

## 審査委員から頂いたコメント等の管理票

令和 3 年 9 月 1 6 日  
原子力規制庁

これまで審査委員から頂いたコメント等について、次のとおり分類、整理しました。

- (1) 第 44 回技術情報検討会に関するもの
- (2) 第 46 回技術情報検討会に関するもの
- (3) 第 47 回技術情報検討会に関するもの
- (4) 第 48 回技術情報検討会に関するもの
- (5) 「第 7 回原子炉安全基本部会・第 1 回核燃料安全基本部会（令和 3 年 5 月 21 日開催）」に関するもの
- (6) 「第 21 回原子炉安全専門審査会・第 27 回核燃料安全専門審査会（令和 2 年 12 月 15 日開催）」に関するもの
- (7) 「第 20 回原子炉安全専門審査会・第 26 回核燃料安全専門審査会（令和 2 年 6 月 5 日開催）」に関するもの

(1) 第44回技術情報検討会に関するもの

NO.	委員名／ 所属審査会	審議会 議題	審査委員からのコメント	対応状況
7 炉基 1 燃基 -2	中川委員 ／炉安審	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会  2. 国内外で発生 した事故・ト ラブル及び海 外の規制動向 に係る情報の 収集・分析を 踏まえた対応 について	<p>EMC についてはかなり以前より問題意識をもっていました。私自身も、EMC 関連の重大な事故調査を扱った経験がありますが、皮肉なことに EMC の問題は昨今のパワエレ技術、制御技術の高度化によることも大きいと感じています。</p> <p><b>I. 提示された資料に対する基本的な質問</b>  Q ; 74p の「5. 今後の予定」において、「海外の情報を踏まえて、<u>制度改正の要否</u>を検討する」とありますが、EMC の検討によって、具体的に<u>国内のどの制度を改正</u>することになりますか？  Q ; 75p の「(2) 国内調査」において、「<u>海外と国内の規格類で差異がある</u>」とのことですが、これは、  ①基本文書（IEC62003 や R. G1. 180）のような、原子力に特化した規格が国内には無く、JIS や JEC を準用している事を指しているのですか、  ②それとも、EMC に係る IEC61000 シリーズが JIS 化（JIS61000 シリーズ）される時に、全ての項目が JIS 化されたわけではない事を指しているのですか？  Q ; IEC61000 シリーズが JIS 化されて、JIS61000 シリーズとなっているのは何割くらいですか？</p> <p><b>II. 提示された資料に対する基本的な質問</b>  Q ; 74p の「5. 今後の予定」において、  「海外の情報を踏まえて、<u>制度改正の要否</u>を検討する」とありますが、EMC の検討によって、具体的に国内のどの制度を改正することになりますか？  Q ; 75p の「(2) 国内調査」において、  「海外と国内の規格類で差異がある」とのことですが、これは、  ①基本文書（IEC62003 や R. G1. 180）のような、原子力に特化した規格が国内には無く、JIS や JEC を準用している事を指しているのですか、  ②それとも、EMC に係る IEC61000 シリーズが JIS 化（JIS61000 シリーズ）される時に、全ての項目が JIS 化されたわけではない事を指しているのですか？  Q ; IEC61000 シリーズが JIS 化されて、JIS61000 シリーズとなっているのは何割くらいですか？</p> <p><b>III. 原子力施設の EMC に対するコメント</b>  C ; 74p の「3.2 海外プラントの対応状況に関する事例調査」の中の記載、および 83p の添付資料-4 にある表の右列の欄の記載において；  74p の海外の事例として、「R. G1. 180 等の基本文書と測定結果とを組み合わせ、妥当性の判定をしている」とのことですが、83p 表の右欄の調査結果の項にあるように、例えば「EPRI TR-102323 に適合しなくとも試験データで OK の範囲だったので OK」という判断に読めてしまいました。そういう判断は問題ないのでしょうか。  私見ですが、規格などを決める際にはある程度の余裕を見込んでいると思っています。ですから、た</p>	審査委員に回答を説明済 (参考資料 4)

NO.	委員名／ 所属審査会	審議会 議題	審査委員からのコメント	対応状況
			<p>とえ想定（予見）を超えることが有っても対応できる Robust 性が担保されるのだと思っております。83p の表にあるように、規格に適合しない時に、特定の試験でクリアできたから適合していても OK だと判断できるなら、そもそも規格などの意味もなくなるように思われますが、そういう考え方は海外で一般的なのでしょうか。</p> <p>C ; 84p の最後の段落に関連して、 EMC によって、国内外に発生した事故やインシデントの事例を紹介して頂けないでしょうか。現状、どんな状況にあるかを把握しておくことは、EMC への対応を今後どこまで考えるべきかを判断する上で重要だと思っています。</p> <p><b>IEC, JEC, JIS に関する補足</b> 電気学会の中にある電気規格調査会（JEC）の活動は、概略、以下の3つとなります。  (1) JEC 規格（民間規格）の制定・改正・啓発活動  (2) 国（METI）から委託され、IEC（国際規格）規格を審議  (3) IEC 規格の JIS 規格（国家規格）化  電気規格調査会（JEC）には「電磁環境部会」があり、その下に JEC の”電磁両立性標準化委員会”があります。この委員会は IEC の TC77 に対応する国内委員会の役割も担っていて、多種多様な機器が互いに干渉することなく動作するよう、国際規格（IEC 規格）の審議、および対応する JIS 規格の制・改定などの活動を行っています。例えばこの委員会では、EMC に関わる国際規格 IEC 61000 シリーズに係る活動を行っており、これに対応する国内規格は JIS C 61000 シリーズとなっています。このように、この委員会での国内での活動は、IEC の規格を審議したうえで、JIS への制改訂に対応することが主で、「原子力プラントに関連した EMC」は本委員会のスコープには入っておりません。  このような背景から、国内の原子力設備では、現状、JIS C 60364-4-44（低圧電気設備—第4-44部：安全保護—妨害電圧及び電磁妨害に対する保護）や JEC 0103-2005（低圧制御回路試験電圧標準）で準用することとなっているのではないかと推察します。  日本国内では、通常、日本工業規格（JIS）によって設備容量や定格電圧、結線方法などが定められており、これに準拠して製品がつくられているのが基本です。しかし JIS で規格されていない範囲の多くは、JEC によって標準化されているので、機器を製造するメーカーは JEC 規格に準拠した製品も生産しています。また JIS・JEC のどちらも、「契約書」や「規則の解釈」で謳わない限り、規格そのものに法的拘束力はありません。  なお、IEC 62003:2020（原子力発電所—計装、制御、電力システム—電磁両立性試験の要件）ですが、IEC の TC45（原子力計測）の傘下にある SC45A（原子力施設の計測制御）が所掌しており、JEC に確認したところ、国内での審議団体は日本電気計測器工業会（JEMIMA）だと思われるとのことでした。</p>	

(2) 第46回技術情報検討会に関するもの

NO.	委員名／ 所属審査 会	審議会 議題	審査委員からのコメント	対応状況
8 炉基 2 燃基 -1	山本委員 ／燃安審	8 炉基本部会・ 2 燃基本部会  3. 国内外で発生 した事故・ト ラブル及び海 外の規制動向 に係る情報の 収集・分析を 踏まえた対応 について	1F 事故の分析をベースに、現在の規制の「欠け」を検討する内容で、高く評価出来ると考えております。 一方、次回の炉安審燃安審では、1F 事故分析について議論する、という方向性ですが、この議題(1F 事故 分析の議論)との関係についてはどのようにイメージされておられますでしょうか？ 今回の技術検討会の資料は、膨大な検討結果を「蒸留」したような内容になっており、これだけを説明して も、事故分析のバックグラウンドがない方には伝わらない恐れがあります。事故分析の全体像と、今回の技 術検討会の分析を合わせて炉安審燃安審の委員の方に提示する必要があるのではとも思われます。	基本部会 (R3. 9. 16) の議題3の説明及び 審議の進め方の参考 とさせていただきます。
8 炉基 2 燃基 -2	芳原委員 ／炉安審	国内外で発生 した事故・ト ラブル及び海 外の規制動向 に係る情報の 収集・分析を 踏まえた対応 について	「第46回技術情報検討会結果概要」の4ページ下から3番目の黒丸事項(「ペネトレーションのシール部・・・」 で始まる内容)に関して 「施設の極限状態における健全性についての規制ターゲット」について言及があるが、現在の規制において は定量的に「極限状態」の値付けがされていない。 より実効的かつ効率的な審査を考えると、「発生頻度」と「影響の大きさ」の両方に紐付けがなされた規制ア ンカーポイント(あるいは規制アンカーライン)の導入について議論する必要があるのではないか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照
8 炉基 2 燃基 -3	芳原委員 ／炉安審	国内外で発生 した事故・ト ラブル及び海 外の規制動向 に係る情報の 収集・分析を 踏まえた対応 について	「第46回技術情報検討会結果概要」の5ページの一番上の事項(4ページの最後から続く「現状の審査のフ ァクトが・・・」で始まる内容)に関して ・「足りないという前提に立って議論するところまで至っていないのではないか」との発言があるが、「原子 力安全リスクに対応する行動」という姿勢についてのインセンティブが規制庁内評価システムの中に構築 されているのか疑問が生じる。 「規定から外れない行動」については、正の罰・負の罰に基づく評価機構が存在するであろうことは、普 段の事務局対応から推測できるが「原子力安全リスクに対応する行動」について正の強化・負の強化に基 づく評価機構をどの様実現しているのか説明してほしい。「原子力安全リスクに対応する行動」に対す る評価機構が具備されていないのであれば、改善をするべきではないのか。  (参考)「ヒルガードの心理学 第16版」334ページより引用 種類：定義：影響 正の強化：行動的反応の後に快刺激あるいは欲求刺激の供給が後続する。：行動的反応の頻度を増加させる。 負の強化：行動的反応の後に不快刺激あるいは嫌悪刺激が除去される。：行動的反応の頻度を増加させる。 正の罰：行動的反応の後に不快刺激(罰)あるいは嫌悪刺激が供給される。：行動的反応の頻度を減少させ る。 負の罰：行動的反応の後に快(省略訓練)刺激あるいは欲求刺激が撤去される。：行動的反応の頻度を減少させ る。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照
8 炉基 2 燃基 -4	中島委員 ／炉安審	8 炉基本部会・ 2 燃基本部会  3.	現状確認であり、コメントというよりは質問です。その意味では、事前に委員間で共有する必要はないか と思いますが、もしわかれば教えていただきたいと考えています。  ● P. 4 及び 5：格納容器配管貫通部等のシール材の性能として、200℃、2Pdにおける健全性を確認してい	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照

		国内外で発生した事故・トラブル及び海外の規制動向に係る情報の収集・分析を踏まえた対応について	<p>ますが、そもそも格納容器そのものは2Pdにおける健全性が確認できているのでしょうか。既設炉の格納容器については、何らかの試験が行われているのでしょうか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● P.4 : PAR の設計において、GOTHIC コードを用いた水素濃度解析を行っていますが、この解析精度はどの程度でしょうか。現状の評価で、PAR の設置位置が適切であることが確認できているのでしょうか。(施設の構造など、水素濃度分布に影響を与える条件を正確に再現しているのでしょうか。)</li> <li>● P.3 : BWR の格納容器内の水素爆発防止として、「初期酸素濃度を2.5%以下(柏崎刈羽は3.5%以下)に管理する」としていますが、柏崎刈羽のみ管理濃度が異なるのはなぜでしょうか。</li> <li>● 想定している水素最大発生量が、BWR では「有効燃料部被覆管の100が反応」、PWR では「全炉心内ジルコニウム量の75%が反応」となっていますが、これらの違いは何でしょうか。</li> </ul>	
--	--	--	---	--

### (3) 第47回技術情報検討会に関するもの

NO.	委員名／所属審査会	審議会 議題	審査委員からのコメント	対応状況
8 炉基 2 燃基 -5	山本委員／燃安審	8 炉基本部会・ 2 燃基本部会	p. 38 : p. 6 では IRS8980 は二次スクリーニングに移行と記載されている。当日の議論で二次スクリーニングへの移行が決まったということか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照
8 炉基 2 燃基 -6	山本委員／燃安審	3. 国内外で発生した事故・トラブル及び海外の規制動向に係る情報の収集・分析を踏まえた対応について	p. 42 : 根本原因の記載が、NUCIA の情報と異なっている。「電極部に錆などの異物が付着」との推定について、事業者と議論はなされているのか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照
8 炉基 2 燃基 -7	山本委員／燃安審		p. 52 : ソフトウェア改造による不具合であるが、多重系の保護システムを同時に改造したなら多チャンネルにも同様に不具合が発生するはずであるが、そのようになっていない。理由があって1チャンネルだけ改造したのか、共通要因故障を避けるために一チャンネルずつ対応しているのか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照
8 炉基 2 燃基 -8	山本委員／燃安審		p. 56 : どの程度の運転時間でオーバーヒートしたのか。国内の発電所の代替給水設備について、同様の懸念はないか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照
8 炉基 2 燃基 -10	関村委員／炉安審		1次スクリーニングにおいて、スクリーンアウトとされたEDGに関するIRS8991について、安全上重要な機器における変更管理の重要性を指摘しているにもかかわらず、「事業者の保全計画と設計変更管理に課題があること」がスクリーンアウトの事由になっています。 この資料の背後にある基本的な考え方、本件に特別な理由があるかどうかについてご説明をいただければと思います。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照

(4) 第48回技術情報検討会に関するもの

NO.	委員名／ 所属審査会	審議会 議題	審査委員からのコメント	対応状況
8 炉基 2 燃基 -9	山本委員／ 燃安審	8 炉基本部会・ 2 燃基本部会	<p>新知見取り込みの観点などから、全体的に非常に重要な内容を含んでいるため、炉安審・燃安審にて時間を取って議論することが必要。次回の炉安審・燃安審で一度議論した上で、改めて委員の方から後日意見を頂くと良いのではないかと。なお、本件に関しては、議論のエッセンスについて、国際的に情報発信することも重要。</p>	基本部会 (R. 3. 9. 16) の議題3の説明及び審議の進め方の参考とさせていただきます。
8 炉基 2 燃基 -11	関村委員／ 炉安審	国内外で発生した事故・トラブル及び海外の規制動向に係る情報の収集・分析を踏まえた対応について	<p>東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析から得られた知見に関わる部分は、前回5月21日の両基本部会では時間の制約もあり、4月14日の技術情報検討会の進め方等の改定及び「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」に関連する事項については、事務局からのご報告は十分できなかったものと記憶しております。</p> <p>「中間とりまとめ」での知見には論点が作業チームでの議論も踏まえて整理されていると理解しています。また、取りまとめられた9つの知見が水素防護、ベント機能、減圧機能に大きく分類できることは第48回技術情報検討会資料にも提示されている通りかと思えます。</p> <p>一方、これまで、炉安審・燃安審で1次、2次のスクリーニングアウトやさらなる調査が必要な案件を（スクリーニング基準とその妥当性の観点も含めて）議論してきた観点からは、48回資料の3つの分類から入るのではなく、個々の事案が9つに整理され、3つに分類された場合の背後にある基本的な考え方も整理してご提示いただく必要を感じております。スクリーニング結果のINとOUTだけを議論すればよいのかどうかについて、規制基準の策定や審査の過程で示された課題についても整理していただけるよう、お願いができませんでしょうか。</p> <p>山本会長からもご指摘があるとおおり、炉安審・燃安審の観点からは本件にご対応いただくことが、4月14日の技術情報検討会の進め方の改訂に関する丁寧な説明になるものと考えております。</p>	基本部会 (R. 3. 9. 16) の議題3の説明及び審議の進め方の参考とさせていただきます。
8 炉基 2 燃基 -12	村松委員／ 炉安審		<p>水素挙動等福島第一事故の分析結果への対応について議論していただきたいと考えます。</p> <p>私自身は、次のように考えます。</p> <p>福島第一事故に関する丁寧な分析から、原子炉建屋内での水素燃焼など多数の検討課題を抽出したことは、極めて重要な成果であり、抽出された課題の検討をぜひ続けていただきたい。また、その際、次のような点に留意する必要があると考えます。</p> <p>(1) 規制の改善は、結果として、効果的なリスク低減に結びつくことが重要である。また、DBAの領域だけでなく、SAの領域まで含めて、広い事故条件に配慮しながら対策を検討する必要がある。このためには、原子力学会のIRIDM標準なども参考に、リスク情報（リスク評価の手法を用いた感度解析を含む）を活用して検討することが必須となるのではないかと。</p> <p>(2) 水素については、福島第一事故以後、国内外で多くの試験及び解析ツールの整備がなされている。研究成果やツールの有効な活用に配慮していただきたい。</p> <p>(3) 世界的に見れば、福島第一事故以前から格納容器からの漏洩水素の燃焼に対策をしていた国もある（フィンランド）。この機会に、改めて、諸外国でなされた安全性向上策にも目を配ることの重要性を意識していただきたい。</p>	基本部会 (R3. 9. 16) 資料3-1参照

**(5) 「第7回原子炉安全基本部会・第1回核燃料安全基本部会（令和3年5月21日開催）」に関するもの**

NO.	委員名／所属審査会	審議会議題	審査委員からのコメント	対応状況
7 炉基 1 燃基 -6	永井委員／ 炉安審	7 炉基部会・ 1 燃基部会  1. 検査の 実施状況に ついて	現在は検査官のスキルが上がっていく段階なので問題はないと思いますが、ある程度定常的になったときに、どうしても事業者との意思疎通に関してはメリットとデメリットが共存することになります（どうしても事業者は、事業者の論理を理解してもらいたいと思い、それが長年の経験がマイナスに作用する可能性がある。この点は「取り込まれないように」という表現で金曜日にもお話になっていました）。その際に、熟練者の視点とともに「素人の視点」でも検査することも重要かと思えます。 経験の度合いが大きく異なるペアで検査するとか、その場合でも経験が低い方が率直なコメントができる仕組みをお考えいただければと思います。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 2 参照

**(6) 「第21回原子炉安全専門審査会・第27回核燃料安全専門審査会（令和2年12月15日開催）」に関するもの**

NO.	委員名／所属審査会	審議会議題	審査委員からのコメント	対応状況
21 炉 27 燃 -1	米岡委員／ 炉安審	21 炉安審・ 27 燃安審  3. 原子炉安全 専門審査会 及び核燃料 安全専門審 査会の調査 審議事項に ついて	評価助言対象がフォローアップミッションの結論になっています。以前はレビューでの指摘事項を対象としていましたが、実際には指摘事項 (Suggestion/Recommendation) に限定せず報告書に記載されていた観察された事項も考慮にいれて取り組み事項について広く議論したように思います。その項目の中にはまだ完了していないが、必ずしもフォローアップミッションでの評価結論に含まれていない事項もあるように思います。 もしこの認識があていられれば、ですが、今までも審査会では調査審議事項を狭義にとらえず広く議論してきたので、今後もそのような実態が継承されるとは思いますが、もし何かしらの目的や課題があり、審査会での取り扱い事項や取り扱い方を変更されるようでしたら、その目的と課題を教えてください、より審査会のミッションを適切に果たせるのではないかと思いますので、よろしくご教示方お願いいたします。	次回以降の IRRS の議事の参考と させていただきます。

NO.	委員名／所属審査会	審議会議題	審査委員からのコメント	対応状況
21 炉 27 燃 -3	村松委員／ 炉安審	21 炉安審・ 27 燃安審  9. スクリーニングと要対応技術情報の状況について	<p>・資料 9-3 2 ページ（別紙 1 ページ） 「1 接地型計器用変圧器の支持部にガタが有る場合の衝撃耐力に係る試験結果 について（安全研究事業「令和元年度衝撃荷重に対する機器耐力試験」の成果）」</p> <p>・資料 9-3 12 ページ、「情報の概要」欄</p> <p>「振動台上加速度 2G まで機能維持することを確認したが…それ以上になると、台車とユニット間で通電する端子接点 の変形、抜け等により機能喪失した。」、「ガタを抑制した試験では…30G まで機能維持することを確認した」とされています。この知見は、2G 程度であれば、非常用ディーゼル発電機と同程度であり、ここで観察された機能喪失モードは地震 PRA における電源系の機能喪失要因として重要度が高いこととなりますが、一方で、比較的簡易な対策により、地震リスク上重要でないほどに耐力を向上できることが示されたと解釈できるのではないのでしょうか。もしそうであれば、耐衝撃対策のみならず地震リスク低減にとって極めて有意義な知見です。本来の試験目的とは違うが、安全上有益な知見なので、そのような意味もあることを何らかの形で付記して関係者に周知されるべきではないか。</p> <p>なお、既往の PRA 結果からは、地震は他のリスク要因に比較して重要度が高いと言わざるを得ません。スクリーニングのシートでは、「地震に対する耐力については、(独)原子力安全基盤機構にて実施した原子力発電施設耐震信頼性実証に係る機器耐力試験にて確認している。」とされていますが、重大事故対処設備/特定重大事故対処設備/その他、電源・計測・制御設備一般についても耐力データは十分なのではないでしょうか。</p> <p>合理的な規制判断や防災計画を支える意味で国が行う意義があると考えられる場合は、衝撃試験に加えて、地震時耐力（機能維持限界）の試験研究（解析的手法による評価を含む）を追加してもよいのではないのでしょうか。</p>	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照

**(7) 「第 20 回原子炉安全専門審査会・第 26 回核燃料安全専門審査会（令和 2 年 6 月 5 日開催）」に関するもの**

NO.	委員名／所属審査会	議題	審査委員からのコメント	対応状況
20 炉 26 燃 -1	山本委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審	p.3:「現場作業員を原子炉建屋に送り込んで加圧器ベントの位置を確認させた」とあるが、加圧器ベントの状態を制御室から確認できなかったということか？国内では、制御室からこの状態を確認できるのか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -2	山本委員／ 燃安審	3. スクリーニングと要対応技術情報の状況について	p.9: 本事例をスクリーニングアウトすることについて異論はないが、「原子燃料がないため原子力安全に関係しない、従ってスクリーニングアウト」は検討する範囲を限定しすぎである。原子燃料があったと仮定し、他の原子力施設に水平展開すべき点がないかどうか、検討する必要がある。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -3	山本委員／ 燃安審		p.27: 火災自体は大きな問題ではなかったと考えるが、電源車のエンジンが始動しなかったことは問題である。可搬型機器に関して包括的にトラブル傾向をモニタリングする必要は無いのか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照

NO.	委員名／ 所属審査会	議題	審査委員からのコメント	対応状況
20 炉 26 燃 -4	黒崎委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 4. 「1 相開放故 障事象に対 する国内原 子力発電所 の対応」の 状況報告に ついて	米国と我が国とで検知機器や検知方法等に違いがあるかどうか教えていただきたいです。我が国の電中研によるテスト?では 128 ケースで 100%検知できた、とのことですが、これは米国と比べて優れているといえるのでしょうか?また、実機での運用が先行している米国において誤検知が多いとのことですが、これについてどう考えているのか教えていただきたいです。例えば、我が国でも、ある程度誤検知はあるものとして手動隔離で対応する、というのですめるのか(資料ではそのように読めました)、あるいは、誤検知もできるだけ少なくして米国とは別の対応をとっていかうとするのか、といったことです。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -5	村松委員／ 炉安審	20 炉安審・ 26 燃安審 5. 内閣府「日 本海溝・千 島海溝沿い の巨大地震 モデルの検 討について (概要報 告)」に関す る技術情報 検討会の検 討結果につ いて	安全規制(及び安全研究)の分野では、電気/計装系関連事象は LOCA や RIA に比べて注目度が低く、関連の専門技術者は少なかった。しかし近年では、今回の 1 相開放に限らず、デジタル制御系の故障、規制庁でも検討している高エネルギーアーク損傷(HEAF)など、安全に係わる検討課題とされる事象がでてきている。より一般的には、火災/溢水事象、特に地震による火災/溢水事象の考慮を PRA に組み入れていくことは安全性向上評価の重要課題であり、そこでは電気計装系の扱いが重要となります。電気/計装系の故障は、条件によっては、空間的に離れて設置した機器を含めて多数設備の同時機能喪失の要因となり得ることや、影響の伝播が早い場合があることなどから重要です。しかし、そうは言いながらも、現象のシミュレーションには電磁的現象や火災など通常の安全解析と異なる解析技術を要するために専門の人材が必要であり、我が国独自の検討は多くありません。このため、規制庁が自ら独自の検討を十分に行えるよう技術力強化が必要なのではないかと懸念します。以上を踏まえて、上述のような技術的課題の独自検討はどの程度行われているか、規制庁内の人的資源の確保状況は十分か、さらに必要に応じて適切な人材育成が進められているのか、ということをご説明頂きたい。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -6	丸山委員／ 炉安審	20 炉安審・ 26 燃安審	同資料 2 ページの「3.米国 OPC 対応状況」に、「リスク評価を行い、手動隔離を採用検討しているプラントが増加している」との記載がありますが、①どのようなリスク情報を活用しているのか、②我が国においても、リスク情報を活用した対応策の検討はあり得るのか、についてご教示いただけないでしょうか。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -7	吉田委員／ 炉安審・ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 5. 内閣府「日 本海溝・千 島海溝沿い の巨大地震 モデルの検 討について (概要報 告)」に関す る技術情報 検討会の検 討結果につ いて	私の住む宮城県では女川発電所の再稼働にあたり女川町議会等で審議が始まっています。地元の同意が得られるかどうか、再稼働の賛否をめぐっての審議に衆目が集まっています。今回の内閣府からの情報に対し、審査ガイドを改訂する必要はない、という結論にいたっていますが、そうであっても、国民特に関係する自治体を通して県民・住民に対して、原子力規制委員会から丁寧な説明が必要ではないでしょうか。実際、基準地震動の設定が地震のたびに上がっていることは県民に不信感を与えています。国に対しての信頼醸成には丁寧な説明を行う姿勢と配慮が重要であると思います。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照

NO.	委員名／ 所属審査会	議題	審査委員からのコメント	対応状況
20 炉 26 燃 -8	高田委員／ 炉安審・ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 5. 内閣府「日 本海溝・千 島海溝沿い の巨大地震 モデルの検 討について (概要報 告)」に關 する技術情 報検討会 の検討結 果につい て	資料5「内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について(概要報告)」に関する技術情報検討会の検討結果」の資料に対してコメント： 審査会でも申し上げたが、本資料の検討の位置づけが今一つすっきりしない。内閣府が提案している公表結果は、評価法、モデル、評価するパラメータ等において考えられる最大を想定した結果に基づくもので、地域防災対策検討用に利用されるものである。そのような目的のための検討結果を、原子力施設の耐震設計あるいは耐津波設計に用いる基準地震動あるいは基準津波から得られる結果と比較することの意義を明らかにしてもらいたい。防災対応と設計用の外的作用の数値的な直接的比較というよりも、むしろ、採用されている評価法、モデル、採用したパラメータの数値等を吟味した上で、基準地震動や基準津波算定のための参考にするといった位置づけの方がよいと思われる。 また、防災対策用の内閣府の検討結果を原子力防災分野でどのように活用するのかといった基本的な検討を始めることが必要と思われる。 ご意見等をいただければ幸いです。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -9	黒崎委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 6. IAEA による IRRS フォロ ーアップミ ッションの報 告につい て	内閣府による評価結果(津波の高さ)がこれまでの評価結果よりも小さいから、審査に取り込むこと(審査への反映?)はしなくてよい、だからこれはこれでおわり、というように読み取れました。確かに数字だけ見ればそうですが、数字の裏にあることまでよくみておく必要があるとおもっています。例えば、なぜこのような差が出ているのか、つまり評価方法と評価結果の間の関係がどうなっているのか、等をきちんと把握することで、事業者によるこれまでの評価が妥当とってよいかどうかの判断につながる、というような展開もあるようにおもいます。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照
20 炉 26 燃 -10	黒崎委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 6. IAEA による IRRS フォロ ーアップミ ッションの報 告につい て	輸送について、すべての種類の輸送物へ検査を拡大すること、とのことですが、これは、これまでの規制が不十分であったといわれているようにもみてとれます。そうであれば、どの部分が不十分だと言われていて、それに対してどのように対応しようとしているのか、教えていただくと幸いです。また、諸外国の状況についても教えていただきたいです。	次回以降の会合で 回答予定
20 炉 26 燃 -11	山本委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 6. IAEA による IRRS フォロ ーアップミ ッションの報 告につい て	「このまま課題解決の取り組みが進捗すれば完了するであろう」との評価が複数ある。今後、これらの課題について適宜取り組み状況を報告頂きたい。	次回以降の IRRS の 議事で回答予定
20 炉 26 燃 -12	山本委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 6. IAEA による IRRS フォロ ーアップミ ッションの報 告につい て	p.101 で「許認可取得者から派遣又は研修が提供される場合、或いは直接採用が発生する場合における、独立性の維持及び起り得る利益相反という課題を規制機関が克服する方法」について、IRRS チームメンバーから有益な示唆を頂いており、今後の規制活動改善の参考にすべきである。	コメントを踏ま え、引き続き対応 を致します。
20 炉 26 燃 -15	黒崎委員／ 燃安審	20 炉安審・ 26 燃安審 8. その他	今回はウェブ会議形式での開催でした。たしかに、それほど大きな問題は起きなかったようにおもいますが、参加している側からすると、発言するのにハードルが高くなった印象を持ちました。ただでさえ、Youtube 等で配信されているということで、発言するハードルが高いところ、さらにそのレベルが一段上がったような印象です。そこで一案ですが、ウェブ形式にする場合、我々の移動の時間がかからないという利点をいかして、その分の時間を使って会議の時間を長くする、あるいは、会議の前後に配信しない形での委員間の懇談の場を設ける、のようなことをするというのはいかがでしょうか。事務局としては大変だと思いますが、ご検討いただくとさいわいです。	基本部会 (R3. 9. 16) 資料 4 - 1 参照