たな知見が得られた場合は、必要に応じて、規制基準等の見直しの検討に活用していくこととします。」(同書 12 頁)であった。繰り返し激震が現実生じたこと、及びそのことを規制基準では想定外にしていることは衆知の事実であるにもかかわらず、「規制基準等を見直しが必要であるとの知見は得られていないと考えています。」と述べていることは、国民から厳しい原発規制を負託されている規制行政機関としての不作為にあたるのではないか。

文献 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

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
5	III-1 地震による損傷の防止(第4条関係) (10頁)	<p>機器・配管系、建物・構造物が最初の基準地震動で小さいレベルの塑性変形を生じた状態において、再度同規模の地震が生じた場合の健全性評価について質問する。</p> <p>規制委員会は、大飯3、4号の審査書(案)に対する「パブコメ意見への考え方」(2017年5月)の中で、基準地震動の繰り返しの評価を求める意見に関して、「機器・配管系だけでなく建物・構築物の設計についても、基準地震動に対して構造物全体としての変形能力について十分な余裕を有することを要求しており、塑性変形等の程度が小さいレベルに留まることを審査において確認しています。」(同書12頁)と記している。この記述は、機器・配管系、建物・構造物ともに基準地震動に対して十分な余裕があれば、繰り返し地震に対して問題はないかのごとき印象を受ける。そこで以下の確認をしたい。</p> <p>最初の基準地震動による塑性変形等の程度が小さく留まっていたとして、その塑性変形状態において再度基準地震動規模の地震動が加わった場合に变形がどこまで拡大するのか、損壊に至ることはないのか、この評価・確認は現行の審査において行われていないと理解しているが、この理解は妥当かどうか、回答を頂きたい。</p>
6	III-1.3 耐震設計方針 (1) 施設の分類 (45頁)	<p><要点></p> <p>耐震重要度分類に関して、非常用取水設備のうち取水口、取水路、取水ピットスクリーン室、取水ピットポンプ室はCクラスとされているが、これは誤りであり、Sクラスでなければならない。なぜならば、設置許可基準規則第4条別記2に、原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するため施設はSクラスと規定されているからである。非常用取水設備を構成する上述の各設備がなければ崩壊熱を除去することは不可能である。もしCクラスでよいとするならば、その理由を明らかにしていただきたい。</p> <p><詳述意見></p> <p>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、それを規制委員会が容認したことは審査の瑕疵である。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>設置許可基準規則第4条別記2に、原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するため施設はSクラスと規定されている。非常用取水設備は、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、非常用取水設備(取水堰、取水口、取水路、取水ピットスクリーン室、取水ピットポンプ室)が「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関する審査指針」(平成2年8月30日)において、「原子炉停止後の除熱機能」は最上位であるMS-1と規定され、その分類例の表では、原子炉補機冷却海水系はその関連系である取水設備(屋外トレンチを含む)とともにMS-1とされている。このことから、非常用取水設備の安全機能はMS-1であり、その耐震クラスはSクラスでなければ不合理である。しかし、泊3号の非常用取水設備を構成する設備のうちの取水口、取水路、取水ピットスクリーン室、取水ピットポンプ室はCクラスとされている。このことは耐震基本設計における明白な誤りである。</p>

		<p>泊3号の「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」（令和5年12月22日一部補正書、8-1-529頁）には、非常用取水設備について、耐震重要度分類の表示が取水堰は（S）、それ以外はいずれも（C（Ss））と表記されている。C（Ss）の意味の注記がついていないが、推察するところ、Cクラスであるが、基準地震動Ssに耐える設計とする意味であろう。（もし違っていれば、正していただきたい。） そうであれば、何故Sクラスでなく、Cクラスとするのか、その論理的理由を説明していただきたい。</p> <p>なお、上記と同趣旨の意見は、大飯3、4号炉の審査書(案)に対するパブコメ意見として提出された(※)にもかかわらず、規制委員会の「御意見への考え方」（2017年5月）においては取り上げられなかった。このことは大変遺憾であり、この機会に上記意見を提出するものである。</p> <p>(※)受付番号 201703220000413632, 20170322000413633</p> <p>文献1：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</p>
7	<p>Ⅲ-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）</p> <p>3. 地盤の変形（60頁）</p>	<p>能登半島地震（2014年1月）において、海岸線に近い海底活断層が動き、沿岸では最大4mにも及ぶ地盤隆起が生じた。現地調査によると、地盤の変状は複雑であり、固い岩盤の場所は同じように隆起しているものの、軟弱地盤や盛り土箇所においては、隆起の影響は不均等に現れ、地盤はひび割れ、複雑な隆起と沈降を示している。</p> <p>泊原発は、海に面した高さ数十mの海成段丘を削りとり、岩砕を埋め戻して造成された敷地に建設され、かつ、積丹半島北西沖に海底活断層が確認されている。従って、能登半島地震と同様の顕著な地盤隆起が生じる可能性があり、その際に埋め戻して造成された地盤がどのような変形挙動をし、それにより原発がどのような影響を受けるかは、今般注目される重要な審査項目である。</p> <p>この注目点に関して、審査書（案）では「3. 地盤の変形」において、「規制委員会は、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。」と記しているに留まっている。</p> <p>(1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤に支持されることから、不等沈下が生じないとしていること</p> <p>(2) 液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する方針としていること</p> <p>上記について質問する。</p> <p>(1) マンメイドロックについて、不均等な隆起が生じた場合にひび割れや破損が生じない耐性が定量的にどの程度あるのか、その実験的検証も含めて規制委員会は確認したか。確認したとすれば、その資料を示していただきたい。</p> <p>(2) 液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合において、その安全機能が損なわれるおそれがないように設計する方針について、方針のみでなく具体的な対策の基本概念、基本仕様を確認したか。確認したとすれば、その資料を示していただきたい。</p> <p>質問(1)、(2)について具体的内容を記した資料の提示がなければ、審査不十分と言わざるを得ず、審査のやり直しを求める。</p>

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
8	III-3. 2 耐津波設計方針 c.取水口付近の漂流物 (89～90 頁)	申請者は、原発敷地内の専用港では津波によって核燃料等輸送船が防潮堤を破壊するおそれがあるので、敷地外に新港を新設する方針に変更した。この新港の場所、設置時期などが示されておらず、審査対象からも外されている。しかし、新港は泊原発の施設として設置されるのであるから、核燃料の輸送ルートも含めて審査対象とすべきである。
9	III-5 原子炉施設への 人の不法な侵入等の防止 (135 頁)	サイバーテロへの対処を挙げているが、対象を「情報システム」としており、「制御システム」侵入への対処が混同、欠落している。原子力関連施設の制御系システムへの侵入例としては、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、2015 年、ウクライナの複数発電所への同時攻撃による大規模停電の発生などがあり。情報系システムへの侵入と異なり、制御系への侵入は重大事故発生へとつながる可能性があり、脆弱性の検討と防護への対処が必要。 加えて、意図的かつ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。本年初頭に、英国 FT 誌は、ロシア軍が有事の際には東海村の原子力施設を含む日本、韓国の軍事・インフラ設備 160 カ所を攻撃対象としていると報じた。敵基地先制攻撃能力の保有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。

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

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
1	IV-1.2.2.1 格納容器 過圧破損(227 頁)	審査書には、フィルター付きベントの設置計画について審査した形跡がない。北電は従前より当該設備の設置を表明しているが審査の形跡はない。 また、IV-1.2.2.1 (Page 230) によれば、格納容器の過圧破損モードにおいて、環境に放出される Cs-137 は 7 日間で 0.51TBq とある。一方、例えば同じ PWR 型の高浜 3, 4 号機の審査書 (H28 年 2 月 24 日) では 7 日間で 7.6TBq とあった。泊原発が 10 分の 1 以下となる理由は何か？ また、この放出値はフィルター付きベントにより大幅減少が期待できるのか？だとしたら設置完了までは運転を差し止めるべきである。
2	IV-1.2.2.1 格納容器 過圧破損(227～233 頁)	「全交流電源喪失に伴い原子炉自動停止。また、大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから、約 19 分で炉心溶融に至る。その後、約 49 分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約 1.6 時間後に原子炉容器が破損する。」と記されている。申請者の事故シナリオでは、炉心溶融から代替格納容器スプレイ実施までの 30 分間を、代替非常用電源と代替格納容器スプレイポンプの準備など運転員判断と起動作業に要する時間として仮定している。極度に切迫した事態において運転員判断と人手による作業に委ねることは、誤判断、誤操作など信頼度の低下を招くものとなる。設計基準対象設備のうちの安全上重要な系統、機器に関しては、信頼性のある自動作動が基本原則である。これに従って、重大事故等対処施設に係る重要な系統、機器に関しても、信頼性の高い自動作動とすべきである。本ケースの場合、全交流電源喪失信号と一次冷却材漏えい信号をもとに、代替非常用電源と代替格納容器スプレイポンプを自動起動できるように、システム変更することを求める。

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
3	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 (243～248 頁)	<p><要点></p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器外に流出する溶融炉心を水プールに入れて冷却する方策は、水蒸気爆発のおそれがあり、原子炉格納容器の破損とそれに伴う甚大な放射線災害のリスクがあり、危険極まりない。溶融金属を大量の水と接触させてはならないことは、一般産業分野における安全確保上の常識事である。泊原発において、事故対策として長年の経験にもとづく一般産業分野の常識事に反することをしてはならない。 原子炉圧力容器外に流出する溶融炉心を処理する対策として、最新の欧州型 PWR ではコアキャッチャーと呼ばれる水との直接接触を避ける方式が採用されている。近年わが国で建替原子炉として検討されている三菱重工の「革新軽水炉 SRZ-1200」においても、このコアキャッチャーの採用が主な特徴の一つに挙げられている。これらのことから、溶融炉心を水プールに入れて冷却する泊原発の方策は認めるべきでない。 <p><詳述意見></p> <p>(1) p.247 で「COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液-液直接接触を生じさせていること」として、あたかも外乱を与えて実験を行ったことは問題である言わんばかりである。しかし、KROTOS の実験目的は水蒸気爆発の「FARO 計画の中で<u>水蒸気爆発の各過程（粗混合、トリガリング、伝播、膨張過程）のモデル化を支援するために必要な実験が行われた</u>（原文：To support these modelling efforts, fundamental experimental investigations are being performed in the KROTOS facility in the frame of the FARO programme at JRC-Ispra.）」（文献 I.HUHTINIEMI, D.MAGALLON and H.HOHMANN, Results of Recent KROTOS FCI Tests: Alumina vs. Corium Melts, JAERI-Conf 97-011, (1998), p.275.）もので、最初から外部トリガーを加えることを前提とした実験装置である。水蒸気爆発の発生の有無や外部トリガーの有無の解明を目的とした実験ではない。</p> <p>また TROI 実験の目的は「韓国の次世代原子炉 (KNGR) の圧力容器外水蒸気爆発の一般的な安全性の問題を解決し、適切な重大事故管理 (SAM) 戦略を提案することと、FCI 研究にとって不可欠かつ優先度の高い研究テーマである、水蒸気爆発の変換効率に対する材料特性の影響の理解に貢献する。（原文：The object of the research is to resolve the generic safety issue of ex-vessel steam explosion for Korean Next Generation Reactor(KNGR) and to propose an appropriate severe accident management(SAM) strategy. It would also contribute to the understanding of the effect of the material property on the conversion efficiency of steam explosion, which is the essential and high-priority research topic for the FCI community.）」（文献：I. K. Park et al., Steam Explosion Experiments in the "Test for Real Corium Interaction with water (TROI)" Program, the 16th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, paper#1925, p.1. (2001).）こととされている。やはり、水蒸気爆発の発生の有無や外部トリガーの有無の解明を目的とした実験ではない。</p> <p>(2) pp.247～248 で TROI 実験では「溶融物の初期の温度を高く設定することで水蒸気爆発が発生したもので、「実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低い」としているが、「以降 (TROI-14) の実験では IRCON の放射温度計を使うことにした」（原文：So, we decided to use the IRCON pyrometer in the later experiments.）（文献：J. H. SONG, S. W.</p>

		<p>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).⁹ pp.793 から 794.) と明確に記述しており、TROI-14 温度は、IRCON 社の温度計による測定が示しているとおり 3000K である。3000K という溶融物温度は、OECD が行ったセレナ (SERENA) 計画でも、実機条件を放出口直径は 0.5m, メルト温度 2950K として解析することを定めており (文献: D. Magallon1 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.4.), 初期温度を高く設定したという指摘は当たらない。</p>
4	IV-1.2.2.5 水素燃焼 (248～252 頁)	<p><要点></p> <p>規制基準は、「爆轟」より発生しやすい「爆燃」については何の評価も求めている。格納容器の破損を防止する上でこれは不適切であり、「爆燃」についての判断基準を追加して、その評価を審査することを求める。</p> <p>その理由は、規制委員会が行っている福島第一原発事故の調査・分析によると、3号機の原子炉建屋が大きく損壊した原因は、「爆燃」によるものと報告されているからである(参照資料1)。実際に経験した原発事故で「爆燃」により建物が損壊したという事実を踏まえると、「爆燃」によっても原子炉格納容器が破損するおそれがあり、その評価が必要不可欠である。</p> <p>参照資料1:「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～」2021年3月5日</p> <p><詳述意見></p> <p>水素燃焼の審査において、「爆燃」の評価が欠落しており、これは設置許可基準規則の重大な瑕疵である。規制委員会は「爆燃」の評価を審査要件とするように規則の改正を行い、審査をやり直すことを求める。</p> <p>その理由を説明する。</p> <p>現行の設置許可基準規則では、第37条2に「原子炉格納容器の破損防止」が規定されている。同条の解釈2-3(f)に「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」、同解釈2-4にその要件は「原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること」と定めている。このように、水素燃焼については、爆轟の防止のみが求められている。</p> <p>水素燃焼により生じる爆発現象には爆轟と爆燃の2種類がある。爆轟は火炎の伝播速度が超音速で、衝撃荷重を生じ、爆燃は同伝播速度が亜音速で、準静的荷重を生じる。発生圧力について爆燃は爆轟よりも低いことが知られている。原子炉格納容器の破損を防止する上で、爆轟の防止が必要であることは論を待たないが、爆燃によっても原子炉格納容器の破損のおそれがあることが規則とそれにもとづく審査ではまったく無視されており、これは審査自体の明らかな瑕疵である。</p> <p>爆燃によって原子炉格納容器が破損するおそれのあることは、規制委員会が福島第一原発事故の調査・分析を行った結果を踏まえると、以下の通り明らかである。</p>

		<p>規制委員会が設置した「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」は、原子炉建屋の破損をもたらした水素爆発に関して、「3号機の原子炉建屋、4号機原子炉建屋の破損状況について、少なくともいくつかの箇所、爆轟現象ではなく圧力上昇(爆燃現象)が生じた結果であることを示唆していると考えられる。」と報告している(参照資料1、26頁)。</p> <p>同報告書には、爆燃による圧力上昇を概略評価するための簡易式の記載がある(参照資料1、246頁)。泊3号の重大事故時の原子炉格納容器内水素濃度はドライ条件に換算して最大約11.7vol%(基準ケース)であり、この値は水素、空気、水蒸気の各成分にもとづく3元線図において爆燃領域に入っている。上述の式を適用すると、この水素濃度における爆燃時の圧力上昇度は1.26MPaである。この圧力は格納容器の破損防止の判断基準である限界圧力0.566MPaを大きく上回る。従って、審査において爆燃を無視してはならず、その厳正な評価が不可欠である。</p> <p>参照資料1：原子力規制委員会の東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～」2021年3月5日</p>
5	IV-1.2.2.5 水素燃焼 (248～252頁)	<p>申請者は水素爆発防止対策として、イグナイタを設置、使用することとしているが、これは水素爆発の点火源となるおそれがあり、規制委員会は認めるべきではない。</p> <p>その理由として、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。重大事故時に水素ガスが空気中に漏出してきて爆発が生じるおそれのある場所におけるイグナイタは爆発の点火源となるおそれのある機械である。イグナイタの使用は一般産業分野の常識、常道に反する極めて危険な行為であり、してはならないことである。</p>
6	IV-1.2.2.5 水素燃焼 ○不確かさの影響評価(251頁)	<p>水素濃度に関する不確かさの影響評価が不十分であり、再審査を求める。その理由は以下の通りである。</p> <p>審査書(案)には、不確かさの影響評価について、「炉心内の全ジルコニウム量の75%が水と反応することに加えて、MCCIによる水素発生を考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.5%である。したがって、MCCIに伴い発生する水素の不確かさを考慮しても、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している。」と記載されている(251頁)。</p> <p>申請書の該当箇所には、「コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。」とある。</p> <p>ここでの問題点として、次の2点を指摘する。</p> <p>(1) MCCIでのコンクリート侵食量について、「厳しい条件を重畳させた場合でも、床面及び側面のコンクリート侵食量は約18cmである」と記述されている(255頁)。しかし、福島第一原発事故の調査・分析において1号機で観察されたペDESTAL内壁、外壁の各コンクリート侵食量はそれぞれ最大約60cmに及んでおり、申請者の評価値約18cmを大幅に上回っている。事故時の該当部の水の存在状況は定かではないものの、厳しい条件を重畳させた場合の申請者解析による侵食量は過小評価になっているおそれがあり、その妥当性が疑われる。</p>

		<p>(2) 炉内構造物、炉外構造物等に含まれるジルコニウム以外の金属が高温の水蒸気に接することによっても水素は発生する。申請者の評価ではこの評価が欠落している。</p> <p>(1)、(2) を考慮すると、水素濃度最大値は爆轟防止判断基準の 13vol% を超えるおそれがあり、厳正な再審査を求める。</p>
7	IV-1.2.2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用 (252～257 頁)	<p>実機におけるコンクリート侵食の挙動を解析コード MAAP が妥当にシミュレーションできるのかどうか、福島第一原発事故の調査で得られたの侵食データをもとに検証することを求める。</p> <p>その理由は以下のとおりである。</p> <p>泊 3 号についてのシビアアクシデント解析コード MAAP による解析結果では、コンクリートの侵食量は、基準ケースで原子炉下部キャビティ床面で約 3cm、壁面で約 3cm、厳しい条件を重畳させた場合でも、床面及び壁面のコンクリート侵食量は約 18cm となっている。</p> <p>しかし、福島第一原発 1 号機の炉心溶融事故で生じたコンクリート侵食の観察調査では、ペDESTAL 内壁は最大で約 60cm に達しており、これと比べると泊 3 号の厳しい条件のもとでの解析値約 18cm は著しく小さい。このことから、原子炉格納容器下部の水の存在量などの条件について両者の間で違いはあるとしても、MAAP の解析精度が問われる。審査書（案）には、MAAP の検証について、「ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性を確認している」と記されているが、これらの試験は、いずれも溶融燃料模擬物質は 1 トン以下の実験室規模にとどまり、溶融燃料が数 100 トン規模の実機への適用性は確認されていない。</p> <p>従って、まずやるべきことは、MAAP が福島第一原発 1 号機で現実に生じたコンクリート侵食を妥当な精度でシミュレーションすることができるのかどうか、検証することである。この検証は実施されているか。もし未だに実施されていないならば、規制委員会として早急に実施を求めるべきである。</p>
8	IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード (283 頁)	<p>規制委員会は事業者の使用する解析コードの有効性について主に「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、単なる手法の追認でしかない。重大事故時の事象進展シナリオそのものへの信頼性も疑われる。旧原子力安全・保安院ならびに JNES にて整備、実施されてきたクロスチェック手法を審査に活かさないのは原子力規制の後退であり、規制委員会の存在意義が疑われる。</p>
9	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 (400～404 頁)	<p>放水砲の使用は、放射能の大気への拡散抑制には実効性がないばかりか、作業員の大量被ばくを招くおそれがある。放水砲の使用は、本来の機能である消火用設備として火災発生時に限定するべきである。その理由は以下の通りである。</p> <p>「原子炉建屋に放水できる設備及び手順等」に関して、大気への放射性物質の拡散を抑制するための可搬型大容量海水送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等が述べられている。しかし、放水砲による放射性物質の拡散抑制効果は微々たるもので、なきに等しい。なぜならば、重大事故時において目に見えない放射能が原子炉建屋のどこから漏出しているかの同定は極めて困難であること、及び放水砲から出る水は噴霧流ではなく棒状流であり、その先端部で広がっても全面的に微細な水滴にはなりえないことから、放射性物質が吸収、吸着、あるいは気流巻き込みにより抑制されるとは考えがたい。もし拡散抑制効果が有意にあるとするのなら、規制委員会はその実証データを確認したのか。確認したのであれば、関連資料を示されたい。</p>

	<p>さらなる問題点として、放射性物質が大気中に拡散する事態において、屋外における放水砲の準備、操作は作業員の手によるものであるから、作業員は大量の放射線被ばくを受けるおそれがある。実効性に乏しい作業による放射線被ばくは極力避けるべきである。</p> <p>放水砲の使用は、航空機燃料火災に対して泡消火すること限定すべきである。</p>
--	--

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

No.	テーマ/対象条項/頁	意見文例
1	1. 設備及び資機材の整備 (469 頁)	<p>ここには大規模損壊発生時の対応に必要な機材の整備についての確認が簡単に書かれているに留まっている。一方、設置許可基準規則第 42 条には「特定重大事故等対処施設を設けなければならない。」と規定し、その解釈には同施設に要求される具体的な機能とその設備の例示が記載されている。審査書(案)には「特定重大事故等対処施設」の用語すら見いだせず、第 42 条への適合性が審査において適切にされたのかが第三者には不明である。第 42 条への適合性評価の内容を具体的に記載することを求める。</p>

以上