

これまでに審査委員より頂いたコメント等に対する回答

令和3年9月16日

原子力規制庁

NO. 21 炉 27 燃-3	委員名／所属審査会	村松委員／炉安審
審議会	21 炉安審・27 燃安審	
議題	9. スクリーニングと要対応技術情報の状況について	
<ul style="list-style-type: none"> ・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)」 ・資料 9-3 12 ページ、「情報の概要」欄 <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にはなりますが、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>		

ガタを有する設備のガタを抑制することでその地震耐力を向上できるという知見は、既に JNES の研究報告書（参考 1）としてまとめられており、事業者にも良く知られています。今回の研究では、この既往知見が同設備の衝撃耐力の向上にも適用できることが、明らかとなりました。

参考 1 : 05 基構報-0002 原子力発電施設耐震信頼性実証機器耐力その 1 (横型ポンプ、電気品) の URL
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-pdf/seika/000006950.pdf>
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-pdf/seika/000006951.pdf>

ガタを抑制することで GPT の地震耐力を向上できるという知見の要点 :

- メタルクラッドスイッチギア実機試験において、GPT の一次損傷モードは GPT 内ヒューズの脱落、二次の損傷モードは GPT 本体の断路方向への移動であった。
- 補強対策を施した GPT 単体の加振試験を行い、ヒューズ固定金具の改良により GPT のヒューズ脱落を防止し、位置決めピンにストッパを設ける他、GPT 上下振動防止ピンの追加・ガイドレールの補強により、GPT 本体と引き出しユニットとのガタを抑えて本体の断路方向への移動を防止することにより、GPT の耐力が向上することを確認した。

頂きましたコメントのとおり、我々も適切な（合理的な）規制判断を行う上で、代表的な設備に対しては耐震試験研究を行い、地震時耐力データを取得する必要があると考えています。今年度からは、旧 NUPEC や JNES では実施されなかった、過去に大きな地震を経験した既設プラントの設備や新規規制基準に対応するために新たに既設プラントに導入された設備に着目し、耐震試験研究を実施する予定（参考 2）です。

参考 2：今年度から実施を予定している耐震試験研究

- 過去に大きな地震を経験した既設プラントの設備：
 - 鋼構造の静的設備の代表：配管系の繰返し荷重に対する耐震性を把握する。
 - 鋼コンクリート構造/取り換えの利かない設備の代表：原子炉本体基礎の繰返し荷重に対する耐震性を把握する。
- 新規規制基準に対応するために新たに既設プラントに導入された設備：
 - 今後の規制ニーズを勘案し、制震装置が第一候補。
 - 審査の観点から課題を列挙し、規制庁の研究課題と事業者の研究課題を分別。制振装置を設置した施設の地震応答解析手法を検討予定。

20 炉 26 燃-1	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	3. スクリーニングと要対応技術情報の状況について	
資料 3-2 6/37 ページ：「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。		

これは、海外 PWR プラントにおける燃料交換前の一次冷却材抜き取り作業時のトラブル事例です。この加圧器ベント弁は、保守専用のもので、国内でも現場操作となっており、制御室に状態は表示されません。タグ管理等で、当該弁の開閉状態は確認します。

20 炉 26 燃-2	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	3. 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 3-2 12/37 ページ：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。</p>		

本事例は、原子燃料を移送済みの廃止措置中の原子力発電所の開閉所において、使用していない設備における保守管理不良で発生した放電による設備損傷に関するものです。我が国の原子力規制に関連する可能性のあるなしの観点で行う 1 次スクリーニングの基準に照らし合わせ、「①原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合」に該当すると判断しました（参考：第 4 5 回技術情報検討会資料 4 5-1 別添）。さらに同別添では、「原子力施設・原子力安全に関する情報」について、安全機能の喪失につながる安全上重要な機器の劣化、原子力施設の安全性に重大な影響を及ぼす不適切な運転員の操作など具体的な 1 2 の定義を挙げていますが、本事象の情報はいずれの定義にも合致しません。そのことを、「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」と記しましたが、言葉足らずであったと反省しております。なお、本事例の施設は廃止措置中で原子燃料もないので、当該開閉所や原子力設備の状態が廃止措置前とは大きく異なり、開閉所の使用していない設備における放電が、原子力設備側に影響を及ぼすことは考えにくく、他の原子力施設に水平展開すべき点もないと考えられます。ただし、電気安全としては、使用していない設備の保守管理も忘れてはならないという教訓を示すものですので、本事象のスクリーニングシートも JANSI（事業者）と共有しております。

20 炉 26 燃-3	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	3. 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 3-2 30/37 ページ：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。</p>		

第 2 1 回原子炉安全専門審査会・第 2 7 回核燃料安全専門審査会（令和 2 年 1 2 月 1 5 日）資料 9-3 の 88 ページにも示しましたが、消防車をはじめモバイル型設備の不良報告が散見されます。いずれも、新規制基準の適合性審査が完了する前のサイトで発生しています。個々の事例は、明白な事業者の保守管理上の問題であることからスクリーニングアウトしていますが、事業者全体としての取り組みについては、JANSI 等に問い合わせ、既に JANSI からは、注意文書（非公開）が事業者に出されていることを確認しました。また、規制庁の四半期ごとの検査官会議においてモバイル型設備の不良事例を紹介しています。

20 炉 26 燃-4	委員名／所属審査会	黒崎委員／燃安審
審議会 議題	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	
<p>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。</p>		

原理的には、EPRI 方式(変圧器の中性点に電流を注入して変動の違いを検知する方式)以外は、変圧器の高圧側の微弱な電流変動及び相間の電圧変動から 1 相開放故障事象を検知するもので、日米に違いはありません。機器は製造者によって異なりますが、検知能力に差異があるとの報告は受けておりません。

「誤検知」と呼んでおりますが、自動的に復旧する一時的な 1 相開放状態と、架線等を修復するまで復旧できない 1 相開放故障は、復旧するまで区別できないためであり、検知器の性能に寄らないと考えられています。例えば、落雷の影響を受けた送電線の一部は一時的に自動遮断されます。開閉所の動作や大きな負荷の変動によっても、一時的に 1 相開放状態になると言われています。米国の多くのサイトでは、このような一時的な 1 相開放状態が発生する頻度が比較的高く、検出器の性能によらない誤検知が発生していると考えられます。

日本では送電網が強いと言われているので、一時的 1 相開放状態が発生する頻度は米国よりも低いと予想されますが、誤検知により故障箇所を自動隔離したら、非常用電源の信頼性を現状より下げてしまうこととなります。そのため、事業者は手動隔離を提案しています。

20 炉 26 燃-5	委員名／所属審査会	村松委員／炉安審
-------------	-----------	----------

審議会	20 炉安審・26 燃安審
-----	---------------

議題	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
----	--

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。

近年、電気/計装系関連事象として、1 相開放、デジタル制御系の故障等安全に係わる重要な検討課題が提議されており、今後も課題の数、その重要性とも増すものと原子力規制庁も考えています。また、安全系電気計装設備の重大事故環境における健全性についても技術的知見の蓄積が必要であり、安全研究として独自に検討を行っているところです。

これら電気/計装系事象の課題は、高電圧、放電、デジタル計装、電磁波等多数の領域に関するもので、過去メーカー等で原子力発電所の建設、設計に関わり、理論知識だけでなく、現場で培ってきた技術力を有する熟練技術者がそれぞれの領域について分析、研究にあたってきました。しかし、これら熟練技術者は高齢化しており、経験を有する中途採用者を確保するのも難しい状況であるものの、電気/計装系に係る技術レベル維持のため、専門的知識を持ち、分析することができる専門家を自ら育成する取り組みを行っているところです。そのひとつとして、熟練技術者、原子力産業又は他産業で関連する業務を行った経験のある中堅技術者、並びに若手研究職をひとつの班に集め、課題分析等の実作業を通して技術の伝承を行うとともに、外部機関で実施される技術講習会等に参加するなどして電気/計装系の技術課題に対応できる研究職の育成を行っているところです。

20 炉 26 燃-6	委員名／所属審査会	丸山委員／燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	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	
<p>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。</p>		

①米国の原子力産業協会（NEI）が発行した改訂イニシアティブによると、手動隔離と組み合わせた 1 相開放故障事象対応による炉心損傷頻度の改善（ Δ CDF）が、自動隔離採用の場合の Δ CDF と比べて遜色ないことを示すことも、1 相開放故障対応手段とみなすとしています。なお、これらの Δ CDF を、リスク情報と呼んでいます。

②我が国の原子力プラントでは、その系統構成や設備から、1 相開放故障事象が発生しにくく、実際に発生した経験もないことと、1 相開放故障検知器は未開発だったため、その誤検知頻度の情報もないことから、米国と同様なリスク情報を活用した対応策の検討は困難です。しかし、国内事業者は定性評価を行い、対応手段として、1 相開放故障の自動検知器を開発し、1 相開放故障事象の影響を受ける可能性のある変圧器を特定し、その変圧器を手動隔離する運用を提案し、対策が必要なプラントごとに導入計画を示しております。一方、米国では 1 相開放故障事象発生経験も誤検知経験もあることから、 Δ CDF を用いた比較評価を行い、国内と同じ手動隔離を採用するプラントが増加しています。今後、国内においても 1 相開放故障検知器の導入が進む予定ですが、1 相開放故障事象が発生しにくい状況が悪化することは考えにくい一方で、誤検知頻度情報が得られることにより、自動隔離より手動隔離の有意性が増すことが明らかになると予想されるので、米国と同様なリスク情報を活用した対応策の検討を改めて行う必要性は高くないと考えられています。

20 炉 26 燃-7	委員名／所属審査会	吉田委員／炉安審・燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	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	
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		

20 炉 26 燃-8	委員名／所属審査会	高田委員／炉安審・燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	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	
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>ご意見等をいただければ幸いです。</p>		

20 炉 26 燃-9	委員名／所属審査会	黒崎委員／燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	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	
<p>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。</p>		

(R2年4月報告について)

当時内閣府が公開したのは、評価結果の概要報告であり、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が検討できるようなものではありませんでした。このため、設置変更許可済みの施設について、策定された基準地震動及び基準津波への影響を確認する観点から、比較を行いました。

(R2年12月報告について)

令和2年12月に内閣府が本知見に関する詳細なデータを公開したことから、これらのデータを用いて、津波断層モデルの地震モーメントと断層面積の関係や、不均一なすべり分布の特徴を把握するための分析を行い、第45回技術情報検討会(令和3年4月)に報告しました(資料45-2-1-3)。同報告においては、上記の分析結果を踏まえた今後の対応について、以下のとおりとしました。

内閣府が策定した津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルによる評価は、津波堆積物から津波を再現する手法であり、その性質上、過去の情報にのみ基づいています。審査ガイドでは「過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならない」としており、内閣府の津波断層モデルによる評価は、基準津波を想定する方法としてこれだけでは十分ではありません。このため、内閣府の津波断層モデルは審査ガイドの「行政機関による既往評価」と位置付けて、この津波断層モデルによって評価される津波水位を審査において考慮するのが適当であると考えました。

(県民・住民への説明について)

ご指摘のように、国に対する信頼醸成のため、外部とのコミュニケーションを図っていくことは重要であり、規制庁として令和3年5月に地域とのコミュニケーションの充実のため「地域連絡調整室」を設置したところです。

また、宮城県から要請をうけ、令和2年8月に「女川原子力発電所に関する住民説明会」へ出席し、新規制基準適合性審査の結果について説明を行っています。

(原子力防災分野での活用について)

一般防災対策用の自然ハザード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については、同じ内閣府の原子力防災担当で必要な検討がなされるものと認識しています。

20 炉 26 燃-15	委員名／所属審査会	黒崎委員／燃安審
審議会	20 炉安審・26 燃安審	
議題	8. その他	
<p>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。</p>		

今後も新型コロナウイルス感染症対策のため、できる限り、Web 会議形式での開催を考えております。透明性の確保の観点から、非公開での懇談を設定する予定はありません。

なお、Web 会議で審査委員から発言いただけるように、十分な審議時間を確保するとともに、事前に資料を送付するなどの工夫をするよう努めて参ります。