

第 4 6 回から第 4 8 回技術情報検討会の結果概要等

第 4 6 回から第 4 8 回技術情報検討会の結果概要等について報告する（別紙 1～4 参照）。

- 別紙 1 第 4 6 回技術情報検討会結果概要
- 別紙 2 第 4 7 回技術情報検討会結果概要
- 別紙 3 第 4 8 回技術情報検討会結果概要
- 別紙 4 第 4 6 回から第 4 8 回技術情報検討会のコメント等に対する回答

第46回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：

令和3年5月26日（水）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、山形対策監、大村審議官、金子審議官、市村部長、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚Gr 技術主幹

3. 主な内容

(1) 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（第2回）

（作業チームからの報告）

- 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の中間取りまとめ¹は合計9項目の論点としてまとめられていた。それらを作業チームで三つの分野に分類し、今回は水素に関する論点(5)及び(9)について、今までの検討結果を報告した。
- 関連する現行の基準・ガイド等は、以下の四つの分野に分けて整理した。
 - 重大事故等の拡大の防止等〔格納容器破損防止対策〕（有効性評価）（SA）
 - 水素爆発による原子炉格納容器破損防止対策（SA）
 - 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止対策（SA）
 - 火災による損傷の防止（SA）
- 新規基準適合性審査においては、BWR、PWRそれぞれについて、以下の点を確認している。
 - 格納容器内の水素燃焼への対策
 - 格納容器からの漏えい防止対策
 - 漏えいした水素への対策（二次格納施設の水素対策）
- 検討は、以下の点について行った。
 - 検討の前提となる安全上の機能の整理（二次格納容器に期待する機能）
 - 基準・ガイド類との関係
 - 審査の前提となる技術的知見
 - 審査との関係
- 現時点までの検討のまとめは、以下のとおり。

¹ 令和2年度第63回原子力規制委員会資料4別紙2

- 格納容器からの漏えいに関して、格納容器内で混合されている気体のうち水素ガスのみが他の気体（水蒸気等）と異なり早期に漏えいするのであれば、水素が早期に漏えいすることを前提にした対策の検討が必要と考えられる。
- 二次格納容器のオペレーションフロアより下の階での水素爆発又は水素以外の可燃性ガスによるものを含めた大きな燃焼の有無について、東京電力福島第一原子力発電所事故のさらなる調査・分析が必要と考えられる。
- SA における水素及び水素以外の可燃性ガスの発生の可能性、分布、拡散、滞留時間等について、東京電力福島第一原子力発電所事故のさらなる調査・分析及び国内外の知見の確認が必要と考えられる。
- 原子炉建屋に水素が滞留した場合の、その後の事故緩和策の実施のさらなる検討が必要と考えられる。

（議論）

- 前回（4月14日）の技術情報検討会の結果を5月12日の原子力規制委員会に報告した際、更田委員長より、技術情報検討会の役割はクリアリングハウスとしてスクリーニングを行うことであり、この事故分析から得られた教訓に関して規制要求を変える必要があるかどうかという議論をすることであって、規制要求をどのように変えるかの検討は技術情報検討会の役割を超える、という発言があった。そういう目で今日説明のあった資料をみると、どういう方向の対策を求めるべきかにまで、若干踏み込んで記載されており、その議論をこの場でやるのは役割を超えていると感じる。この場での議論は、今回の中間取りまとめを受けて、もう既に規制要求となっているものはどれで、改善する必要があると思われるものはどれか、残っているとしても、何らかの活動が既に行われているものはどれか、全然手がついておらずきちんと考えるべきものはどれか、そのような整理をするというのが、役割なのではないかと思う。今日の資料は、そういう意味での整理はまだ途上のものと理解してよいか、との質問があった。説明者より、その通りである旨回答した。
- 資料 46-1 の「5. 現時点までの検討のまとめ」の1つ目に、水素ガスのみが他の気体、水蒸気等と異なり、早期に漏えいするのであれば、とあるが、このようなことは考えにくいと思う。漏えいはフランジ部に物理的な隙間ができたことによると思うので、水素分子も水の分子も、大きさは違うとはいえ隙間を通るのにそれ程の差はないのではないかと。2つ目に、水素以外の可燃性ガスを含めた燃焼とあるが、水素の専門家によれば、水素と有機ガスを混合して大気圧で燃焼し、色を確認する実験は比較的簡単とのことである。水素の選択的透過はあったのか、爆発の際の色は何に由来するものだったのか

という点は早急に実験して、確認すべきではないかとの意見があった。説明者より、東京電力福島第一原子力発電所で使われていた格納容器のトップヘッドのシール材はシリコンゴムであったが、事故後の許認可の申請では、改良 EPDM²材に変わっている。EPDM 材の供給メーカーにおいて、水素に対する透過率が実験により測定されており、その数値を用いて簡単に試算すると、かなり保守的な条件を用いても透過質量は1キログラムを超えないような範囲となった。このため、EPDM 材による水素の漏えいの防止効果はあると考えている旨回答した。

- 資料 46-1 の 7 ページには、水蒸気には水素の燃焼のリスクを低減する効果がある、とあるが、水素の燃焼を促進する効果があるものはないのか。例えば、小さな金属片や表面で水素の燃焼を加速する物質、水素の燃焼を加速させるガス・粒子や表面状態について十分な知見があるのか、との質問があった。

説明者より、これまで知られているところでは、直接に水素の燃焼を加速させるような効果がある物質について多くの知見はないこと、欧州では、一酸化炭素による燃焼の加速の研究がされていること、燃焼の加速という点では、流れに生じる乱れ、構造によったせん断力による乱れによる燃焼面の拡大、反応面積の拡大による燃焼の劇的な加速メカニズムが知られていること、について回答した。

- 水素爆発は、東京電力福島第一原子力発電所事故を象徴するような映像として我々の目に焼き付いているが、事故全体の中で爆発はどの程度の影響があったのか考えると、それほど大きな人的被害が出たということではないと認識している。建屋そのものは上部が大きく破壊されたが、放射性物質の拡散が周囲に大きく広がったかという点、必ずしもそうではないような気がする。爆発の福島第一原子力発電所事故全体における影響の程度については、どのような評価になっているのか、との質問があった。

出席者より、シビアアクシデント時に水素爆発の持つ意味については、(水素爆発によって、当該プラントがダメージを受けて作業が極めて困難になった。さらに、) 水素爆発が本当に起こり得る状態になっているのであれば、内部に人を入れたり電気をつないだりは、ほとんどできないであろうということに加え、水素爆発は隣の号機の対策に影響を与える最大の要素かもしれないという点がある。実際、1号機の爆発により、電源車を失い、ケーブルも失い、電源盤も失った。つまり、爆発がなければ、2号機はそれらで助かったかもしれない。さらに、爆発と周辺へのセシウムなどの放出との関係については、今年の調査テーマになっているが、これまでに公表されたデータでは、水素爆発よりも後に放出されたセシウム量が多いという結果が出ており、水素爆発時点での原子炉建屋外の放射線被ばくよりも水素爆発そのもの

² エチレンプロピレンジエンゴム

がシビアアクシデント対策を妨げた側面の方が強いのではないか。なお、実際に、爆発によって数名の作業員の方がけがをしたとの説明があった。

- オペレーションフロア（5階）の下の階に水素が滞留し、それが爆発の原因になったことについてはほぼ確定と考えてよいか、との質問があった。
出席者より、最初に爆発が起こったのがどこかということをも100%決定することはできないが、3号機は4階の壁がほぼ全部抜けており、柱も折損していることから、4階でも爆発現象が起こったと考えるのが妥当と思う。さらに、3階の天井の大きな梁も折損しているが、梁を折るだけの力が5階の爆発から来たというのは考え難いとの発言があった。
- 下層階の水素の発生源や濃度は基盤グループの研究等である程度明らかになっているのか質問があった。
説明者より、解析的な研究結果の一例として、例えば4号機は排気ダクトが各階に張り巡らされており、そこから逆流して水素が供給されるのであれば、下層階であっても水素が分布する可能性はあると思う、解析的に検討した事例でいえば、概ね水素濃度10%を超える辺りで建屋の外壁を壊すような燃焼あるいは爆発に至ることが分かっている旨回答した。
また、出席者より、3号機のトップヘッドフランジから漏れた水素が5階から4階に回り込むというモデルが今まで考えられていたが、2号機の原子炉ウェル（トップヘッドフランジのあるシールドプラグの下の空間）から4階に向かうウェル換気口の換気用ダクトを調べたところ、これを遮断する弁が閉まっていなかったという暫定的な報告を東京電力から受けた。そうであれば、4階につながるパスがあったのかもしれない。ただし、トップヘッドフランジを出てからオペレーションフロアに行くパス以外にペネトレーションのシール部が破損して生じたパスがあったとしても、現時点では近接性の限界があり調べられないとの説明があった。
- ペネトレーションのシール部が健全であっても水素が漏れいした可能性はないのか、配管流が健全に作用していたら爆発は起きなかったと考えてよいか、質問があった。
出席者より、シール材が健全なら漏れいしない又は漏れいしたとしても量は限られると考えられるが、シビアアクシデント環境下で、温度・圧力・放射線・化学物質等が想定される環境下でシール材がどこまでもつのか、また、極限状態はどこまで規制のターゲットとされているのかは原子力規制委員会の規制ポリシーに属するものだが、そういうことが課題と認識している旨発言があった。
- 実際に水素がどこから来たのかはよく分からないが、爆発が発生したことは事実なので、下層階の水素の挙動をみておく必要があると思う。現行の規制が十分かについて、この場で議論することが必要だと思うとの発言があった。
- 現状の審査のファクトがあり、規制要求に関するファクトがあるので、これ

らを中間取りまとめの知見と照らし合わせて、我々のやっていることは足りているのかという議論は技術情報検討会で行う必要があると思うが、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った。

- トップヘッドフランジに使用している EPDM 材の漏えい実験の説明があったが、EPDM 材は改良されたものか、それとも従前から使用されていたものか。後者である場合、福島第一原子力発電所事故の状態での漏えいほどのよう評価されているのか質問があった。
説明者より、透過率を計算した EPDM 材は、今の原子力発電所で供されている改良 EPDM 材ではなく、従来一般産業で使用されている EPDM 材である。また、改良 EPDM 材の透過率は、調べた限り公表されていないが、放射線の影響を考慮した圧縮永久ひずみは、従来品に比べたら低下しているというデータがある旨回答した。
- 従来の EPDM 材でも、新品同様とまではいかなくとも、想定された機能を維持していれば有意な漏れはなかったと解釈してよいか。作業チームの中で従来使用されていた材料についての議論はしていないのかとの質問があった。
説明者より、これまで発電所で仮に EPDM 材が使われていたのであればその解釈となるが、事故後の許認可において改良 EPDM 材が使用されるようになったと認識している。したがって、水素の漏えい率は低減したと思う。福島第一原子力発電所のトップヘッドフランジに使用されていたシリコーンゴムは EPDM 材とは材料が異なり、高温の水蒸気で固くなった、あるいは隙間ができたということだと思おうと説明した。
- 水素濃度制御設備については、保守的なデータで設計するということだが、事故時の状態において本当に想定していたとおりの性能が出るのか、あるいは性能が劣化するようなことはないのか、水蒸気や触媒毒のようなガスも考慮して踏み込んだ審査を行っているのか、質問があった。
説明者より、事故時の環境下での作動を審査で確認しており、例えば PAR については反応を阻害する物質が付着した場合の性能を確認していること、被毒作用のあるガスについても考慮した審査を行っているが、その他の可燃性ガスといったことは確認していない旨回答した。
- この作業の目的はスクリーニングであり、スクリーニングの主たる目的は、今の規制に足らざるところをスクリーニング・インすること。作業上、スクリーニング・アウトできるものを明確にできれば、作業量を減らせるのではないか。例えば、水素の漏えいについては、発生した水素が格納容器へ漏えいし、二次格納容器へ漏えいした。二次格納容器への漏えいについては、オペレーションフロアか、それより下か、どのようなルートで入ってきたか等、まだまだ議論が必要。一方で、例えば、水素の発生量については、現在の審査では、例えば PWR であればジルコニウム 75%が反応するとして発生量を

想定しているが、さらにこれよりも大きな発生量を想起する必要があるのかという議論ができれば、発生量そのものについてはスクリーニング・アウトできるのではないか。あるいは、二次格納容器への漏えいについて、例えばPWRの二次格納容器、アニュラスは、審査では水素が漏えいしたとしても濃度が4%以下になることが確認されており、これ以上の規制要求を求める余地は少ない、したがってスクリーニング・アウトできるのではないか、というように、作業を進める上で、スクリーニング・アウトできるものを削っていくと作業がしやすいのではないか、との提案があった。

- 規制を変えるべきものとそうでないものという議論になっているが、規制の問題については最終的には原子力規制委員会の決定事項であり、規制上のポリシーの問題もあるため、規制を変えるべきという議論に至り得るものか、そうでないものかで分けるほうが事務局としての生産性が高められるのではないか。まず規制の変更に至らないと考えられる事項をスクリーニングしてターゲットを絞り、その残りの扱いは専門的に深い議論が必要となるので、この場よりもコンパクトなメンバーで議論することも一案ではないか、との提案があった。
- 規制を変えに行くような議論になるかどうかについては、調査分析でさらに状況を把握するまで判断できないものもこの論点の中に含まれている。このため、調査分析を待たないと、スクリーニング・アウトしていいのか、またはスクリーニング・インすべきかまだ十分に評価できないというものも混じっている。明確にスクリーニング・アウトにできるもの、明確に議論すべきもの、調査分析の進展を待たなければ分からないものがあると思う。そのために、審査でどこまで確認しているか、規制はどこまで要求しているか、資料46-1は、カバレッジとしてアウトできるのかどうかという一つの判断に使えるということで、思考の過程を示していると思っている。今日の指摘を踏まえて、仕分けをしたものを次回の議論の際に提示できるよう作業をした、との発言があった。
- 技術情報検討会では要対応技術情報と判定できるものとして、スクリーニング・インするもの、スクリーニング・アウトするもの、調査継続という位置付けとするものがあるので、そのような整理をしていくことになると思う。また、委員長からも、規制の足らざるところ、あるいはその可能性があるところを見つけるようにという発言があったため、決め切れないが引き続き検討したほうがよい内容についても、スクリーニング・アウトしないということになるのではないか。作業チームはさらなる整理をすすめ、全体をまとめた一覧を作成した上で次回の技術情報検討会で議論するよう要望があった。説明者より、了解した旨回答した。

第47回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和3年7月8日（木）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、佐藤審議官、金子対策監、市村部長、小野審議官、森下審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚Gr技術主幹

3. 主な内容

(1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見

1) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）
なし。

2) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）
以下について報告及び議論を行った。

① サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関するBWR事業者からの意見聴取結果

(概要)

- 第42回技術情報検討会¹において、サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する知見について、国内外の情報収集を継続し、検討することとなった。
- 事業者意見を聴取する会合²を開催したところ、BWR事業者は、ストレーナ閉塞の検討の際にリスク評価を実施し、当時に比べてストレーナの大型化や繊維除去などの対応がなされており、リスク増分がなく評価は不要としていた。
- 今般、事業者意見を聴取する会合³を開催し、その技術的妥当性についてBWR事業者から説明を受けたことから、その結果を報告する。
- BWR事業者の説明概要は以下のとおり。
 - ✓ ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響という観点から、燃料集合体上流側の燃料フィルタについて、保守的な条件による試験により、LOCA後の冷却に影響するような閉塞が起こりにくいことを確認した。

¹ 令和2年8月19日

² 第14回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合（令和2年12月7日）

³ 第16回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合（令和3年5月28日）

- ✓ 試験タンクに繊維質保温材、ケイ酸カルシウム保温材の順で投入し、ポンプで循環させて、燃料フィルタの圧損を測定したところ、圧損は一時的に上昇したが、継続しないことを確認した
- ✓ 格納容器内に存在するデブリの影響については、内規（平成 20・02・12 原院第 5 号）に基づきストレーナ性能評価に反映している。また、繊維質保温材撤去等の取り組みを実施していることから格納容器内に存在するデブリの影響は小さいと考えている。
- ✓ 下流機器（ポンプ、弁、熱交換器）への影響については、閉塞や摩擦の可能性は低く影響は小さいと考えている。
- ✓ 日本国内の BWR は、米国の確率論的なアプローチではなく、保守的条件に基づく試験による決定論で ECCS ストレーナ並びに燃料フィルタが閉塞しないことを示している。

（議論）

- 燃料デブリフィルタに異物を流して圧損を調べる試験だが、燃料集合体全体に均一に異物が撒かれたとして異物の投入量を評価したのか質問があった。
説明者より、通過したものが均一に到達したと仮定しているかについては把握しておらず、今後確認する旨回答した。
- 圧損の値と炉心に与える影響について、事業者の説明は不足していると考えているということかとの質問があった。
説明者より、具体的に何をもって閉塞の可能性が小さいと判断したか説明があやふやであった。大きなリスクがあるとは考えていないが、不明瞭であった部分を念のため確認したい旨回答した。
- 長期炉心冷却について再度説明を求めるとあるが、どこが不十分だったのかとの質問があった。
説明者より、圧損試験で燃料下部の閉塞が問題ないと判断した部分については、炉心長期冷却に関する影響を判断する上で一番重要な確認事項となり得るのでその部分について主に聞きたいと考えている旨回答した。
- 「国内の BWR は、米国の確率論的なアプローチではなく、決定論的に閉塞の可能性を排除する対策としている」について、地震や津波は非常に低頻度の現象で確率論的扱いは難しいため、確率は参照する程度に留めている。この事象は、確率論的なアプローチもできると思うが、決定論的に実施するのはどういう考え方に基づいているのか質問があった。
説明者より、米国の確率論的なアプローチは、閉塞の原因となっている繊維質保温材を多く使っているプラントがあり、繊維質保温材を排除し切れないので、確率的に評価を行っている。それに対して国内の

BWR 事業者は、繊維質保温材がもともと少なく撤去が可能であったので、繊維質保温材により閉塞する確率を評価するまでもなく、影響は小さいといえることが対応の違いとして出ているのではないかと回答した。

- 圧損試験のメッシュサイズが実際のEGCSのストレーナよりも小さいもので試験を行って、その結果、圧損が継続しないということで、実際より厳しい条件で試験をしたものという理解でよいか、BWR 事業者は、ストレーナよりも下流への影響について、その影響が小さいと考えるというが、定性的な説明しかなされていない。米国で下流影響というのはどういうふうに評価をしていて、それと同じことが日本の BWR の事業者はできるのか、できないのか、できないならどうしてなのかという質問があった。

説明者より、メッシュサイズがストレーナのものよりも小さいフィルタがついているプラントがあるので、実機を反映した試験である。試験では繊維質保温材を使用しており、実機で繊維質保温材を撤去することを考慮すれば、かなり保守的な試験だと考えている。米国の BWR では、確率論的なアプローチを行い、NRC が問題ないとしている。国内でも、過去に確率論的な評価は行われているが、下流側影響を考慮しないストレーナの閉塞に対するリスク評価であった。BWR 事業者は、下流側影響として影響のありうる項目として燃料下部の閉塞を特定し、試験的にその影響がないとしている。リスク評価をしたとしても、下流側影響で炉心損傷に至るような事象が生じないので、リスク評価をしても評価結果は変わらない、ストレーナの大型化の対策も行っておりさらにリスクは下がるから、今回改めてリスク評価をしなくてもいいという結論であるという説明を受けたと回答した。

- 繊維質保温材は今後撤去するためその影響はないが、化学物質の影響があり得るので、念のため確認すべく議論しているものと認識している。今回の試験は、まず繊維質保温材を投入し、その後ケイ酸カルシウムを投入するもので、実際に評価したいことと少しずれている。繊維質保温材を先に投入することはフィルタを目詰まりさせるという意味では保守的に働くということだが、下流の炉心への影響を評価する場合、フィルタがかえって化学物質を留めてしまい、下流に流れる量を減らしているのではないかと考えると、本当に評価したかった状況を模擬できているのか。その視点で事業者とやりとりしたという理解でよいかとの質問があった。

説明者より、BWR の冷却材は純水を使用しており、設計基準事故の環境では化学析出物による影響は小さいということで、化学析出物というものを基本的には考える必要がないという認識である。この試験自体

は、下流側影響の問題を受けて新たに行った試験ではなく、過去に燃料フィルタを新たに導入した際に実施したものであるが、最も可能性のある燃料下部の閉塞が問題なければ、下流側は大丈夫であろうと考えている旨回答した。

- 繊維質保温材の撤去が確実に行われるのかということに、関心がある。これは検査で確認をする手段があると思うが、そもそも事業者は、どこにどのような保温材が施工されているのか把握しているのかという疑問もあり、実際に撤去が行われたかをどのように確認するのかについては、課題として考えておかなければいけないという発言があった。

(対応)

- BWR 事業者については、冷却材喪失事故後の炉心長期冷却に対する影響については一部説明が不十分なところがあるので、再度説明を求めることとしたい。
- なお、PWR 事業者の対応状況については、2022 年を目処に検討結果をとりまとめるとしていることから、検討状況に合わせて公開で説明を受けることとしている。

(2) 放射線防護に関する知見

1) 令和2年度放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等に係る評価

(概要)

- 昨年度に発生し調査中であった放射性同位元素等規制法に基づく法令報告3件(第11回原子力規制委員会に報告済み)について報告する。
- 1件目は、病院で使用される密封小線源の所在が不明になったというもので、受け入れたものを誤って廃棄したことが原因である。
- 2件目は、病院内で製造した密封されていない放射性同位元素等の取扱いを誤り落としてしまったため、5mSv以上の超える計画外の被ばくのおそれがあるということで報告があったが、被ばく線量等精査した結果、5mSvを超える被ばくはなかったというものである。
- 3件目は、表示付きの放射線同位元素が所在不明になったが、立ち回り先で置き忘れていたことが4か月後に発見されたというものである。

(議論)

- なし

(3) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

①スクリーニングと要対応技術情報の状況

- 1次スクリーニング対象案件(37件、うち新規情報35件、更新情報2件、速報0件)。2次スクリーニングに移行するもの1件。

- 2次スクリーニング状況（継続中：3件）
- 要対応技術情報の状況（継続中：2件）

① 1次スクリーニング結果報告

以下について報告した。

i) IRS8980

（事象概要）

- 本件は、PWR の上部プレナム安全注入ラインから漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、注入ラインの直線配管部の亀裂。亀裂発生原因は、配管材の製造欠陥が亀裂起因となり、長期間にわたる高サイクル疲労により亀裂が進展成長したため。疲労の原因は、当該注入ラインの設計変更により、通常運転時に原子炉容器ダウンカマーと上部プレナム間に高速流れとそれに伴う流体振動が発生するようになったため。根本原因は、一次冷却系に関わる設計変更の20年超の長期的影響評価を行っていなかったこと。

（対応）

- 当該注入配管特有の製造欠陥が影響していることと、国内には上部プレナム安全注入ラインを具備しているPWRはないため、国内PWRで類似事象が発生する可能性は低いと考えられる。しかし、現象が興味深いことから、2次スクリーニングへ移行する。

ii) IRS8974

（事象概要）

- 本件は、原子力発電所から再処理施設に鉄道輸送された複数の使用済み燃料キャスク（フラスクと呼ばれる）が、受入検査において、 α 線放出核種による遊離性汚染が許容上限を超えていることが見つかった事例である。鉄道輸送中に一般公衆が影響を受ける可能性は低いが、除染しなければ、キャスク作業員が摂取／吸入被ばくするリスクがあった。原因は、発電所から搬出する際の汚染測定において、 α 線放出核種により汚染している箇所を測定しなかったため。根本原因は、 β ／ γ 汚染量が最大となるエリアのみ α 汚染測定を行う手順を採用していたこと。すなわち、使用済み燃料漏えいによる汚染のみ想定し、放射化金属等のみによる汚染は少ないと想定していた。

（対応）

- β ／ γ 汚染量が最大となるエリアのみ α 汚染測定を行う手順は、当該発電所固有と考えられることから、スクリーニングアウトとする。

（議論）

- 使用済み燃料キャスクがどのような原因で汚染されたのかについて質問があった。
説明者より、詳しいことは分からないが、燃料プールの水が汚れており、その中に放射化コロイドプロダクトもあり燃料も漏れていたのではないかと回答した。
- イギリスは、古い炉もあり、THORP の再処理工場の廃止措置等あり、これらの情報は、我が国の再処理施設の規制に参考となることが多いかと思うので、今後も情報を提供して欲しい旨要望があった。

iii) IRS8984

(事象概要)

- 本件は、カメロン社とローズマウント社の圧力伝送器の一部のモデルやシリーズにおいて、性能認定寿命〈Qualified life〉を算出する際に、伝送器内部部品の自己発熱による温度上昇を適切に考慮していないため、性能認定寿命が過大評価されている可能性があるため、更新された計算方法の使用を推奨する通知である。

(対応)

- 米国では伝送器の取り替え時期を計画する際、伝送器供給者が提供する寿命計算方法を用いて、事業者が性能認定寿命（例：40 年）を算出している。国内原子力発電所では、安全上重要な系統にカメロン社とローズマウント社の圧力伝送器は用いておらず、また、伝送器交換間隔は性能認定寿命より十分に短いことから、スクリーニングアウトとする。

iv) IRS8991

(事象概要)

- 本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機（EDG）の定期試験時に、冷却水漏れが確認された事例である。漏えい原因は、エンジンの振動による高サイクル疲労で配管に亀裂ができたため。根本原因は、1 年ほど前に実施した配管改造時に、振動対策を適切に取り入れなかったため。計画段階で、スコープが配管修理から改造に変わったことを認識するものがおらず、振動対策が必要なことに誰も気が付かなかった。

(対応)

- 事業者の保全計画と設計変更管理に課題があることから、スクリーニングアウトとする。

(議論)

- 日本では、ATENA が非常用ディーゼル発電機の故障の要因分析を行っ

ており、古くは発電設備技術検査協会でも行っているが、人的過誤と材料劣化について、同じような部品が別の DG で使われて影響が出る可能性が日本ではないのか気になるようなところ。最近の事例では、浜岡原子力発電所 5 号機で 2 回排気管ベローズが壊れたが、教訓が五つ例示されているうち、日本で取り入れるべきところとはないのかとの質問があった。

説明者より、「①「修理」か「改造」かを慎重に分類し、全体が認識することが重要。」というものが生かせるのではないかと考えている。検査官会議で紹介する予定と回答した。

- 浜岡原子力発電所のベローズの破損については、検査部門として調査の状況を注視している。具体的な調査結果を聞いてはいないが、2 回目の 24 時間運転したときのベローズの破損は、1 回目のような破断の亀裂のイニシエーションに至るようなものではなく、設計上の問題かと思う。本件は、そういう設計のところでの考慮が不十分だったというところもあるのかもしれないので、引き続きフォローしていきたいとの発言があった。
- 「③プラントレベルの共通要因を管理するためには、多重化安全系の改造は、同時に行うべきではない。」という教訓について、国内では、同時に改造しないというポリシーは特に採用しておらず同時に改造することもあるが、品質管理を厳格にしているというのが事業者の考え方だという理解でよいかとの質問があった。
説明者より、その通りである旨回答した。
- 以前も多重系のものは同時に改造しないほうが良いという教訓があったので、審査側でもそういう視点は参考としたいとの発言があった。
- 上記③について、共通要因故障をなるべく避けようとする観点からすると、多重化安全系の改造を同時に行うということは、リスクをもたらす可能性があるので避けたほうが良いということだが、何らかの問題があるから改造するので、それを先送りするということにもなりかねない。2 系統あったときに、1 系統だけ改造して 1 系統は残したまま 1 サイクル運転するというのを許容できるかということとの比較のように思う。新規制基準適合性審査の後の工事、検査では、多重系は一緒に工事しているのではないか。可能であれば同時にやることを避けたほうがよいかもしいが、「同時に行うべきではない」というと、リスクが高止まりした状態を許容することになりうる。なぜその改造が必要なのかという話と、調達管理を徹底すれば共通要因故障が生じないような調達が可能なのか、同時にやる時は別のサプライ

チェーンを使う等の工夫ができないか等、いろいろ考えなければいけない問題と捉えたとの発言があった。

v) 国内 2019-31R1「海水ポンプの自動停止に伴う非常用ディーゼル発電機の運転上の制限の逸脱および復帰について」

(事象概要)

- 本件は、定期検査中の原子力発電所にて、海水ポンプが自動停止し、一時的に非常用ディーゼル発電機に関する運転上の制限を逸脱したが、所定の完了時間内に復帰した事例である。既にスクリーニングアウトされ、規制検査でも緑と評価されたものであるが、事業者の自主的安全性向上の取組みに関して、検査のポイントとなる2つの情報が含まれることから紹介する。一つは、補機冷却海水系の計装系の信頼性維持に関する事業者の取組み。もう一つは、補機冷却海水系の海水ポンプの起動停止シーケンスにおけるリスク評価の取組みである。

(対応)

- 既に検査官会議で紹介済み。

第48回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：
令和3年7月20日（火）
2. 出席者：
山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、佐藤審議官、金子対策監、市村部長、森下審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚Gr 技術主幹

3. 主な内容

（1）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（第3回）

（作業チームからの報告）

- 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点に対するスクリーニング結果（案）を資料48-1として提示する。本資料は、中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた9つの論点を3つにグルーピング（水素防護、ベント機能、減圧機能）し、BWRを対象として検討結果の概要をまとめたもので、基準の内容、審査の内容、対応案及びスクリーニングの結果（IN又はOUT）を取りまとめたものである。
- スクリーニングの結果、INとした知見と対応案は以下のとおり¹。

	事故分析の検討から得られた知見等	対応案
水素防護	（5）水素爆発時の映像及び損傷状況から、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃（水素濃度8%程度）によって生じた圧力によることを示唆している。	<ul style="list-style-type: none"> ○ SA時の温度上昇に伴う金属の変形やSA環境下（温度、水蒸気、放射線等）における電線貫通部のシール材の劣化等に起因する漏えいの有無、漏えい経路、漏えい量、滞留箇所等に関する知見を収集する。 ○ 原子炉格納容器内で発生し漏えいしてくる原子炉建屋内の可燃性ガスの量、挙動等について更なる検討を行う必要がある。また、原子炉格納容器内でのZr-水反応等による水素発生以外に、ケーブル材料、電線貫通部やトップヘッドフランジのシール材、有機系保温材等の熱分解、放射線分解による可燃性ガスの発生について、調査分析等を実施する。

¹ スクリーン OUTとした知見は以下のとおり。

（1）2号機耐圧強化ベントは、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスクの作動圧力（528kPa [abs]（原子炉格納容器の設計圧力の1.1倍））に到達せず、ベントは成功しなかった。

	<p>(9) 3号機のベント成功回数は2回。このベントによって4号機原子炉建屋内に水素が流入し、40時間にわたって水素が滞留した後、爆発に至った。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 上記(5)の対応案の結果を踏まえ、検討する。原子炉建屋への水素漏えいや原子炉建屋内での水素の挙動について不確かな部分もあるため、SA対策の成立性を確認する前提の環境条件について検討の余地がある。 ○ SA時の爆発による機器・建物の損壊に関連して、水素濃度とその他の環境条件と爆発のエネルギーについて、実験等により検討する。 ○ 原子炉建屋への水素の漏えいや原子炉建屋内での水素の挙動については不確かな部分もあるため、どのような条件のもとで対策の成立性や自主対策による悪影響がないことを確認するか更なる検討を行う必要がある。また、トップヘッドフランジ等のシール材改良やウェル注水を行った場合における、改良部分以外又は改良部分における他要因でのリークの可能性、想定されるリークパスについて、調査・検討する。
ベント機能	<p>(2) 耐圧強化ベントラインの非常用ガス処理系配管への接続により、自号機非常用ガス処理系及び原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大が生じた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 耐圧強化ベント配管内のガスの滞留の可能性が排除できるか、耐圧強化ベント系の存続の是非について検討する。 ○ 設計基準対象施設と重大事故等対処施設の接続、兼用については、規定上明確にする必要があるかについて今後の検討課題とする。
	<p>(3) 1/2号機共用排気筒の内部に排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留、排気筒下部の高い汚染の原因となった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 配管については、最高使用圧力・最高使用温度・内部流体の平均流速等をもとにした配管設計・強度設計が行われているが、流路構造による影響を検討する。 ○ 1/2号排気筒下部で高線量部分が観測されたのは、フィルタのない耐圧強化ベント系から排出された放射性エアロゾルが滞留した可能性があるため、耐圧強化ベント実施のタイミングを含めた耐圧強化ベントの使用の是非について検討する。
	<p>(4) サプレッションチェンバ・スクラビングにおいて、炉心溶融後のベント時には真空破壊弁の故障によりドライウェル中の気体がスクラビングを bypass せずに原子炉格納容器外に放出される可能性がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 真空破壊弁が複数回の作動により故障する可能性に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。 ○ SA時の環境下で真空破壊弁が閉止できなくなる(故障する)可能性に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。 ○ SA時の環境(温度・圧力・水蒸気・放射線等)を加味した原子炉格納容器の漏えい率について、ATENA・事業者から知見を収集する。

減 圧 機 能	(6) 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作（中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立）が確認された。	○ 主蒸気逃がし安全弁について、故障原因の究明及び重大事故等状況下での能力について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。
	(7) 主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下が確認された。	○ SA時の環境下での機器（例えば、主蒸気逃がし安全弁）の動作に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。 ○ 重大事故等状況下での計測機器の能力について、ATENA・事業者・計測機器メーカーから知見を収集する。
	(8) 自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立（サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知すること）で作動したことにより原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	○ ADSの作動信号としている検出器の設置位置や設定値等によっては、意図せず動作条件が成立することが有り得ることから、ADSの作動信号に関する設計の考え方（機器の破損防止のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響の回避）について、ATENA・事業者・計測機器メーカーから知見を収集する。 ○ PCV圧力の上昇に水素等が有意に寄与するシナリオが事故シーケンスグループの選定に影響するか、PCV圧力の上昇の要因として水素等を明にする必要があるか、今後の検討課題とする。

(議論)

- スクリーニングの IN と OUT の検討内容には異論ないが、IN になったものの今後の検討の進め方は、資料 48-5 にあるように、さらに知見を拡充するものと、規制への反映を検討するようなものに仕分けをしていく等することになるが、どのように検討を進めていくのかとの質問があった。
説明者より、IN としたものの中でも種別があり、知見を拡充していく必要があるものの中には、原子力規制庁が自ら知見を拡充していくものと、事業者やメーカーから知見を獲得する、必要であれば獲得してもらうといったようなことが考えられる。規制上の考慮が必要かについては、原子力規制庁が検討することとなる。また、現場調査をさらに継続していくというものもあると認識していると回答した。
- 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（以下「1F 事故分析検討会」という。）の中で、各発電用原子炉の設置者から、これと似たような論点についてどのように認識しているかとか、どういう対策を講じ得るかといったことを議論する場も設けている。したがって、それと並

行してメーカー等から設計の考え方や実際の仕様を確認したりするというようなこともあると思う。IN になったからすぐに規制の検討ということではないものも多いので、認識共有するとの発言があった。

- スクリーニング結果で OUT になっているのが何点かある。例えば、資料 48-1 の減圧機能の (6) ²④³に関するものだが、【基準】として減圧用の弁が想定される環境条件において確実に作動することを要求しているとあり、【審査】として環境条件においてこれを確認したとある。この環境条件の設定が正しいのかを検討する必要はないのか、不安定動作の原因として環境条件の設定が違っていたといったことがあったのかとの質問があった。

説明者より、機器の設計に当たっての環境条件は、設計基準における想定事象の中でされており、シビアアクシデント時はそれを超える範囲で実際に動作をしたということなので、その点を事業者やメーカーに確認をしてはどうかというのが、趣旨である。④は、逃がし安全弁は逃がし弁と安全弁と自動減圧系 (ADS) の三つの機能を併せ持つ弁であって、逃がし弁機能は安全上の機能ではないので、スクリーニング OUT としたと回答した。

- 資料 48-1 の減圧機能の (8) ⁴②⁵は、今後の検討課題とするとあるが、OUT でよいのかとの質問があった。

説明者より、もともとの論点は格納容器の圧力上昇に水素等が有意に寄与しているかというものであるが、格納容器の圧力上昇というのは大 LOCA に想定されるような水蒸気が多量に発生する状態というのを考えていた。水素の発生は、炉心が損傷すれば起こり得るが、量としては水蒸気のほうが多いのではないかと。水素そのものは検討するが、水素が圧力上昇の要因になるかは、明確には分からないので、今後の検討課題とし OUT としたと回答した。

- 資料 48-5 について、ステップ 1 は技術情報検討会の役割であり、ステップ 2 は別途検討するという考えかとの質問があった。

説明者より、技術情報検討会のそもそもの役割としては、新しい知見が得られたときに、規制上の反映が必要かという観点でスクリーニングをすることである。今後の具体的な検討内容、方法などについては別途検討することになると回答した。

²主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作（中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立）が確認された。

³計装用圧縮空気系（配管及び弁）等の駆動源の機能維持の規制上の位置付けの整理が必要か。

⁴自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立（サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知すること）で作動したことにより原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達し、ベントが成立した。

⁵3号機の PCV 圧力の上昇には水素等が有意に寄与している。従来、PCV ベントは大 LOCA 等を想定していたと考えられるが、大 LOCA 等を伴わずに PCV 圧力の上昇に水素等が有意に寄与した場合の事故シーケンスグループへの影響確認が必要か。

- 資料 48-5 のステップ 2 の、【a 規制への反映を検討するもの】の意味するところは二種類あると思う。一つは規制基準へ直接反映していくような事項、もう一つは規制上何らかの対応を取る必要のあるもの、と解釈してよいのか質問があった。
説明者より、具体的に規制をどうするかは少し先の議論で、規制への反映を検討するというのは、対策が必要かを明確にしていくとことと理解していると回答した。
- フローの中で、ステップ 2 に「規制への反映を検討するに当たり国内外の十分な知見はあるか」とあり、ない場合は「速やかな規制対応を取る必要があるか」となっているが、知見がない中で対応の要否を検討することになる。判定の条件を再考した方がよいのではないか。原子力規制委員会への報告や審議が必要と思うがどういう状況の時に原子力規制委員会に諮られるのかとの質問があった。
説明者より、知見が十分でない場合には十分な判断ができないので、知見を得ることが必要となるということを意図している。今後の検討をどのような形でやっていくかについては、技術情報検討会の結果は原則として 1 か月程度を目処に原子力規制委員会に報告することになっている。ステップ 2 における検討方法、報告のタイミングについてもイメージを原子力規制委員会に諮りたいと考えていると回答した。
- 第 46 回技術情報検討会の結果概要について委員会で報告があった際に、委員長から建屋の中での水素防護の問題は、急いで考える必要があるのではないかというコメントがあったが、本日の技術情報検討会の結果概要の報告を受けて、原子力規制委員会で検討することになるのかとの質問があった。
説明者より、その通りであると回答した。
- 水素防護については、明示的に別トラックで早く進めるという指示を受けており、原子力規制委員会で議論できるようにしたい。水素防護については、いずれも IN になっており、知見収集、分析実施等とされている。原子力規制委員会の指摘は、今の知見ですぐに対応すべきことがないかを明確にすべきという趣旨と思う。したがって、知見収集や調査分析は、何らかのスキームでやるとしても、今の知見でやるべきことがあるかを出さないといけない。また、ベント機能・減圧機能については、ATENA、事業者、メーカから知見を収集するというものが多くあり、IN となっているが、例えば真空破壊弁や主蒸気逃がし安全弁の機能、シビアアクシデント時の漏えい率は、1 F 事故分析検討会でずっと議論されており、既にメーカや事業者から知見を収集しているのではないかと。1 F 事故分析検討会での検討要請等、作戦が必要と思うとの発言があった。

- 1 F 事故分析検討会では、事業者は、例えば SR 弁が安定作動にならない理由を質問すると、分からないと答えている。分からないままでいいはずはないので、資料中の「ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する」ではなく、事業者に理由を説明せよという指示を出すべきだと思う。資料中に「ATENA・事業者等から知見を収集する」という記述が多いが、本来、シビアアクシデントは、状況が非常に特殊で千差万別なので、全てを規制基準で縛るというよりは、シビアアクシデントマネジメントのための知識として事業者が集積するという部分もあるはず。規制当局が、基準で何かをつくるという思いにとらわれていると、シビアアクシデントは扱えないと思う。例えば BWR は、設計が炉ごとに異なる点が多いので、自分たちのプラントの主要安全機器がシビアアクシデント条件でどのように動作するのかということは事業者自身が議論すべきではないか。また、どこまで使えるかという限界の議論は、通常、規制ではしない。事故分析チームが自分たちで実験するものもあるが、資源からするとできることには限界があり、事故分析チームがシビアアクシデント時の指標になるような知見を収集するのは無理だろう。通常規制を念頭に作られているこのスクリーニングフロー図に、シビアアクシデント時のことはうまくはまらないかもしれない。ステップ 2 については、技術情報検討会とは異なる場がつけられるだろうから、そういう場で、シビアアクシデントの状態に応じた対応を考えていく必要があるとの発言があった。
- 知見を拡充するものと規制に反映させるものとの振り分けの考え方については、資料 48-1 の項目ごとに全部どちらかに振り分けられるということではないと思う。例えば、原子炉ウエルの差圧調整ラインが通り道になるかどうかという論点については、審査の中で確認しており、既に規制へ反映している。他方、爆発に結びつくようなものであるのかという観点の知見は、拡充をしなければいけない。知見の収集を待たなくても潰しておけることというのは、今後の検討でも出てくると思うとの発言があった。
- 減圧機能の(8)⁶①⁷の自動減圧機能(ADS)については、ADS についているインターロックが予期せず作動をした結果ベントすることができたというものだが、低圧注水の準備ができていなければ、冷却材喪失をまっしぐらに歩むことになった面もある。インターロックが生きていたがために、マイナスの作用をすることもあり得ることを暗示している。また、HPCI や RCIC は、インターロックが止まっていたから、動き続けることができた側面がある。

⁶ 自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知すること)で作動したことにより原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達し、ベントが成立した。

⁷ ①自動減圧系(ADS)及びラプチャーディスク(RD)の動作については、SA 時の動作に関する設計条件の確認並びに事故シーケンスグループ及び SA 対策への影響確認が必要か。

RCICについては、排気圧力高や原子炉水位高などで停止しなければ、動き続けることができる。つまり、インターロックがあるものの止まっていたがゆえに、使い続けられた可能性があるのではないかとおもわれるものがある。逆に、インターロックがあるがゆえに、限界まで使えたはずのものがブロックされて動かないものもあった。いよいよの時に、インターロックは必ず外せるようになっているかといえ、そういう審査はしてないと思う。単純な問題ではないが、インターロックというものをどうしたらいいのかという視点で、ADSの問題は捉えてほしい。資料 48-1 の対応策の記述については、ステージ 2 を検討する場ができたなら、違う議論が出るかもしれないというふうに捉えたらよいのではないかと。資料 48-1 の減圧機能の (8) ②は、IN であるべきとの意見があった。

説明者より、資料 48-1 の減圧機能の (8) ②は、IN ではないかというのはそのとおりと思う。中間とりまとめの論点から、インターロックの問題というのを読み取るのは非常に複雑であるが、説明を聞いてそのような理解もあることを認識したと回答した。

- 資料 48-5 のスクリーニングフロー図のステップ 2 だが、炉安審・燃安審に技術情報検討会の審議について報告し、意見をもらうというステップがあるという大事な要素が説明から抜けている。ただし、それを待たないと原子力規制委員会はアクションを取れないわけではなく、今までも炉安審・燃安審の意見を聞く前に自らの発議で規制の改正をするということを決めて事務局に指示したということは何回かある。資料 48-1 の減圧機能の (8) ②については、資料 48-5 のスクリーニングフロー図の【b 福島第一原子力発電所事故の更なる調査分析が必要なもの】や【c 更なる調査研究が必要なもの（事業者・メーカーに調査研究を求めるものを含む）】につながっていくものではないかと思うので、IN にした方がよい。今回は IN と OUT という形で整理できていると思うが、IN になったものにはステップ 2 の中でいうと【a 規制への反映を検討するもの】と、中には【b 福島第一原子力発電所事故の更なる調査分析が必要なもの】や【c 更なる調査研究が必要なもの（事業者・メーカーに調査研究を求めるものを含む）】の調査研究的要素を含めた検討をするというようなものが混じっている。今後、原子力規制委員会に報告した上で、進め方について指示を受け、技術情報検討会とは別の場で検討を継続していくということになるのではないかと思う。その中では、ステップ 2 の「速やかな規制対応を取る必要があるか」のように、今は十分な知見がないがどう判断するのか、というところを悩みながら決めていくということではないかと思うとの発言があった。
- 次のステップは、IN になったものについて今後の作業の進め方を明確にしていくこと。水素防護については、技術情報検討会から切り出してでも早く

進めるよう委員会から指示があった。他方、ベント機能と減圧機能については技術情報検討会で引き続き検討すればよいのではないかと思う。水素防護については、全部 IN になっているので、今後の進め方を明示し、いたずらに調査を続けるのではなく、今の情報でできることを提示して指示を受けるといふことと理解しているとの発言があった。

第46回から第48回技術情報検討会のコメント等に対する回答

8 炉基 2 燃基-2	委員名／所属審査会	芳原委員／炉安審
審議会 議題	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	
<p>【第46回技術情報検討会】</p> <p>「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</p> <p>「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。</p> <p>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。</p>		

規制アンカーポイントの導入については、規制のあり方に関する御意見として原子力規制委員会に報告させていただきます。

また、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ついて、第48回技術情報検討会で検討したスクリーニング結果を踏まえて今後規制への反映を議論していくこととなりますが、規制基準の改正等規制へ反映するものと、知見として蓄積しておくべきものとは明確に分けた議論が必要であると考えています。例えば、コメントの基となったペネトレーションのシール部材が、重大事故環境下の極限状態でどこまで健全であるかについては、極限状態におけるシール部材の健全性というよりはシール部材劣化に起因する水素漏えいの有無、経路、量などについての知見収集が今後の論点であると考えています。

8 炉基 2 燃基-3	委員名／所属審査会	芳原委員／炉安審
審議会 議題	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	
<p>【第46回技術情報検討会】</p> <p>「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</p> <p>・「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。</p> <p>「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」</p>		

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。

コメントの基となった「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」との発言ですが、これは第46回技術情報検討会の議論が規制対応要否のIN/OUTのスクリーニング以降にまで発散したため、議論の交通整理をするため、(当該会合の時点では)まだ規制が足りていないとの結論に至っていないという趣旨を述べた発言です。なお、IN/OUTの検討はこの次の第48回技術情報検討会において議論しています。

「原子力安全リスクに対する行動」に関連する庁内評価システムとしては、原子力規制委員会のマネジメント/評価システムにおいて、原子力規制委員会中期目標(令和2年度～令和6年度)、原子力規制委員会年度重点計画、原子力規制庁各課の年度業務計画を定め、これが職員個人の業績評価に係る目標設定に対応するようにしています。現中期目標期間は、「形式に拘泥し安易に前例を踏襲する弊に陥らず、原子力規制庁の個々の職員が主体的に考え、課題に取り組むような組織文化を育む期間とも」捉えており、「前例主義に陥らず、常に問いかけ続ける組織文化を育成・維持する」ことや「規制活動の継続的改善及び新たな規制ニーズへの対応」等の目標を掲げています。

8 炉基 2 燃基-4	委員名/所属審査会	中島委員/炉安審
審議会 議題	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	
【第46回技術情報検討会】 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。 <ul style="list-style-type: none">● 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°C、2Pd における健全性を確認していますが、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.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。)● 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。● 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。

- 重大事故等時における格納容器の放射性物質閉じ込め機能の評価においては、200 度、2Pd の環境下で格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出・評価し、閉じ込め機能が維持されることを確認しています。具体的には、格納容器本体などの構造材については設計・建設規格等を用いた強度評価を行い、各種ハッチ・フランジのシール部については実機を模擬したシール材の試験結果との比較を行うなど、重大事故等時の閉じ込め機能が適切に評価されていることを確認しています。なお、既設炉の格納容器を実際に 2Pd に加圧して健全性を確認している訳ではありません。
- BWR プラントの審査では、格納容器から水素が一定の漏えい率で原子炉建屋に漏えいしてくることから、原子炉建屋の水素対策を検討する上で、GOTHIC コードを用いた水素濃度解析を確認しています。例えば、東海第二の評価においては、PAR を設置している 6 階を 132 個のサブボリュームに分割するとともに、実機を踏まえ PAR の設置場所や階層間の開口面積・開口場所などを組み込むなど出来る限り水素濃度分布が模擬できるようモデル化していることを確認しています。しかしながら、水素の漏えいパスについては、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析を踏まえても判明しておらず不確実性もあることから、GOTHIC 解析においては格納容器トップヘッドフランジ（6 階）から水素全量が漏えいする場合又はその他のハッチやエアロックからも周長に応じて漏えいする場合などを仮定して実施しています。

他方で、GOTHIC コードは開発者において解析コードの信頼性確認は実施されていますが、この種の解析手法の制度は解析する空間の分割数に大きく依存し、水素濃度や温度といったパラメータが平均化されるため、計算体積が大きくなるほど解析精度は低下する傾向にあります。

このように、原子炉建屋全体という大空間を模擬していること及び水素漏えいパスに不確実性があることなどから、解析の初期条件や境界条件については更なる検討が必要と考えています。これらについては、引き続き、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等の議論を踏まえつつ検討していきます。

- 各社の原子炉運転中の格納容器内酸素濃度に係る管理方針が異なるためです。
いずれにせよ、BWR プラントの審査では、重大事故等時に発生する酸素と初期の酸素を足し合わせた酸素濃度が、水素爆轟防止の判断基準である「5vol%以下であること」を有効性評価（水素燃焼）において確認しています。
- PWR プラントについては、有効性評価ガイドの記載を踏まえ「全炉心内ジルコニウム量の 75%が反応」としています。

一方、BWR プラントについては、格納容器内が窒素置換されており酸素濃度が制限されていることから、酸素濃度によって格納容器内の水素爆発防止策の有効性を判断しています。よって、有効性評価ガイド通りに「全炉心内ジルコニウム量の 75%が反応」と仮定すると、水素が多量に発生することから、格納容器内の酸素濃度が低下することになり、非保守的な評価となります。このため、BWR プラントの有効性評価（水素燃焼）では、水の放射線分解により発生する酸素濃度が相対的に高くなる過圧過温シーケンス（大 LOCA+ECGS 喪失+SB0）における水素濃度や酸素濃度の解析値を用いています。なお、ご指摘の P4 に記載した「有効燃料部被覆管の 100%が反応」は、原子炉建屋内に設置する PAR の設備設計（個数や処理能力等）の妥当性を評価するために仮定した条件であり、有効性評価（水素燃焼）で用いている値ではありません。

8 炉基 2 燃基-5	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	8 炉基本部会・2 燃基本部会	
議題	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	
【第 47 回技術情報検討会】		
● 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。		

第 47 回技術情報検討会の資料 47-3-2 において、IRS8980 を 2 次スクリーニングへ移行することを提案し、異論が出なかったことから、2 次スクリーニングに移行することとなりました。

8 炉基 2 燃基-6	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	8 炉基本部会・2 燃基本部会	
議題	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	
【第 47 回技術情報検討会】		
● 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。		

「電極部に錆などの異物が付着」した旨は、令和 2 年度（第 1 四半期）原子力規制検査報告書（令和 2 年 8 月）の検査結果に記載されたものです。指摘事項なので、事業者にも伝えられております。

8 炉基 2 燃基-7	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	8 炉基本部会・2 燃基本部会	
議題	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	
【第 47 回技術情報検討会】		
● 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。		

原文に、「事象が進展すれば、核計装監視設備の残りのチャンネルからも誤信号が発生した可能性は高い」と書かれていますので、ソフトウェアは同時に改造したと考えられます。核計装監視設備で扱っている入力についての情報はありますが、各チャンネルに入ってくる入力情報に相違があったため、複数チャンネルで誤信号が同時に発出しなかったと推測されます。

8 炉基 2 燃基-8	委員名／所属審査会	山本委員／燃安審
審議会	8 炉基本部会・2 燃基本部会	
議題	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	
【第 47 回技術情報検討会】		

- 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。

原文によると、3時間試験中に冷却水温度は40分で100℃に上昇し、停止するまでの1.5時間一定だったとあるので、試験開始から130分でオーバーヒートした（保護回路が働いた）と推定されます。当該エンジン建屋では、その側面に吸気ルーバー（空気吸入口）と排気ルーバー（空気排出口）が垂直方向上下に設けられております。さらに、排気ルーバーの前面には外部溢水防護堰（壁）が設けられたため、排気ルーバーから出た高温の空気が、防護堰に当たり上昇反転し、吸気ルーバーから吸い込まれる再循環ループが構成されやすいという、通常は設計しないような配置になっております。

8 炉基 2 燃基-10	委員名／所属審査会	関村委員／炉安審
審議会	8 炉基本部会・2 燃基本部会	
議題	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	
【第47回技術情報検討会】		
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。		

原文によると、当初はEDGの冷却水配管の漏えい箇所を修理するだけで、設計変更する保全計画ではなかったようです。しかし、当該原子力発電所の保全部門が独断で、冷却水配管の引き回し変更を伴う総取替え改造を行ったため、EDG製造事業者や配管事業者による設計レビューも実施されず、品質管理部門による調達管理を含むマネジメントも、規制当局への設備変更申請等も実施されなかったと思われます。振動対策も施されていみせんでしたが、問題が発生するまで保全部門以外は知る由もなかったようです。このため、事業者の保全計画と設計変更管理に当該事業者固有の問題があると評価しました。

8 炉基 2 燃基-12	委員名／所属審査会	村松委員／炉安審
審議会	8 炉基本部会・2 燃基本部会	
議題	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	
【第48回技術情報検討会】		
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。		
私自身は、次のように考えます。		
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。		
(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。

(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。

(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。

規制の改善に係る検討のあり方に関する御意見として原子力規制委員会に報告させていただきます。