

審査委員から頂いたコメント（管理票）

令和3年5月21日
原子力規制庁

（1）第44回技術情報検討会に関して寄せられたコメントについて

（2）第45回技術情報検討会に関して寄せられたコメントについて

・・・（1）及び（2）は、今回の審査会（第7回原子炉安全基本部会・第1回核燃料安全基本部会）の議題2に関係して、事前に重点的に取り上げたいと考えるテーマや、事前に他の審査委員と共有したいコメントをまとめたもの。

（3）「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）」を踏まえ審査委員から頂いたコメント

（4）「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）」を踏まえ審査委員から頂いたコメント

(1) 第 4 4 回技術情報検討会に関して寄せられたコメントについて

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 -1	村松委員 / 炉安審	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 2 . スクリーニン グと要対応技 術情報の状況 について	<p>議論したいテーマ：継続的安全性向上の在り方について</p> <p><u>提案理由</u> 前回会合では、両審議会の審議事項の一つとして、「(前略)安全性の向上のための評価について事業者から聴取し、その活用方法に関し、助言を行うこと」が示されています。一方、継続的安全性向上については、その検討チームにより、主として法制度や社会学的な観点から活発な議論が進められています。 そこで、炉安審・燃安審では、検討チームでの議論も参考とさせて頂きつつ、原子力安全の専門家を多数擁する特性を活かして技術的観点を中心に、継続的安全性向上に関する基本的な事項について、日頃考えるところを委員相互に紹介し合うことにより、相互に理解を深めることができれば、審査会としてのより良い助言につながる可能性があるのではないかと考えます。</p> <p><u>補足</u> なお、私自身は、次のように考えています。 安全性向上は、事業者が主体的に行うべき活動ですが、原子力発電所が持つ潜在的な事故のリスクを踏まえれば、その活動には、合理的に達成可能な最善の努力が注がれるべきものであり、国はそれが確実に実現されるよう促し、監督する責任を持つと考えます。 ここで言う合理的に達成可能な最善の努力とは、IAEA の安全基本原則 (SF-1) における原則 5(防護の最適化)と原則 6(個人のリスクの制限)の要求事項(別紙に抜粋を示します)をできる限り誠実に達成しようとする努力であると考えます。 上のよう考えれば、合理的に達成可能な安全の水準は、その時点の経済的・社会的条件に依存すると同時に、その時点で利用可能な技術の水準に大きく依存することを意識する必要があります。例えば、1F 事故では、事故前の段階で、外的事象のリスク評価の技術とそこから得られる情報を不確かさまで含めて意思決定に反映させる技術及び技術活用の制度的基盤がもう少し成熟していれば、違った結果になった可能性があると考えます。従って将来の安全水準は現在と同じであってはならず、利用可能な技術を高めるための投資も合理的に達成可能な水準を高めるべく最適化の枠組に組み入れられるべきであると考えます。 我が国では、安全性向上評価の参考とするためにリスク評価の範囲を段階的に広げていくことが事業者に求められていますが、そのために現在なされている努力はその重要性に比べれば十分か疑問です。特に、現実の安全規制や安全性向上に活用するための方法論の検討は、手法の成熟を待つ姿勢ではなく、実際の活用を試行する形で積極的に進めなければ進まないという認識をもって、研究開発の強化を検討すべきであ</p>	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)に て対応

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>り、原子力規制委員会も、規制での活用の立場から積極的な研究開発を進めるべきであると考えます。</p> <p>具体的なとり組むべき研究開発の課題については、専門分野の違いにより様々な意見がありえますので、安全性向上を効果的に支援するとの観点で十分な議論を行って総合的に判断すべきものと考えます。</p> <p>個人的には、次のような課題は検討に値するのではないかと考えています。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 事業者が安全確保のための活動を最適化することを促すための規制制度の検討 例えば、事業者が自ら階層的な確率論的性能目標/管理目標をさだめ活用することを促すこと、NRCの RG1.174 等を参考に運転管理の最適化の中で局所的なリスク増加を許容するルールやそれに必要な不確実さの取り扱い方法のガイドを整備すること、などについて検討する。 (2) 安全性向上のための PRA 等リスク評価手法の効果的な使い方の検討 (3) PRA を活用した運転経験情報分析の実施とそれに基づく改善方策の検討 (4) 高経年化(設備・組織の劣化及び設備・技術の陳腐化を含む)のリスク影響の理解と安全性向上に役立つ知見の導出 (5) その他、規制活動を通じた効果的な安全性向上を目的とする研究 (上記の(1)から(4)以外の有効な課題を広く検討する) <p><u>補足の追加 検査の改善及び継続的安全性向上に資する研究について</u></p> <p>前ページに継続的安全性向上に資する研究課題の例としてあげた「(3) PRA を活用した運転経験情報分析の実施とそれに基づく改善方策の検討」の意義について、最近の技術情報検討会及び原子力規制委員会本会合で話題となった非常用発電機の長時間運転試験を例として、補足します。</p> <p>PRA を活用した運転経験情報分析は、TMI-2 事故を教訓として開始された前兆事象研究(Precursor Study)の手法の一つであり、発生した事象やそれに類似した事象が仮に発生したと仮定して、それを前提とした場合の条件付き炉心損傷確率(CCDP)や格納容器機能喪失確率(CCFP)を評価することにより、当該事象の重要性をリスクの観点から分析する手法であり、米国及び欧州各国の規制機関では日常的に実施されています。我が国でも、新検査制度における指摘事項の重要度評価(SDP)にこの考え方が取り入れられていますが、外的事象の PRA については、十分活用されていないのが現状と理解しています。</p> <p>5月12日開催の原子力規制委員会においては、国内電気事業者において長時間運転試験を実施する試みが開始されており、その一環として先週実施された浜岡原子力発電所での試験においてトラブルが発生し試験が中止されたことが話題となり、継続して見守っていくとされています。この事象のリスク上の重要度は、非常用電源の多重性/多様性が大幅に強化された新規基準施行の前と後では全く異なると</p>	

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>予想されますが、そうした違いを定量的に分析することにも、PRA を用いた分析が極めて有効と考えられます。ただし、その評価では、外部電源の利用できない可能性が高まる地震時を想定した評価も含めることが望まれます。</p> <p>さらに原子力規制委員会がこうした分析を行う能力を持ち、設備故障や人的過誤のリスクへの影響を系統的に分析することにより、現在の検査項目に追加した方が良い項目を発見することや既存の項目の安全確保への貢献度の大きさを分析して合理化が可能な項目を知ることとも可能となります。</p> <p>この機会に、PRA を活用した運転経験分析の強化について、さらに検討していただきたいと考えます。</p>	
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 . スクリーニン グと要対応技 術情報の状況 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ーエレクトロニクス技術、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>提示された資料に対する基本的な質問 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、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、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>提示された資料に対する基本的な質問 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、</p>	審査委員に個別対応を実施予定

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>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， 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？</p> <p>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>．原子力施設の EMC に対するコメント</p> <p>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「EPR1 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。</p> <p>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なくとも 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>IEC, JEC, JIS に関する補足</p> <p>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。</p> <ol style="list-style-type: none"> (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 	

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>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。</p> <p>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 - 4 4 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。</p> <p>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。</p> <p>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>	

別紙

参考 IAEA 安全基準 No.SF-1「基本安全原則」抜粋(原子力安全基盤機構訳 2008 年 12 月)

原則 5 :防護の最適化 合理的に達成できる最高レベルの安全を実現するよう防護を最適化しなければならない。

3.21 放射線リスクを生じる施設と活動に適用される安全手段は、施設の利用または活動 を過度に制限することなく、その存続期間全体を通して合理的に達成できる最高レベルの安全を提供するとき、最適化されていると考えられる。

3.22 放射線リスクが合理的に達成できる限り低いかどうかを判断するために、通常運転 もしくは異常又は事故状態から生じる全てのリスクを演繹的に(等級別扱い(graded approach) を用いて)評価するとともに、施設と活動の存続期間全体を通して定期的に再評価しなければならない。(施設と活動の存続期間の異なる段階に対して、異なるグループが受けるリスクに対して、または放射性廃棄物管理の異なる段階に対して)関連する行為間またはそれらに付随するリスク間に相互依存性がある場合、これらの相互依存性も検討しなければならない。また、知識の不確実性も考慮しなければならない。

3.23 防護を最適化するには、次の事項を含むさまざまな因子間の相対的重要性に関する判断が要求される。

- 放射線に被ばくする可能性がある人(作業者と公衆)の数
- それらの者が被ばくする可能性
- 各人が受ける線量の大きさと分布
- 予見できる事象から生じる放射線リスク
- 経済的、社会的及び環境上の因子

防護の最適化は、放射線リスクを避けるために、日々の活動で実施できる範囲で、良好な慣行を実行し常識を働かせることも意味する。

3.24 許認可取得者が安全のために投入する資源及び規制の範囲と厳格さ並びにその適用は、放射線リスクの程度及びそれらの実用的な管理のしやすさに見合ったものでなければならない。放射線リスクの程度によって許認可対象とならない場合は、規制上の管理は必要とされない。

原則 6 :個人のリスクの制限 放射線リスクを制御するための対策は、いかなる個人も害の許容できないリスクを負わないことを保証しなければならない。

3.25 正当化と防護の最適化は、それにより、害の許容できないリスクをいかなる個人も負わないことを保証するものではない。そのため、線量と放射線リスクは所定の制限の範囲内に管理しなければならない。

3.26 逆に言えば、線量制限とリスク制限は受け入れられる法律上の上限を表すものであり、置かれた状況下で達成可能な最良の防護を保証するにはそれ自身では不十分であり、それ故に、防護の最適化によって補わなければならない。このように、防護の最適化と個人に対する線量とリスクの制限は、望ましい安全レベルを達成するために共に必要なものである。

(2) 第45回技術情報検討会に関して寄せられたコメントについて

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- 3	榎田委員 / 燃安審	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 2 . スクリーニングと要対応技術情報の状況について	非常用ディーゼル発電機システムの24時間連続運転に係る検討と事業者へのヒアリングがなされ、検討結果は妥当と判断いたしますが、新規規制基準対応の中で、非常用ディーゼル発電機システムの7日間以上の連続運転が多様な場面で想定されている一方で、24時間ではなく、実際に7日以上運転経験が新規規制基準対応以降には、ほとんどない状況に鑑み、運転信頼性および対火災安全実証性(システムや周辺環境の局所的な最大温度上昇値の把握)を確認するために、原子力規制庁が企画して希望する代表事業者が信頼性・安全性実証試験を行うことは国の制度としてできるものなのかどうかの可否について知りたいと希望します。関連して、原子力規制庁が関わる信頼性や安全性の確保を目的とした実証試験制度があれば、その制度の概要や最近の燃料安全分野での実例の説明をお願いしたい。	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)にて対応
7 炉基 1 燃基- 4	山本委員 / 燃安審	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 2 . スクリーニングと要対応技術情報の状況について	<p>(1)(炉安審・燃安審の所掌と外れるかもしれませんが)今回、技術情報検討会の進め方について、今回見直しが行われています。最初のまとめのところでは、「技術情報検討会への入力情報がなくなった」というニュアンスで記載されていますが、単に「量的な拡大」で問題ないでしょうか？</p> <p>前から申し上げていますが、ここでの議論が、新知見を規制基準や内規に取り込むかどうか、に議論が終始していることに違和感を覚えています。新知見に対し、規制側はどのように考えている、このような分析をしている、ということ発信していく場にもする必要があるのでと感じております。(「規制に反映させる」という文言をすこし狭く捉えすぎているように外部からは見えます)。</p> <p>(2)福島第一の事故分析については、9月に時間を取って報告していただき、炉安審・燃安審の委員の方からコメントをいただいております。現時点での当方の気づき事項は、以下の通りです。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ p.103 : 1F2号機でラブチャーディスク動作圧に達しなかったこと自体を議論する必要はないか？ ・ p.103 : 各種隔離弁の fail close/open/as is の考え方は、整理した方が良いと考えているが、SGTS配管のみに限定せず、広めに議論してはどうか。 ・ p.105 : 水素が滞留した建屋はそもそも空間線量が上がり、建屋内部での活動が難しくなる。(4号機で実績あり)。安全確保と言うより、建屋内でのSA対策が実施できるかどうかのポイントではないか。 ・ p.122 : 真空破壊弁が開いた状態では、むしろDWとWWの圧力差はなくなるのでは？真空破壊弁が開きにくくなったという議論か？また、シートガスケットが外れたとして、大勢に影響が出るほどのリークパスになるのか？ 	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)にて対応

<p>7 炉基 1 燃基- 5</p>	<p>関村委員 / 炉安審</p>	<p>7 炉基本部会・ 1 燃基本部会</p> <p>2 . スクリーニングと要対応技術情報の状況について</p>	<p>1 . 背景となる事項の認識 (1) 炉安審・燃安審の調査審議事項 本件に関連して、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は、 <u>「国内外で発生した事故・トラブル及び海外における規制の動向に係る情報の収集・分析を踏まえた対応の要否について調査審議を行い、助言を行うこと。」</u> となっている。 今回は、基本部会として開催されるが、前回令和 2 年 12 月 15 日の炉安審・燃安審の資料 6-1 においても、以下のように詳細に調査審議事項と、助言すべき内容がまとめられている。 原子力規制委員会から原子炉安全専門審査会へ指示のあった事項のうち、火山部会、地震・津波部会への付託事項以外の以下について、調査審議（事業者からの聴取を含む）し、<u>原子力規制委員会に対し助言を行うこととする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● <u>国内外で発生した事故・トラブル及び海外における規制の動向に係る情報の収集・分析を踏まえた対応の要否について調査審議を行い、助言を行うこと。</u> ● 令和 2（2020）年 1 月に実施された I R R S（ I A E A の総合規制評価サービス）のフォローアップミッションの結論（輸送に係る結論を含む）を受けた、原子力規制委員会の対応状況について評価や助言を行うこと。 ● 令和 2（2020）年 4 月に施行された新たな原子力規制検査制度に係る規制機関及び事業者における実施状況について調査審議を行い、助言を行うこと。 ● 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 4 3 条の 3 の 2 9 の規定に基づく発電用原子炉設置者が行う発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価について事業者から聴取し、その活用方法に関し、助言を行うこと。 <p>(2) 令和 2 年 12 月 15 日の炉安審・燃安審における検討 また前回令和 2 年 12 月 15 日の炉安審・燃安審において、規制庁から提示された資料 9-1 に基づいて、「事故・トラブル等の情報のスクリーニング結果に係る調査審議方法の工夫について」の検討を行い、以下の点を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 従来から、原子炉安全専門審査会（炉安審）・核燃料安全専門審査会（燃安審）において、<u>国内外で発生した事故・トラブル及び海外における規制の動向に係る情報の収集・分析結果について審議いただってきたところであるが、審査会の場において、調査結果の説明及び審議のための時間が十分に確保できていなかったと認識。</u> ● 上記収集・分析については、原子力規制庁が技術情報検討会を設置し行っているが、情報量が多いことから、炉安審・燃安審の場において必ずしも適切に説明できていなかったと考える。そのため、<u>事前の審査委員への情報共有のやり方を含め、調査審議方法を工夫することとした。</u> ● 具体的には、約 2 ヶ月に 1 回程度の頻度で開催している技術情報検討会について、同検討会開催後速やかに原子力規制庁で議論の結果を取りまとめ、検討会の資料とともに審査委員へ共有する。 	<p>7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)に て対応</p>
-----------------------------	-----------------------	---	---	---

		<ul style="list-style-type: none"> ● 各審査委員から、上記議論結果等に基づき、次回炉安審・燃安審において重点的に取り上げたいと考えるテーマや事前に他の審査委員と共有したいコメントがあれば提出していただく。 ● 炉安審・燃安審において、原子力規制庁から技術情報検討会における主な議論の内容について説明するとともに、審査委員から、提出されたコメントも踏まえた意見をいただく。 <p>なお、この資料資料 9-1 では、「技術情報検討会について」と題する令和元年 9 月 4 日付の資料が参考として添付されていた。</p> <p>(3) 技術情報検討会の進め方等の改訂</p> <p>一方で、この「技術情報検討会について」の資料は、第 45 回の技術情報検討会において「技術情報検討会の進め方等について」として令和 3 年 4 月 14 日付で改訂された。</p> <p>この資料では、以下のようになっている。</p> <p><u>検討会は、国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に加え、最新の科学的・技術的知見を、規制に反映させる必要性の有無について、整理し認識を共有することを目的とする。</u></p> <p>国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に対するスクリーニング状況の報告及びスクリーニングの結果抽出された案件について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p>海外における規制の動向に係る情報（各国の規制機関等、国際機関）から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p>その他、規制経験、安全研究、学術的な調査・研究及び必要に応じ放射線防護から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p>また、抽出された案件の進捗状況を確認する。</p> <p>さらに、炉安審・燃安審及び原子力規制委員会への報告については、</p> <p>< 炉安審・燃安審 ></p> <p><u>検討会に報告した内容は、炉安審・燃安審に報告し、助言を得る。</u></p> <p>< 原子力規制委員会 ></p> <p><u>検討会に報告した内容は、技術基盤課が開催から 1 か月以内を目処に原子力規制委員会に報告する。</u></p> <p>緊急を要する事案については、作業担当課が原子力規制委員会に直接報告する。</p> <p>と変更された。</p> <p>炉安審・燃安審への報告対象は、事故・トラブル情報、海外規制動向情報から、議題全てに変更された。</p> <p>また、これまで炉安審・燃安審へは四半期ごとの報告とされていたものが、検討会に報告した内容は炉安審・燃安審に報告し、助言を得ることと変更された。原子力規制委員会へは炉安審・燃安審の助言を経て技術基盤課が報告することとなっていたものが、炉安審・燃安審を経ずに規制委員会への報告が行われることとなった。</p>	
--	--	--	--

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>2. 技術的な中身に入る前にご検討をお願いしたい事項</p> <p>以上に示したように、「技術情報検討会の進め方」に、このような大きな変更がなされたにもかかわらず、前回令和2年12月15日の炉安審・燃安審の資料9-1に基づいた議論の進め方と運用で問題がないかどうか、会長として確認をしたいと考えています。</p> <p>炉安審・燃安審における関連議題は、これまで、「スクリーニングと要対応技術情報の状況について」とされてきています。</p> <p>これは今回の基本部会の議題提示でも同様ですが、並行して規制委員会への報告を行う議題としてこれまでと同じで適切かどうか、さらに規制委員会への助言を行う炉安審・燃安審としてもどのような議題設定をすることが適切かどうかについても検討する余地があると考えられます。</p> <p>技術情報検討会の議題全てが炉安審・燃安審への報告事項になる際に、重点的に取り上げるべきテーマをどのような視点で提示するかは、多様な専門性を持つ委員個人の観点から自由な発想が尊重されるべき事項でもあります。しかしこれと同時に、スクリーニングの目的と要対応とすることの意義や迅速性に関する意見、知識化がなされていない事象に対する一般化や規範化のためのシナリオの提示等は、炉安審・燃安審での議論に基づいて規制委員会に助言すべき重要な事項とも考えられます。</p> <p>また、新たな検査制度が本格的な運用が開始されている現時点において、事業者がCAP等を充実させていく過程や、産業界が設計や改造・改良に関わる重層的な情報を適切に安全性向上に活用するためのCMの充実ともに対応されるべきなど、炉安審・燃安審として多様なステークホルダを活用する視点も活用しうるなどの期待があります。</p> <p>これらに基づいて、前回令和2年12月15日の炉安審・燃安審の資料9-1をアップデートしていただくことをお願いすることが可能かも、お伺いしておきたいと思います。</p> <p>ご依頼にあったように、技術情報検討会の概要資料や公開会議の様子から、重点的に取り上げたいと考えるテーマや、事前に他の審査委員と共有したいコメントを議論する段階になると、上記の観点は議論にならない可能性があると考えられますので、よろしく願いいたします。</p>	

(3)「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)」を踏まえ審査委員から頂いたコメント

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	<p>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。</p> <p>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。</p>	次回以降対応 予定
21 炉 27 燃 -2	黒崎委員/ 燃安審	21 炉安審・ 27 燃安審 8. 原子力規制 検査の実施 状況につい て	<p>本日の質疑応答の中で検査官のなりて確保に困っている(なりてがいない)のような話がありました。そうであれば、何らかの対策が必要になると思うのですが、何か具体的なこと、されていますでしょうか?例えば、短期的には大学生に対して長期的には世間一般に対して、検査官の仕事の魅力をわかりやすく伝える、とか、検査官の待遇をよくするなど。また、いろんな仕事の中での検査官という仕事の位置づけについて、米国ふくめ諸外国の状況を教えてくださいとありがたいです。</p>	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21) に て対応

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のでしょうか？</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>	次回以降対応 予定
21 炉 27 燃 -4	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 26 ページ IRS8859 (定検後の再起動 過程で行う試験時に、複数の安全関連ポンプが正常動作しなかった事例)</p> <p>本事例の処理結果では、「事業者の調達管理、保全計画、変更影響 評価を含む統合マネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。」とされていますが、統合マネジメントの監視も規制機関の役割であることを考えれば、そのカテゴリーに入る案件については、スクリーニングアウトとするのではなく、「今後の規制活動の在り方の検討の材料として、事例を集積し、継続的に整理・分析する活動の対象とする」といったような処理が相応しいのではないかと考えます。</p> <p>なお、このコメントは統合マネジメントに係わる事案の処理一般に関するものです。もし、この特定の事例が我が国のプラクティスからかけ離れており、事例蓄積に加える価値がないと判断されているのであれば、この事例を入れる必要はないと思います。</p>	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)に て対応

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 -5	村松委員 / 炉安審		<p>資料 9-3 30 ページ FINAS289(再処理施設のグローブボックス内での作業中に、鋭利物が保護手袋を突き破って、作業員の手を通して年間最大被ばく限度を超える内部被ばくを被った事例)</p> <p>本事例の処理結果では、「教訓:放射性物質を扱うグローブボックス内で非通常作業を行う際は、事前にリスク評価することが重要である。」として教訓を抽出していますが、一方で「事業者による作業管理、計画に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。」とされています。</p> <p>この情報は、単純にスクリーニングアウトとするのではなく、前出のコメント2と同じ考え方で、事例を蓄積し、後日整理・分析して役立てるべきではないかと考えます。具体的には、事前のリスク評価により被ばくを避けられた可能性のある事例として蓄積すれば、事前リスク評価のガイドや作業教育などに活用できるのではないかと考えます。</p> <p>なお、事前のリスク評価は、放射線防護の活動とみるか、従事者の安全防護の活動とみるかという問題はあるかも知れませんが、それらは事業者にとっては一つの統合された活動であるべきであり、その意味では、事前リスク評価活動をマネジメントシステムの一部として奨励・監視するのは、原子力規制委員会の役割ではないでしょうか？ 事業者がそのような事例蓄積と活用を行っているのであれば良いのですが。</p>	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)に て対応
21 炉 27 燃 -6	黒崎委員 / 燃安審	21 炉安審・ 27 燃安審 11. その他	<p>前回時間がなかったので審査会のあとにメールで意見質問受け付ける、ということで、いくつかコメントをさせていただきました。今回の審査会では、こんなコメントがあったという報告(参考資料2)はありましたが、コメントに対する規制庁の回答は特になかったように思います。せめて、現在検討中くらいでもよいので、我々のコメントがどう扱われているかわかるようにしてもらえると幸いです。</p>	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)に て対応

(4)「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)」を踏まえ審査委員から頂いたコメント

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	3. スクリーニング と要対応技術 情報の状況に ついて	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。	次回以降対応 予定
20炉26燃 -2	山本委員/ 燃安審		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。	次回以降対応 予定
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か。	次回以降対応 予定
20炉26燃 -4	黒崎委員/ 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。	次回以降対応 予定
20炉26燃 -5	村松委員/ 炉安審		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。	次回以降対応 予定
20炉26燃 -6	丸山委員/ 炉安審		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、どのようなリスク情報を活用しているのか、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。	次回以降対応 予定

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 -7	吉田委員 / 炉安審・ 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	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、基準値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。	次回以降対応 予定
20 炉 26 燃 -8	高田委員 / 炉安審・ 燃安審	告)」に関する 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。	次回以降対応 予定
20 炉 26 燃 -9	黒崎委員 / 燃安審		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終わり、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い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。	次回以降対応 予定
20 炉 26 燃 -10	黒崎委員 / 燃安審	6 . IAEA による IRRS フォロー アップミッショ ン	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、教えていただけると幸いです。また、諸外国の状況についても教えていただきたいです。	次回以降対応 予定
20 炉 26 燃 -11	山本委員 / 燃安審	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。	次回以降対応 予定
20 炉 26 燃 -12	山本委員 / 燃安審		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こ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。	次回以降対応 予定

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 -13	山本委員/ 燃安審	7. 検査官等の養成状況及び教育訓練の実施状況について	p.1 の資格付与状況について、母数(検査業務従事者全員の数)を教えて欲しい。	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)にて対応
20 炉 26 燃 -14	黒崎委員/ 燃安審		原子力検査資格付与状況のところについて、資格を持った人の総数や、基本、中級、上級の人数構成・年齢構成、ならびにそれらの時間経過に対する変化について、それらの理想と現実について教えていただきたいです。理想と現実が乖離しているのであれば、その乖離をどのようにして埋めていこうとしているのか、その方策についても教えていただきたいです。	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)にて対応
20 炉 26 燃 -15	黒崎委員/ 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、ご検討いただけるとさいわいです。	次回以降対応 予定
20 炉 26 燃 -16	村松委員/ 炉安審		<p>炉安審/燃安審における今後の検討課題の候補の提案 - 「運転経験情報の分析」、「新検査制度」、「安全目標の活用方法」、「安全性向上評価レビュー」の4分野の知見を組み合わせ活用した安全上の課題の抽出・検討(特にシビアアクシデントの防止と緩和を中心とする)</p> <p>新規基準においては、欧米に比べて遅れていたシビアアクシデントの規制要件化が実現され、重大事故対処手段及び特定重大事故対処手段が整備されつつありますが、今後も、これらの設備が効果を十分に発揮できるよう、原子力規制委員会が検査活動、安全向上評価のレビュー活動を通じて事業者の努力を見守り後押ししていくことが極めて重要です。この責務に応える上で原子力規制委員会にとっての最も重要な検討事項は、シビアアクシデントの防止と緩和のための備えとその改善努力は現状で十分か、効果的な安全向上を達成する上で緊急度の高い検討課題や、現状で事業者の努力がなされていても、それを加速するための国の施策が望まれる事項はないのかを検討することではないかと考えます。</p> <p>この課題は、広く分野横断的な視点で考えねばならない課題であり、着実に取り組むための具体的な方法論は存在するのかと懸念されるかも知れません。しかし、これまでに炉安審/燃安審は、「運転経験情報の分析」、「新検査制度」、「安全目標の活用方法」について検討してきており、今後これらの分野の検討を続け、そこから得られる知見や安全の目標と、炉安審/燃安審の新たな検討事項候補として挙げられている「安全性向上評価のレビュー」からの情報を組み合わせるならば、それなりに総合的な視点に基づく「安全向上のための検討課題の抽出」が可能となるのではないかと考えられます。少なくとも、上述の難しい課題に対応するためのアプローチとして現状で考えられる数少ない方法の一つとなり得るのではないかと考えます。</p>	7 炉基本部会・ 1 燃基本部会 (R.3.5.21)にて対応