

四国電力株式会社における見解等に対する確認項目

【中間取りまとめに関する見解等(回答)及び追加確認事項への回答(四国電力株式会社)】

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|--|---|---|-------------------------------|--|---|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 回答内容、理由 |
| <p>【水素濃度】 ○これまでの知見として、3元図(水素-空気-水蒸気)が一般的だが、これは理想的な状態と考えている。1Fの原子炉建屋の破損状況からは水素濃度8%程度の水素の爆燃で十分説明できると考えている。</p> <hr/> <p>【水素滞留】 ○水素ガスの挙動として、定性的には水素等は軽く密度が低いので上向きの浮力があるとされているが、爆発による破損状況からはオベフロより下の階に水素がある程度あったと考えられる。原理として物が上がっていくと考えを集中させるのではなく、ゆっくりと漏えいする場合など漏えいしたフロア(オベフロより下階)へそのまま拡散するなどの視点が必要と考えている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●比重の関係で水素が上昇していくということは、直感的には分かりやすいが、その上で、上層階が上がっていくというよりは、水素の発生する付近で水素が滞留、拡散すること、他のフロアに行く前に、今、出た部分に対しての拡散があるのではないか。 ●局所にたまった場合にダクトなどに詰まって、止まるようなことについては、どこまで確認したのか。 ●滞留しないように動かしている、ドライブしているものは一体何か。格納容器から押し出されてくる気流が、圧の変化、温度、水蒸気の分布などいくつか考えられる。重要なポイントは何かと考えるか。 ●建屋の中に滞留しないということが、どういうメカニズムで、どこまで言えるのか。 ●水素はそこそこの間に均一化すると、多くの人が信じてきた、それから、計算はそうなるが、それは実際に観察されていることと合うのか。 ●建屋にどれぐらいの水素が残る懸念があるのかということについて、議論したことはあるのか。 ●格納容器の漏えい率の設定については、通常の建屋の設計漏えい率をはるかに上まわる数値となっており、相当健全なシール状態に少し掛け率をかけた程度の感じとなっている。有効性評価よりも厳しいというの分かるがちょっとした穴があくとその数値では収まらないのではないか。 | | | | | <p>① 無 映像の解析、損傷状況の調査等から、原子炉建屋の破損に対して水素の爆燃によって生じた可能性が高いと判断していることに対して、それ以外の適切な要因が考え難いため、異なる見解はない。</p> <p>② 否 映像の解析、損傷状況の調査等、現時点で可能な範囲での調査がなされていると考えられるため、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ PWRでは、BWRに比べて原子炉格納容器の自由体積が大きいという特徴を持っている。 伊方3号機では、原子炉格納容器内の水素濃度低減のためのSA設備として、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設置している。 なお、イグナイタは、着火下限水素濃度8vol%以下(wet)の性能を有し、試験では6.6vol%(wet)での着火を確認している。 更に原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する手順を整備し、アニュラス内の水素濃度を可燃限界である4vol%(ドライ)未満に低減できる設計としている。 アニュラス内の水素濃度は、原子炉格納容器内の全炉心内のジルコニウム量75tと水との反応、水の放射線分解、金属腐食による水素発生を想定した評価の結果、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の0.2vol%(ドライ)である。アニュラス空気再循環設備は、負圧達成機能とあいまって、十分に水素濃度を低減できる容量を有することを確認している。また、仮にアニュラス部からの水素の排出を行わないと想定した場合でも、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏洩する水素によるアニュラス水素濃度は、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.5vol%(ドライ)であり、水素燃焼を起こす濃度としないことを確認している。 従って、これらの設備・手順により、炉心損傷により発生した水素が原子炉補助建屋に漏えいし、原子炉補助建屋内で高濃度となることは考え難い。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成27年7月8日)</p> <p>上述の設計により、原子炉補助建屋内で高濃度の水素が滞留することは考え難いが、アニュラス空気再循環設備等による水素濃度の低減対策をより確実に実施できるよう、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を検討する。</p> <p>なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。 ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可)</p> |
| | | (ア)水素の発生源は、原子炉格納容器内にあるため、アニュラス内の水素濃度の上昇の要因は、原子炉格納容器からの漏えい及びアニュラス内での水素の滞留である。 5/10の回答のとおり、格納容器内で水素を処理する対策に加え、アニュラス部に漏えいた水素はアニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する手段を講じており、有効性を確認している。 (イ)仮に水素濃度が4vol%以上となった場合には、発火源(衝撃摩擦、裸火、高温表面、自然発熱、断熱圧縮、電気火花、静電気火花)の有無・位置に応じて、局所的な燃焼が生じる可能性は否定できない。ただし、5/10の回答のとおり様々なSA対策を講じて対策の信頼性を高めるとともに、対策の有効性を確認していることから、アニュラス内の水素濃度が可燃限界に至ることは考え難い。 (ウ)水素対策については、5/10の回答のとおりである。 PWRとBWRでは、水素対策の考え方が大きく異なっている。具体的には、設計基準事故に対し、PWRは原子炉格納容器の自由体積が大きいため、特別な水素対策を講じなくても可燃限界を超えない設計となっている。一方、BWRでは原子炉格納容器の自由体積がPWRと比べて小さいため、格納容器内を窒素雰囲気維持する不活性ガス系が設けられている。そのため、重大事故等対策として、BWRでは原子炉格納容器内の水素の処理はなされないが、PWRでは静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設定し、格納容器内の水素を処理する設計としている。このような設計の違いから、原子炉格納容器雰囲気の水素を考えた場合、PWRの原子炉格納容器から漏えいする水素は、BWRに比べて極端に少なくなっている。そのうえで、PWRでは、更に原子炉格納容器から原子炉格納容器の周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する措置を講じている。一方、BWRでは、原子炉格納容器周囲の原子炉建屋へ漏洩した水素に対し、非常用ガス処理系を活用して原子炉建屋から排気し、また、静的水素再結合装置で処理することとされている。滞留を防止するための排気に関しては、PWRでのアニュラス体積に対するアニュラス空気再循環設備の容量とBWRでの原子炉建屋に対する非常用ガス処理系の容量も大きく異なっていると考えられる。 また、アニュラス空気再循環設備による水素濃度の低減対策は、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置の他、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を図り信頼性を向上させている。 (エ)(ウ)のとおり、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、PWRの水素対策は適切に講じられていると考えている。 今後、新たな知見が得られた場合には、適切に対応する。 | (5)-1 | 水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。 | ④ 特になし。 |
| | | (ア)発生源として考えられる設備等の種類や物量に関して当社が保有する情報提供などで協力できる。 (イ)一般的には、ケーブル、塗料、潤滑油などが発生源として考えられる。 原子炉各部キャビティ(インコアチェイス室)には、炉内計装用シンプルのSUS製のコンジットチューブやサポートが存在するが、有機化合物が含まれるものとしては、照明等のケーブルが数kg存在する程度である。BWRとPWRでは、原子炉下部の構造が異なっていることから、その量は少ないものと考えている。 今後の調査・分析に注目している。 また、可燃性ガスの種類としては、例えば塩化ビニル(PVC)であれば、熱分解により炭化水素(メタン、エタン、エチレンなど)が発生するものと認識しているが、今後知見を拡充する余地があるものと考えられる。 なお、5/10の回答では、以下の意見を記載させていただいた。 原子炉建屋の崩壊シナリオについては、定量的根拠が読み取れず、水素以外の可燃性ガスの可能性、爆発・燃焼の可能性を示唆されている。火災の色から何らかの有機化合物の存在が否定されるものではないが、相当量の存在、大量の発生はにわかには信じ難い。可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではないと原子力規制庁殿も考察されているとおり、原子炉建屋の崩壊シナリオについては、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼以外の可能性も含め、幅広く専門家の方々の意見を含めて議論していただきたい。 10/22に開催された日本原子力学会の原子力安全部会「福島第一原子力発電所事故事故進展分析に関するワークショップ」では、規制庁殿より、建屋崩壊に関し、当初水素の多段階爆発と考えた時期があったものの、燃焼時間、水蒸気の供給状況などを踏まえて現在の考察に至った旨の説明をいただいた。今後、最終的に報告書をまとめるにあたっては、規制庁殿にて考えてられていた様々なシナリオ、現在の考察に至った過程などまで記載いただければ、福島第一原子力発電所事故の理解が進み、より活発、的確な意見交換が期待される。 | (5)-2 | また、3号機の水素爆発で生じている火災や爆発については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。 | ① 無 爆発時の映像により確認された火災の色から、水素以外の何らかの(可燃性)有機化合物の寄与の可能性が考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 |
| | <p>【可燃性ガス】 ○3号機の水素爆発の映像を分析したところ、火炎に色があったり、爆発の後に上がっていく大きな黒い噴煙があるなど、いわゆる水素だけの爆発で起きたものではなく、水素以外の可燃性ガスの存在があるのではないかと議論している。そのため、ケーブルや塗装などの知見を基礎的な部分から積み上げていきたい。</p> <p>○1Fの場合、40年前に敷設した古いケーブルが反応した可能性があり、同じケーブルが手に入るかという難しい部分もあるが、基礎的な実験を行う場合、同じようなものを使いたいと考えている。具体的には、窒素雰囲気中で、例えば燃料デブリが落ちてきたものに触れたり、その近傍にあって非常に高温になったり、あるいは蒸気がかかってある低温の中でガスが出たりなど、様々なパターンを見ながら実験をしたいと考えている。事業者として、どういうイメージを持っているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●ドライウェルの中にどういう有機系の物質が、どれぐらいあるかというのは、まず、先行的に調べられるのではないか。 | | | | <p>② 要 水素以外の可燃性ガスの寄与の可能性は考えられるが、可燃性ガスの発生源に対する要因分析や寄与の程度に関する分析を行うまでには至っていないと推察する。新たな知見となる可能性があるため、引き続き、原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を加えた分析を行っていただきたい。(他の電力会社)</p> <p>③ 水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。「(5)-2」の②など、新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。</p> <p>④ 原子炉建屋の崩壊シナリオについては、定量的根拠が読み取れず、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼の可能性を示唆されている。火災の色から、何らかの有機化合物の存在が否定されるものではないが、相当量の存在、大量の発生はにわかには信じ難い。可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではないと原子力規制庁殿も考察されているとおり、原子炉建屋の崩壊シナリオについては、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼以外の可能性も含め、幅広く専門家の方々の意見を含めて議論していただきたい。</p> |

水素防護

| | これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|------|---|---|----------------------------------|---|-------------------------------|--|--|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 | |
| 水素防護 | 【ベント回数】 特に議論なし | (9)-1①関係 (ア)成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。 (イ)成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。 | (9)-1 | 3号機のベント成功回数は2回である。 | ① | 無 | ベント成功と結論付けている格納容器の圧力挙動とその他の圧力挙動が明らかに異なるなど、圧力挙動の分析結果について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② | 否 | 仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | ③ | | 特重施設は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③等に示す設計としている。 |
| | | | | | ④ | | 特になし。 |
| | 【BWRIにおける建屋の水素爆発】 ○BWRIにおいて、原子炉建屋の水素爆発は許容できないものであり、その後のAMの戦略を全て台無しにしてしまう。1号機で水素爆発を起こさなければ、2号機、3号機に取り付いてAMの作業をあれこれやろうとしていた。水素爆発で一切、人が寄れなくなり、その後のAMを全て駄目にしてしまった。水素爆発が絶対に許容できないものであるならば、よく分からないからやらないではなく、よく分からないのであれば、考えられる対策を取るしかない、実効的に否定できないのであれば、これは対策を取らざるを得ないという判断をすべき。 ●どれぐらい水素が、もしかしたらたまるかもしれないという懸念を持ちながら対策を、あるいは事前の予防策みたいなものを講じなきゃいけないのかということが議論のポイントであると思っている。 ●これが駄目なら次、これが駄目なら次ではなく、同時並行で起こっていることがあることによって、次に進めないということもある。 ●水素の存在をかなり完全に否定する状態になるまでとその後とは、取れる措置のパターンが違うかもしれないというのが一つの論点ではないか。 ●元々DBA、設計で想定した事故を対象に設計されていたが、TMIの頃ぐらいから、それを越えた事故が生じ得るという知見が出てきて、設計で対処するだけではなくて、使える機器は使って、マネジメントをするという発想があった。ただし、機器だけ置いておいて勝手に使えればいいというわけではなくて、どのように使うかというマネジメントをあらかじめ考えておくという準備がされてきていた。今回の事故を受けて、さらにアクシデントマネジメントが発展し、シビアアクシデントマネジメントのようなものが用意されてきているのではないと思うが、その中でどういう思想でアプローチしていくというような考えが整理されているのであれば、それを共有していただきたい。 ●炉心損傷を回避するまでの対策はそこまでのパスがいろいろあり当然取るが、非常に状況が悪化したとき、本当に原子炉の状態が悪くなったときには、炉心が溶けてしまうため、結果は似ていて、炉心が損傷すれば当然、ガス、水素も出ると、水素は必然的に漏れてしまう。そうすると、そういう非常に特殊な条件下では、どういふふう状況にマネージするかというのは、普通の考え方はやはり違ってくる。規制当局も事業者も皆で対話をしながら、議論を深めておかないと、いざというときにゼロから考えようとしても全然できないし、しかもこれは非常に特殊な状態だということをよく分かった上で、ただで備えなくてはならない。それを怠ったのが当時の事故であったらと思う。この辺の状態はやはり非常に不確実性の高いエリアであり、水素が確実になくなっていると言えるかどうかは誰にも言えない。その可能性があるときにどうするかとかというのを、それぞれ幾つかの論点フェーズに分けて議論を深めていく必要がある。 【建屋内の空気の流れ】 ○水素の前に建屋内の空気の流れ、どこでどんな流れが生じているのか、条件が変わるとどうなるのかというのを実測したような経験はあるのか。 ○1F事故の際は、建屋の中は、空気、あるいは水蒸気も多少入っているかもしれないが、軽いガスが入ってきたときにどんな挙動をするのか、実験的に何かやりようがあるのではないか。実機を持った事業者がアイデアを出し、空気の中に軽いガスが混じった場合にどんな挙動をするかおさえる必要がある。 ●SGTSなどが作動した場合に、どれぐらい水素が移動してくれるのか、どれほど動くのかというのは、具体的にこれまで検討されているのか。 ●それなりに水素を動かすことができるんだというところから始めるのは、頭の体操の範囲としては狭過ぎではないか。 | (9)-2①関係 (ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。 福島第一原子力発電所4号機においては、水素爆発が発生するまでは原子炉建屋が健全であったため、原子炉建屋内へ水素が蓄積するとともに、全交流動力電源喪失状態が継続することでSGT Sによる原子炉建屋内の気体の排出がでなかったことから原子炉建屋内に長期間水素が滞留したと考えられる。 なお、5/10の回答(9)-3④のとおり、ベントから水素爆発に至るまでの40時間のメカニズムの詳細が不明である。水素、水蒸気の挙動、爆発の要因などの詳細が明らかになれば、原子炉建屋等における重大事故等対策時の作業安全の確保、合理的な水素対策などに関する新たな知見が得られる可能性があると考ええる。 | (9)-2 | 3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。 | ① | 無 | 3、4号機のプラント状況、耐圧強化ベントライン等の設計の状況を踏まえると、当該シナリオは4号機の原子炉建屋の爆発に至るシナリオとして可能性が高く、「(9)-1」を仮定すれば40時間にわたる水素の滞留により爆発に至ったとの考えについて、異なる見解はない。 |
| | | ② | | | 否 | 仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。 | |
| | | ③ | | | | 水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 | |
| | | ④ | | | | 特になし。 | |

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | | | |
|--|--|--|--|-------------------------------|---|------|---------|---|
| | | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 | |
| 水素防護 | <p>【水素の検知と処理】 ○水素が出てきたときに水素の検知と処理、あるいはその処理ができない場合は対策を考える必要がある。水素の検知は対応が図られている。一方、処理については、PARだけで大丈夫か。何か技術開発する余地があるのではないか。あるいは、対策として、ガスの流れを把握し、ブローアウトパネルを開けることでガスが全て放出されるか事業者として把握していただきたい。</p> <p>【ブローアウトパネル】 ○ブローアウトパネルは1F2号機の水素爆発を防げた要素だとは思いますが、例えば、1F4号機では、3階のCRD交換機室で爆発が起きている。ブローアウトパネルがオペフロにそれなりに有効であろうというのはいえるが、3階などの低い階にまでブローアウトパネルの効果が働くというのは相当苦しいのではないかと。PARも5階にしかないことから、オペフロより下階の限界点がどこにあるのか探るというのはいもっと前向きになってもいいのではないかと。</p> <p>【着火源】 ○1F3号機の4階が最初に着火したように見えていて、その理由が偶発というのはそのとおり。ブローアウトパネルやPARによって水素濃度も段々下がっていくと思うが、一旦建屋に水素が出ると、運転員等にSA対策や復旧作業を取りに行かせるのは非常に厳しい判断であり、そのためどこまで知見を蓄積できるのかという問題となる。一つの考えとして、むしろ建屋への水素の漏えいの可能性を最小にする措置をとるなど、限界条件についての知見を蓄積していくアプローチもある。</p> | | | (9)-3 | 同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。 | ① | 無 | 重大事故等対策時の作業安全の確保は重要であるため、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | 「(9)-1」及び「(9)-2」を踏まえた考察であり、重大事故等対策時の作業安全の確保の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | (9)-3③関係 (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えるか)。 | 原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超えている状況下において、安全確保の観点から作業員を現場作業に従事させることはない。福島第一原子力発電所事故の経験から踏まると、水素を低減し、滞留させないことが最も重要である。そのため、PWRではBWRの設計等の違いを踏まえて水素対策を適切に講じていると考えている。なお、特重施設は、格納容器内の希ガスを除く放射性物質を除去して放出、所謂管理放出できる手段を持っている。炉心損傷後、格納容器内の水素低減対策が機能しないという状況であれば、防災などの観点も重要であるが、建屋内の水素滞留対策の有効な選択肢の一つとなる可能性はある。今後、新たな知見が得られた場合には、適切に対応する。 | | | ③ | | 水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。また、SA環境下でも使用可能な計測器にて、原子炉格納容器内およびアンユラス内の水素濃度を計測する手順を整備している。 |
| | | | | | | ④ | | ベントから水素爆発に至るまでの40時間に対し、具体的にどのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。40時間で爆発に至るまでのメカニズムを明らかにすることにより、原子炉建屋等における重大事故等対策時の作業安全の確保に関する新しい知見が得られないか。 |
| ベント機能 | <p>【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし</p> | | | (1)-1 | 2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、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(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)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。 | ① | 無 | 2号機RD近傍の線量率がRDが破損したと考えられている3号機のRD近傍の線量率と比べて明らかに低い(3桁程度)という事実から、2号機のRDは破裂しておらずベントが成功しなかった可能性が高いと考えられ、その判断に不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | 仮に結論が変わったとしても、「(1)-2」の事象進展に応じたPCV防止対策の意義や役割を検討する必要があるとの重要な考察が変わることはないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | | 当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。耐圧強化ベントと同様の機能である特重施設による原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 <input type="checkbox"/> 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、 <input type="checkbox"/> 設計としている。フィルタベント実施の判断基準は、 <input type="checkbox"/> ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) |
| | | | | | | ④ | | AM整備では、既存の安全機能に悪影響を与えることのないよう、既存の安全機能有する設備との接続部において物理的分離等を講じていた。そのため、BWRの耐圧強化ベントでは、接続部にRDを設置しPCVの最高使用圧力で破裂するよう設計することによって、既存の安全機能に悪影響を与えることなく、かつ誤操作等で格納容器バウンダリ機能が喪失しないよう、信頼性にも配慮した設計だったと推察する。福島第一原子力発電所事故では、耐圧強化ベントが成功しなかった原因がRDの不動作と考察されているが、シビアアクシデントは、物理現象、事象進展など、不確かさが非常に大きい事象である。安全対策を講じる際には、目的、運用など様々な要件に加えて、悪影響の可能性についても個別に十分検討し、慎重な設計を行うことが重要と考えている。 |

| | これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|-------|---|--|---|-------------------------------|--|--|
| | | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 回答内容、理由 |
| ベント機能 | <p>【二次格納容器】 OBWRにおける二次格納容器に期待している機能なり性能というのをどう捉えているのか。閉じ込めを期待しているのか、一定のDFを期待しているのか。</p> <p>○使用済燃料の方は理解出来るが、原子炉本体に関して、炉心に対して二次格納容器が一体どういう役割を期待されているのか、あるいは期待していないのか。何らかの閉じ込めを期待しているのだったら、なぜああいう設計なのか。漏えいがあった際のDFを期待していたのなら、なぜああいう設計なのか。一体何を炉心に対して期待して設計されたのか分からない。何かがあったときに取りあえず外側という場合でも設計する際には、その設計に対する要求条件があったはずであり、その要求条件は何だったのか。</p> <p>○歴史的な流れからすると今のようなSAの状態というか、これを考慮して格納容器の設定がなされたのではない。ある程度、耐圧なり、温度なりに条件を与えて、相応に頑強なものだということ、SAみたいなものがあったも持つであろうという想定の下に存在している。SA時には格納容器の中にソースタームが放出されるわけで、格納容器のベネやハッチからどうしても漏れることとなる。その漏れるものをどうするかということで、結果として、元々BWRは格納容器を小さめに造っている、そういうベネやハッチがあちこちたくさん出来てしまい、PWRのようにアニュラス部を造ることが出来なくて、建屋で囲うという設計になったのだろうと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏れいって行くということが明示的に考えられなかったのは大きな問題だったと思っている。</p> <p>○炉心に対しては、PWRのアニュラスとのイメージが一番近いという感じ。特に、BWRは格納容器の容積が小さいため、熱容量という点ではサブプレッション・プールで補ってはいえるものの、容積だけではどうにもならないので、アニュラスみたいなものに替えて比較的大きな空間を、さらに燃料プールもあるからという設計思想と理解。そうだとするとやはり二次格納容器と呼ぶのはどうかという感じとなる。</p> <p>○BWRでは、格納容器を小型化するときに、中にはなるべく物を置かないようにしたため、運転あるいは安全系の補機で必要なもので近くに置きたいものをその周りに置くために建屋として置かれたとも考えられる。設備のレイアウトみたいな観点も当然あったと考えられる。</p> <p>●二次格納の目的というのはいやっぱりPCVが運転中に漏れいた場合にも、ここは二次格納として必要なことということ、漏れてしまったら、その閉じ込め方はSGTSが担保するんだよというふうに読むものなのか。</p> <p>●SGTSが止まってしまうと、機能として二次格納自身の本当の能力というのはなかなか発揮できないということにもつながる。</p> <p>●二次格納容器、言葉がそういうふう書いてありますが、一定のところまではそういう格納容器的な機能を期待しているんだけど、一定以上になったら、そうじゃないものとして運用しないと、むしろ危なくなっちゃうというふうなこともあるので、そういうことをしっかりデザインのと時から、あるいは運用のことから、実際の機能はどうなっているかということも含めて整理をしないといけない。</p> <p>●二次格納容器の役割については、事故時に放射性物質の放出を抑制するという機能を設けることという規制要求はどの国にもあると思うが、この圧力抑制型の一次格納容器と原子炉建屋という組合せで格納容器の機能を果たすとしたのは、BWRの設計の選択であったのではないか。</p> <p>●BWRでは原子炉建屋が大きくて、中にいろいろな補機が置いてあり、アクシデントマネジメントを考えると、例えば故障した機器の復旧に行くとか、あるいはモバイルの機器を接続に行くとか、いろいろなマネジメントが考えられるが、その対象となる補機がこの建屋の中にあるというのが今の状況かと思うが、そこについてはいかがか。</p> | <p>(1)ー2③関係 (ア)原子炉格納容器(以下「PCV」という。)破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。</p> <p>(イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。</p> <p>(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。</p> | <p>(ア)原子炉格納容器の破損防止対策は、原子炉格納容器を隔離し、放射性物質を閉じ込めることが基本的な考え方であった。ただし、福島第一原子力発電所事故のように炉心損傷し、原子炉格納容器の隔離機能が喪失した場合には、大量の放射性物質が放出される。現在、格納容器内の放射性物質を除去したうえで放出、所謂管理放出することができる特定重大事故等対処施設を設置していることから、公衆の被ばくリスクを最小化するためには、本手段の活用が有効である。</p> <p>(イ)SA対策の有効性評価においては、MAAPコードを使用し、ジルコニウム-水反応により発生する水素の他、MCCIにより生じる非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)を考慮したうえで、格納容器破損防止対策が有効であることを確認している。</p> <p>(ウ)公衆の被ばくリスクの最小化、環境への放射性物質の放出の低減が最優先と考える。5/10の回答のとおり、特重施設は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時だけでなく重大事故等時においても活用する方針としており、原子炉格納容器の破損が疑われる場合等においてはフィルタベントによる管理された放出を行うため、原子炉格納容器破損緩和としてのフィルタベント操作を行うこととしている。フィルタベントの実施については、プラントの状況、事象進展の予測、オフサイトの状況などに応じ、総合的な判断が求められる。具体的には、フィルタベント実施の判断基準は、<input type="checkbox"/> 重大事故等時における特重施設の使用については、添付資料参照。</p> | (1)ー2 | このことを踏まえ、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。 | <p>① 無 「(1)ー1」を踏まえた考察であり、公衆の被ばくリスクの最小化のための事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割の検討は重要であると考えられることから、異なる見解はない。</p> <p>② 否 「(1)ー1」を踏まえた考察であり、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 特重施設は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時だけでなく重大事故等時においても活用する方針としており、<input type="checkbox"/> を行うこととしている。また、原子力防災管理者等の指揮者が躊躇せずに指示できるよう、安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所災害対策本部及び運転員が使用する手順書に整備することとしている。フィルタベントを実施する際には、発電所災害対策委員は建屋内に避難し、ベントによる被ばくの影響が低下した後、活動を再開することとしている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)</p> <p>整備したSA設備は、原子炉格納容器破損防止対策の有効性を確認するための訓練にて、役割や手順を確認しており、特重施設についても、運用開始までに、特重施設を使用した格納容器破損防止対策に係る教育を実施することとしている。</p> |
| | | | | | ④ 特になし。 | |
| | <p>【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし</p> | | | (1)ー3 | <p>① 無 東京電力HDの報告書※によると、3/13の9時頃に発生した3号機の急速減圧は、PCV圧力の挙動及びADSの自動動作ロジックの調査結果などから、ADSの動作による減圧であった可能性が高いとされている。また、原子炉の急速減圧に伴うPCV圧力の上昇によってS/C(圧力抑制室)圧力がRD設定圧力以上の値に到達し、D/W(ドライウェル)圧力の低下が確認され格納容器ベントが実施されたことと判断したとの見解が示されている。ADSの動作に伴いRDが破裂しベントに成功しているとの判断は、東京電力HDの見解とも一致しており不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 ※「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告(平成29年12月25日)添付資料3-3」</p> <p>なお、3号機のRDにおいてもベントラインの系統構成完了時点では作動圧力には到達しておらず、その後の意図しない自動減圧系(以下「ADS」という。)の動作に伴ってRDが破裂したこととベントに成功している。</p> <p>② 否 意図しないADSの動作に伴ってRDが破裂したこととベントに成功しているとの判断に基づき、「(8)ー2」においてSA時のADSの動作に関する設計条件等の確認の必要性に関する考察がなされていると推察する。意図しないADSの動作の可能性は高いと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、「(1)ー1」の③及び「(1)ー2」の③に示す設計としており、事象進展に応じて臨機応変に活用することとしている。</p> <p>④ 特になし。</p> | |
| | | | | | | |
| | | | | | | |
| | | | | | | |

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|--|---|---|-------------------------------|----|---------|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答内容、理由 |
| ベント機能 [AM対策] 特に議論なし | (2)及び(3)関係 (ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネージメント対策(以下「AM対策」という。)について、以下の事項を回答すること。 i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。 ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策(設計、施工及び運用)を講じる方針としたのか。(想定したアクシデントごとに示すこと) iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと) iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。(対策ごとに示すこと) | (ア) アクシデントマネージメント(以下「AM」という。)は、電力会社はその技術的知見に基づき実施する自主的な保安措置であった。AMの基本的な考え方は、現有設備を最大限に活用し、事象進展など不確かさが非常に大きいSAに対して状況に応じた柔軟、慎重かつ効率的なAM策を実施するため、運転手順書等の整備、事故時の対応組織、教育・訓練の体制等、従来築いた基盤の拡大・充実による炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を行い、一層の安全性の向上を図るものであった。また、SA事象に関する当時の最新の研究成果を取り込むとともに、PRAの実施等により得られた伊方発電所3号炉の事故時(過渡、設計基準事故)の事象進展や安全上の特徴に関する知見を踏まえ、安全性を向上させる上で検討すべき機能についてAM整備を行った。 なお、AM整備にあたっては、メーカーを含む主にPWRの会議体で適宜情報連携するとともに、各種の電力共通研究により技術要件の検討、候補の選定、概念設計などを実施し、個別プラントへ展開していた。 アクシデントの選定に当たっては、内部事象(レベル1、レベル2)PRAを実施し、炉心及び格納容器健全性の維持にかかわる安全性を向上させる上で検討すべき事故シーケンス及び格納容器破損モードを選定した。 具体的には、炉心健全性に係る事故シーケンスとして「原子炉停止機能喪失」、「ECOS再循環機能喪失」、「ECOS注入機能喪失」、「2次系からの除熱機能喪失」、「漏えい箇所の隔離機能喪失」、「安全機能のサポート機能喪失」及び「格納容器の除熱機能喪失」を、格納容器健全性に係る格納容器破損モードとして「水蒸気(前壊熱)による過圧」、「コンクリート侵食」、「貫通部過温」、「格納容器雰囲気直接加熱」及び「格納容器への直接接触」を抽出した。 抽出したアクシデントを防止する上で有効な「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」について、各機能毎にAM策を策定した。策定したAM策は以下のとおりである。各AM策の期待される効果を表1に示す。また、各AM策とSA対策(新規制基準対応)との関係を表2に示す。 ○原子炉停止機能 ①緊急2次系冷却の多様化 ○炉心冷却機能 ①主蒸気ダンプ系の活用 ②代替再循環 ③格納容器内自然対流冷却 ④代替補機冷却 ⑤クールダウン&リサーキュレーション ○放射性物質の閉じ込め機能 ①格納容器内自然対流冷却 ②格納容器内注水 ③1次系強制減圧 ○安全機能のサポート機能 ①代替補機冷却 ②号機間電源融通 5/10の回答のとおり、これらのAM策の整備における設計、施工及び調達管理プロセスは、規制当局への説明など当時の許認可並みに実施していたと認識している。また、AM対策の概要やシビアアクシデント時の物理挙動・プラント挙動等についての教育を実施していることを確認した。 AM策の効果としては、AM整備後にレベル1及びレベル2PRAを実施し、AM整備前と比較して炉心損傷頻度が約5割、格納容器破損頻度が約7割低減することを確認していた。 | | | |

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|--|---|---|-------------------------------|---|--|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 回答内容、理由 |
| ベント機能 【耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続】 特に議論なし | | | | | ① 無 耐圧強化ベントラインがSGTS配管に接続されていたという事実及びSGTS配管の汚染状況等から、SGTSを介したベントガスの逆流等により原子炉建屋の損傷に繋がった可能性が高いと考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② 否 SGTSを介したベントガスの逆流等により原子炉建屋の損傷に繋がったことを踏まえ、「(2)-2」において設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計等の考え方に関する確認の必要性について考察がなされており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | (2)-1③関係 (ア)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)における耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。 | <p>耐圧強化ベントラインは、非常用ガス処理系配管のうちフィルタ箇所の低圧範囲をバイパスするためにAM策として追加されていた。非常用ガス処理系の出口側に隔離弁があったものの、全交流動力電源喪失時にフェイルオープンでありベント時に隔離操作ができなかったため、1号機に逆流してしまった。設計基準事故対処設備の配管に接続されていたこと、事故時に隔離する弁がフェイルオープンだったことに問題があった。</p> <p>AM策の整備に当たっては、既存設備に本来期待されている安全機能を損なうことにより設計基準事象に対する防護水準が低下することがないように、更に、既存設備の技術基準への適合性を損なうことがないように設計している。(「伊方発電所第3号機 アクシデントマネジメント策に係る工事の安全機能への影響確認について」(平成10年7月))</p> <p>AM策の既存の安全機能への影響確認結果を表3に示す。</p> <p>既存設備との接続を有するAM策は、「代替再循環」、「格納容器内自然対流冷却」、「代替補機冷却」、「格納容器内注水」である。</p> <p>具体的な設計方針及び各AM策の概要は以下のとおりであり、耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管とでみられた同様な関係のAM策がなかったことを確認した。</p> <p>(具体的な設計方針(共通))</p> <ul style="list-style-type: none"> AM設備と既存設備を接続する系統には機能分離のための隔離弁を設置する。 AM設備と既存設備を接続する系統のうち、AM設備設置のため異なるクラスの系統が接続される系統は、隔離弁を境界としてそれぞれ接続されている系統と同じ機種区分及び同じ耐震クラスとする。 通常時の悪影響の可能性を低減するため、水質管理の異なる系統は分離することとし、原子炉格納容器外に設置する消火水および空調用冷水への接続配管は通常切り離しておき、AM時のみフランジ付き短管またはクイックカラで接続する設計とする。 安全評価上悪影響を及ぼさないようAM操作は設計基準事象を超えた状態を認知して実施する手順とする。 伊方3号機(シングルプラント)は単独にて、伊方1、2号(ツインプラント)は共通のAM対策となるよう検討を実施した。 <p>(各AM策の概要)</p> <p>①代替再循環</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サブ隔離弁をバイパスする配管及び遠隔手動操作式電動弁を設置した。概略図を図1に示す。 格納容器再循環サブ隔離弁バイパスラインに遠隔手動操作式電動弁を設置し、通常「閉」とした。更に、電動弁の誤動作防止として、バスワード管理機能付き操作スイッチの適用及び通常電源「断」とした。電動弁開閉用の操作スイッチは、既設の安全機能を有する制御盤と独立した制御盤に設置し、既設制御系の改造、インターロック変更等は行わなかった。 <p>②格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 常用格納容器冷却系のダクトにダクト開放機構を設置した。また、常用格納容器冷却設備を冷却する原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに加圧用の窒素供給配管、弁を設置した。概略図を図2に示す。 通常運転時の原子炉補機冷却水系と窒素供給系を分離し、系統の誤動作を防止するため、通常施設「閉」運用の手動隔離弁を設置した。 <p>③代替補機冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却に必要な余熱除去ポンプの代替補機冷却水として、原子炉補機冷却水系と空調用冷水系との連絡配管及び弁を設置した。概略図を図3に示す。 通常運転時の原子炉補機冷却水系と空調用冷水系を分離するため、手動隔離弁を設置し、通常施設「閉」とした。更に誤動作を防止するため、クイックカラで配管を切り離しておき、クイックカラの接続はAM時のみ接続する運用とした。 <p>④格納容器内注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ろ過水貯蔵タンクの水を消火ポンプにより格納容器に注水できるように格納容器スプレイ系と消火水系との連絡配管及び弁を設置した。概略図を図4に示す。 通常運転時の格納容器スプレイ系と消火水系を分離し、系統の誤動作を防止するため、通常施設「閉」運用の手動隔離弁を設置した。更に誤動作を防止するため、配管フランジにより配管を切り離しておき、配管フランジの接続はAM時のみ接続する運用とした。 <p>なお、重大事故等対処設備については、重大事故等発生前(通常時)の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計としている。</p> <p>特定重大事故等対処施設については、□ 設計としている。</p> | (2)-1 | 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)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を招いている。 | |
| | | | | | ③ |
| | | | | ④ | 当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、原子炉格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った原子炉格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、□ 設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) |
| | | | | | ④ 特になし。 |

| | これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | | |
|-------|--|----------------------------------|------|-------------------------------|--|---|--|
| | | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| ベント機能 | 【AM対策の設計、施工および運用の考え方】 特に議論なし | | | (2)-2 | これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。 | ① | 無 「(2)-1」を踏まえた考察であり、AM整備時の設計である耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続等が原子炉建屋の損傷の要因である可能性が高いと考えられることから、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 「(2)-1」を踏まえた考察であり、AM整備時の設計の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | 当時の設計及び調達管理のプロセスを以下のとおり確認した。 ・基本設計段階では、設置変更許可申請等の原子炉施設の保安に関する事項を審議する会議体にて審議 ・詳細設計段階では、安全機能への影響確認に係る工事計画の代わりとなる私文書を作成し、規制当局へ提出 ・現地工事段階では、自主使用前検査を実施し社内報告書を作成 その他、AM関連設備改造等に関する計画、AM策の概要、AM工事の工認・届出の要否検討に関する資料を作成し、規制当局へ提出 また、設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全機能を有する設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とするなどの設計上の配慮を払っていた。更に、設計上の考慮に加え、AM対策の実施時のみに使用する設備については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認しており、これらについて、当時、規制当局へ説明していたことを確認した。 以上のように、AM整備の設計及び調達管理のプロセスは、規制当局との対話も含め、当時の許認可並みに実施していたと認識している。 また、当時のAM対策については、AM対策の概要、シビアアクシデント時の物理挙動・プラント挙動等について教育を実施していることを確認した。現在は、重大事故等対策を踏まえた内容に見直し、教育を実施している。 特重施設は、「(2)-1」の③に示す設計としている。 |
| | | | | | | ④ | AM整備は、現有設備を最大限に活用し、事象進展など不確かさが非常に大きいシビアアクシデントに対して状況に応じた柔軟、慎重かつ効率的なAM策を実施するため、運転手順書の整備、事故時の対応組織、教育・訓練の体制等、従来築いた基盤の拡大・充実による炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を行った。 ・プラントパラメータの監視(バックアップパラメータ含む)によるAM策候補の抽出 ・「正の効果/負の影響」及び「AM策の優先度」によるAM策の決定、運転員への指示など 当時のAM整備の背景として、 ・プラントの安全設計は、設計基準事象DBEに基づき、「異常発生防止」、「異常の拡大防止と事故への発展の防止」、「放射性物質の異常な放出の防止」、所謂、深層防護の第1から第3のレベルに対して行われており、規制の枠組みのなかで周辺公衆に対するばくしのリスクを受け入れられるレベル以下に低く抑えているとの認識だった。 ・そのため、事業者は、更に可能な限りリスクの低減に努めるため、規制の枠組みを超えた範囲に対して自主という形で整備した。 ・プラントの安全設計は原子炉格納容器の閉じ込め機能の維持が前提であったことから、炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を目的としていた。 ・当時、技術検討が進んでいた内部事象PRAを活用した。 ・外部事象に対しては、発生頻度が高いと考えられた外部電源の喪失を考慮していたものの、規制の枠組みのなかでの設計によって顕在化するリスクは極めて小さいと考えていた。 ただし、AM整備とは別に規制が対象としていた深層防護の第3までのレベルに対しても耐震性向上工事等の外部事象への対応、蒸気発生器取替等の設備の信頼性向上対策を自主的に行っていた。 |
| | | | | (3)-1 | 1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。 | ① | 無 1号機におけるベントの設計、施工及び運用は、設計図書、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査により確認されている事実関係であるため、異なる見解はない |
| | | | | ② | | 否 設計図書、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査により確認されている事実関係であるため、更なる調査・検討は不要である。 | |
| | | | | ③ | | 当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 特重施設の <input type="checkbox"/> 設計としている。 ・伊方3号炉 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) | |
| | | | | ④ | | 特になし。 | |

| | これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | | | |
|-------|--|--|---|-------------------------------|--|------|---------|--|
| | | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 | |
| ベント機能 | [排気筒の構造] 特に議論なし | (3)-2①関係 (ア)1Fのベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。 | 中間取りまとめに記載されている見解のとおり、SGTS配管から排気筒への接続箇所である排気筒底部において、流路面積の拡大によってベントガスの流速は低下する。こうした挙動によりエアロゾル等の放射性物質が滞留、沈降し、高い汚染を生じる要因となったと考えられる。 | (3)-2 | 1/2号機共用排気筒内部では、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したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。 | ① | 無 | SGTS配管から排気筒への流路面積の拡大によってベントガスの流速は低下する。3/4号の構造、汚染状況と比較すると、排気筒内のベントガスの滞留が1/2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因の一つとして考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | 排気系統配管の構造が排気筒下部の高い汚染の原因の一つであると考えられ、「(3)-3」でAM対策の設計時の考慮の確認の必要性について考察がなされており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | | 特重施設の <input type="checkbox"/> 設計としており、また、 <input type="checkbox"/> に設置している。 <input type="checkbox"/> で構成されている。 <input type="checkbox"/> 設計としている。 なお、 <input type="checkbox"/> を確認している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日) ・伊方発電所3号炉 工事計画認可申請書(平成31年3月26日認可、令和2年3月27日認可) |
| | | | | | | ④ | | 排気系統配管の構造が排気筒下部の高い汚染の原因の一つとは考えられるが、ベントガスのSGTS配管から排気筒内での挙動に関して具体的などのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。ベントガスの核分裂生成物(FP)の沈着までのメカニズムを明らかにすることにより、水蒸気、FP、水素などの非凝縮性ガスの混合気の拡散部での挙動などに関する新しい知見が得られないか。 |
| | [流路構造やベントガスの組成等の考慮] 特に議論なし | | | (3)-3 | このことを踏まえると、AM対策が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたのか確認する必要がある。 | ① | 無 | 「(3)-1」及び「(3)-2」を踏まえた考察であり、排気筒下部の高い汚染の原因の一つがAM整備時の設計である排気系統配管の構造である可能性が高いと考えられることから、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | 「(3)-1」及び「(3)-2」を踏まえた考察であり、AM整備時の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | | 当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 |
| | | | | | | ④ | | 特になし。 |
| | [ベントガスの挙動] 特に議論なし | | | (3)-4 | また、現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方について確認する必要がある。 | ① | 無 | AM整備時の設計が要因となった「(3)-1」、「(3)-2」及び「(3)-3」を踏まえた考察であり、ベントガスを現行の原子炉施設において排出する場合には水平展開すべき重要な観点と考えられるため、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | 「(3)-1」、「(3)-2」及び「(3)-3」を踏まえた考察であり、ベントガスを現行の原子炉施設において排出する場合には重要な観点と考えられ異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | | 特重施設の <input type="checkbox"/> については、「(2)-1」の③に示す設計としており、 <input type="checkbox"/> また、「(3)-2」の③に示す設計としており、 <input type="checkbox"/> 設計としている。 また、 <input type="checkbox"/> 設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日) |
| | | | | | | ④ | | 特になし。 |

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|--|----------------------------------|------|-------------------------------|--|---|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 回答内容、理由 |
| [真空破壊弁の故障] 特に議論なし | | | (4)-1 | 放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウエル中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性がある。 | ① 無 当該経路の詳細な設計情報を承知していないが、設計上、真空破壊弁の開閉着などがある場合、ドライウエル内の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性は否定できないと考えられるため、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② 否 設計上、真空破壊弁の開閉着などがある場合、ドライウエル内の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される可能性があることに対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | ③ 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 <input type="checkbox"/> 設計としている。また、 <input type="checkbox"/> で構成されている。フィルタベントの使用に際しては、 <input type="checkbox"/> を設けている。ただし、当該ラインは、 <input type="checkbox"/> 漏えい経路とならない。よって、 <input type="checkbox"/> ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日) なお、放射性物質を閉じ込める原子炉格納容器に接続し、真空破壊弁と類似の機能を持つ設備として、真空逃がし装置がある。真空逃がし装置は、原子炉格納容器内の過負圧による原子炉格納容器の破損を防止するために設置し、更に原子炉格納容器の外側(アンユラス内)に隔離弁を設置した構成としており、事故時には原子炉格納容器外の隔離弁が原子炉格納容器隔離信号により閉止する設計としている。真空逃がし装置の開閉着等の単一故障を想定しても、隔離弁により原子炉格納容器バウンダリ機能は維持される。 |
| | | | | | ④ 真空破壊弁の故障、開閉着を前提とすれば、スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路は生じる可能性はある。ただし、バイパスを考慮しない解析から求められた放出量が実測値に基づく評価結果とほぼ同レベルであるなどの事実から、真空破壊弁付近等で高い線量率が測定された事象の説明には適していないと原子力規制庁殿も判断されている。更に、福島第二原子力発電所1号機では、真空破壊弁のシートガスケットが外れている事実があるものの、機能的には問題なかったとされている。従って、真空破壊弁付近等で高い線量率が測定された原因については新たな知見となる可能性があるため、引き続き原子力規制庁殿においてその原因の調査・分析を進めていただきたい。 |
| [SA時の漏えい経路] 特に議論なし | | | (4)-2 | このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「SA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。 | ① 無 「(4)-1」を踏まえた考察であり、漏えい経路の可能性として十分考えられるのであれば、漏えい経路の考慮の必要性に対して異なる見解はない。 |
| | | | | | ② 否 「(4)-1」を踏まえた考察であり、漏えい経路の可能性として十分考えられるのであれば、漏えい経路の考慮の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | ③ 伊方3号機の原子炉格納容器は、銅板製の原子炉格納容器の外周を外周コンクリート壁で囲み、原子炉格納容器と外周コンクリート壁の間は空間構造とし、その内筒部にアンユラスシールを設け、アンユラスシールの下部は密閉された空間、アンユラス部を形成し、2重格納の機能を持たせている。事故時に原子炉格納容器から漏えいした空気は、アンユラス空気再循環設備で処理される。アンユラス空気再循環設備のアンユラス排気フィルタユニットに内蔵しているよう素用フィルタ及び粒子用フィルタにより、排気中のよう素等、放射性物質を低減する設計としている。 また、配管、電線等の全ての格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造としており、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには、隔離弁又は閉止フランジを設け、原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、設計基準事故時に原子炉格納容器の機能を保持できる設計としている。原子炉格納容器を貫通する配管には、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」に従って隔離弁を設け、格納容器バウンダリを構成している。 原子炉格納容器は、SA時において、最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能及び原子炉格納容器の真空逃がし装置は、「(4)-1」の③に示す設計としている。 |
| | | | | | ④ 特になし。 |

ベント機能

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | | |
|--|----------------------------------|---|-------------------------------|--|------|--|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| 【SRV逃がし弁機能】 特に議論なし | | | (6)-1 | 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途閉鎖状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。 | ① | 無 SRVと同じ構造の弁はなく、詳細な設計情報を承知していないことから、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② | 否 3号機のSRVの逃がし弁機能の不安定動作による原因の考察から、SRV以外の機器も含め「(6)-2」において網羅的に不安定動作を把握する必要性について考察されており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | (6)-1③関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。 | | | ③ | SRVの逃がし弁機能の不安定動作はSBO状態でアキュムレータの窒素が不足したことにより発生したと考えられている。伊方3号機ではSRVと同タイプの弁はないが、SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器逃がし弁がある。加圧器逃がし弁は、自動制御と遠隔手動制御が可能となっており、駆動のために制御用空気、直流電源を必要とする。想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、窒素ポンプ及び可搬型蓄電池を保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) また、加圧器逃がし弁の手動操作については、確実に操作できるよう訓練にて操作手順等を確認している。 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する |
| | | 不安定動作によりSA時の事象進展に大きな影響を与える可能性のある機器については、SA環境下での健全性確認において、設置場所における環境条件(圧力、温度、湿度等)と機器の設計条件を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、SA時の事象進展に大きな影響を与えるような不安定動作は生じないものと考えている。 なお、SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁については、5/10の回答(6)-2③のとおりであり、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するよう、窒素ポンプ及び可搬型蓄電池を保管及び設置し、重大事故当時における環境条件を考慮した設計としている。 | | | ④ | 主蒸気逃がし安全弁の不安定動作は、核分裂生成物ガスが流れることによる弁座の荒れ、流出する流体の主要組成の変化(水蒸気から水素)が原因と推察されている。いずれも定性的な考察のみの推定であり、技術的な説明として添付されている別添16「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要因」では、前者について触れられていない。 不安定動作となる可能性がある要因については新たな知見となる可能性があるため、引き続き原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を集めた分析を行っていただきたい。 |
| 【SBO条件下での機器の不安定動作の可能性】 特に議論なし | | | (6)-2 | このことを踏まえ、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。 | ① | 無 「(6)-1」を踏まえた考察であり、原因が不明であるということから、SRV及びSRVと類似の機器の不安定動作の可能性を把握する必要性に対して、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② | 否 「(6)-1」を踏まえた考察であり、機器の不安定動作の不明な原因を網羅的に把握する必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | 仮に機器の不安定動作が生じた場合には、例えば、炉心冷却機能に係る設備であれば、一次冷却材系統の減温・減圧の低下割合が遅れるなど、事象進展に影響を与える可能性がある。一方、SA設備の有効性評価における解析の条件設定は、原則、有効性を確認するための評価項目に対し、例えば炉心熱出力に定常誤差を考慮するなど、余裕が小さくなるような設定としている。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価として感度解析等を行っている。 加圧器逃がし弁は、1次冷却材系統圧力(RCS圧力)と加圧器逃がしタンクの差圧、空気圧と格納容器内圧力(CV圧力)の差圧により弁の開閉が決定される。通常の駆動用空気圧があれば、格納容器内圧力が2PdIになるような条件においても弁の開閉が可能であるが、空気の供給や排気が十分ではない場合は、弁が中途閉になる可能性がある。さらに、その状態でRCS圧力やCV圧力が変動するような場合には、弁が不安定動作をする可能性がある。 SA時の設備には、故障も含め、予期せぬ挙動が発生する可能性が常にあると考える。SA対策は、その可能性を念頭に臨機応変にマネジメントするものであり、不安定動作が起こる可能性のある設備とその原因を知っておくことが重要と考えている。加圧器逃がし弁に限らず、予期せぬ挙動に対しては常日頃から設備故障等を模擬したシミュレータ訓練を行い、故障の判断・対応能力の向上を図っている。 1F2号機のSRVの不安定動作の原因はアキュムレータの圧力低下による駆動源の機能劣化と推定されるが、PWRの加圧器逃がし弁の駆動源としてはN2ポンペを接続することができ、主蒸気逃がし弁は手動操作が可能であり、仮に不安定動作が発生したとしても対応が可能である。 | | | ③ | SBO時の事故シナリオを想定した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を講じており、使用される設備は重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁があり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。SBO時や直流電源喪失時に、加圧器逃がし弁は、「(6)-1」の③に示すとおり、駆動用空気が喪失しても、窒素ポンプ及び可搬型蓄電池により作動するよう、また、主蒸気逃がし弁は、手動で操作可能な設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。 |
| | | | | | ④ | SRVの逃がし弁機能の不安定動作はアキュムレータの窒素が不足したためとされているが、不安定動作の詳細なメカニズムは明らかにされていない。このため、本原因対策を同様な構造を有さないPWRプラントへ水平展開するにあたっては、詳細なメカニズム・原因が明確になると、確実な展開が可能となると考える。 |
| 【SRV安全弁機能】 特に議論なし | | | (7)-1 | SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。 | ① | 無 SRVの動作設定圧力及び原子炉圧力の圧力振動のチャートから、圧力振動の上側の圧力値はSRVの動作設定圧力に達していないことが読み取れることから、SRVの作動開始圧力の低下という設計基準事故条件下と異なる挙動を示したことについて不整合な点は見られないため、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② | 否 SRVの安全弁機能の設計基準事故条件下とは異なる挙動を踏まえ、「(7)-2」及び「(7)-3」において、SA時の挙動に関する知見収集に関する必要性等について考察がなされており、SA条件下での機器の設計基準事故条件下とは異なる挙動が事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼすと考えられる場合にはその必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | ③ | SRVの安全弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器安全弁があり、加圧器安全弁等のSA設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」 中間取りまとめ(別添16の図8)では、温度が上昇するとバネ剛性が低下する事象が報告されており、これをPWRの加圧器安全弁に当てはめると、周囲温度上昇に伴う吹出圧力の低下と原子炉格納容器内温度上昇に伴う原子炉格納容器内圧力上昇分のバネ荷重への作用に伴う吹出圧力上昇により、事故時環境では、吹出圧力が若干低下することが考えられる。ただし、加圧器安全弁に期待している事象初期段階においては、原子炉格納容器内の環境悪化は小さく、また、吹出圧力の低下もわずかであるため、現状のプラント設計や事故対応操作に影響はなく、これにより事故が拡大することはないと考えられる。 |
| | | | | | ④ | 原子力規制庁殿が調査・分析により確認された事実であるとは考えるが、この事実を基にSRVの設計変更要否を検討するためには、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下による事象進展への影響程度とその不確かさを明らかにする必要があると思われる。 |

| | これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | | | |
|--|---|--|---|---|---|------|---|---|
| | | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 | |
| 減圧機能 | <p>【知見の集積】 シンビアクシデント(SA)は設計基準(DB)の枠を超えているため、分からないことが起こるものと思わざるを得ない。こうなるはずだという演算的アプローチもあるが、結局最後は、ここから先は危険ゾーンだというのがどこまで分かっているかというのが大事な情報となる。例えば、水素の濃度は水蒸気雰囲気下では一体何%になればどれくらいの圧力を生み出すかなど、知見を集積していく努力が必要。これは、規制組織だけでなく、事業者も一緒になって考えていかないと継続的改善は進まないと思っている。実験をやるとか、シンビアクシデント時の機器の挙動についての知見を事業者の中で分担して蓄積していくなどの実証的アプローチをやっていくということにはならないのか。</p> <p>○知識のフロンティアを進めていくこと、福島以前を超えた今の新しい原子力の安全の考え方の中で、継続的改善と、全体としての安全性向上という中で、積極的に事業者が役割を果たすという動きが大切ではないか。</p> <p>●実際に起こったことを理解することができるツールであるのかということを検証していくというのも一つのメニューと捉えていいのではないか。</p> | (7)-2①関係 (ア)SA時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。 | SA設備については、SA時に想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認している。一方、想定を超えるような条件下における機器挙動等の知見については、1F事故分析結果をもとに事業者・メーカー・研究機関等に継続的に知見の収集及び検討を行うべきものとする。引き続き1F事故分析結果を注視しつつ、新たな知見が得られた場合には、必要対応を検討する等、更なる安全性向上に努める。 | (7)-2 | このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。 | ① | 無 | 「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握は重要であるため、異なる見解はない。 |
| | | (7)-2②関係 (ア)SA時の機器の実力値(作動回数の限界値等)を把握すべきではないか。 | SA設備は、作動を要求されるSA環境条件においてその機能を発揮できることを確認している。ただし、設計上の余裕はある程度存在すると考えられ、実力値の把握により事故対応の裕度向上などが見込める場合は、安全性向上活動において有益な知見となり得る。必要なSA設備についてSA時の機器の実力値を把握するための調査を行うことは有効と考えることから、引き続き1F事故分析結果を注視する。 | | | ② | 否 | 「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | | SA設備は、「(7)-1」の③に示すとおり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としているが、各機器が使用される圧力、温度、放射線量等の環境条件において有効に機能を発揮することができるよう、SA環境時における各機器の挙動を把握することSA設備の機器の信頼性向上を図っていくことは重要と考える。新たな知見が得られた場合は、必要対応を検討する。 |
| | | | | | | ④ | | 特になし。 |
| | <p>【SA条件下での計測機器の信頼性】 特に議論なし</p> | | | (7)-3 | また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。 | ① | 無 | 「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、SA対策の選定、実施に際しては計測機器によるプラント状態の把握が重要であるため、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | 「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、計測機器によるプラント状態の把握の重要性を踏まえると、SA条件下での計測機器の信頼性の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は必要ない。 |
| | | | | | | ③ | | SA設備は、「(7)-1」の③に示すとおり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。また、SA時に計器電源が喪失した場合および計器の監視機能が喪失した場合(計器故障や計測範囲逸脱)でもパラメータを監視計測する手順を整備している。更に、SA時に、パラメータが監視できなくなった場合でも、代替パラメータによる推定手順を整備している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) 新たな知見が得られた場合には、必要対応を検討する。 |
| | | | | | | ④ | | 特になし。 |
| | <p>【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし</p> | | | (8)-1 | 3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(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したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。 | ① | 無 | 「(1)-3」①のとおり、意図しないADSの作動に伴いRDが破裂しベントに成功したことについて、異なる見解はない。 |
| | | | | | | ② | 否 | ADSが設計と異なる条件で意図せず作動した可能性が高いことを踏まえ、「(8)-2」及び「(8)-3」にて、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認の必要性等に関する考察がなされていることから、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | | | | ③ | | 特重施設の格納容器の過圧破壊防止機能は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③に示す設計としている。 |
| | | | | | | ④ | | 特になし。 |
| <p>【ADSの作動に関する設計条件】 特に議論なし</p> | | | (8)-2 | このことを踏まえると、SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要がある。 | ① | 無 | 「(8)-1」を踏まえた考察であり、意図しないADSの作動の可能性が高いと考えられるため、異なる見解はない。 | |
| | | | | | ② | 否 | 「(8)-1」を踏まえた考察であり、ADSが意図せず作動した可能性を踏まえると、ADSの設計条件の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 | |
| | | | | | ③ | | ADSは、非常用炉心冷却系ECCSの一つであり、中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合に低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系と連携して炉心を冷却する機能を有する。本系統は、原子炉水位低及びドライウエル圧力高の両信号を受けてから120秒後の時間遅れをもって作動し、原子炉の蒸気を圧力抑制プールへ逃がすことにより原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系により注水を可能とし、炉心冷却を行う。今回、低圧注水系ポンプが動作していなかったものの、ドライウエルの圧力上昇によって低圧注水系ポンプが動作していると誤検知し、ADSが作動したと確認されている。 PWRのECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成されており、ADSはない。また、PWRでは、原子炉冷却材(1次冷却系)は蒸気発生器により2次冷却系からの除熱を行う。蒸気発生器へ給水する手段である補助給水ポンプは、電動及びタービン動があり、多様性を有している。また、SA対策として、1次冷却系統のフィードアンドブリードなど、原子炉冷却材圧力パウンドリを減圧するための手順等を整備している。 | |
| | | | | | ④ | | 特になし。 | |

| これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回) | 中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日) | | 中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日) | | |
|--|----------------------------------|------|-------------------------------|---|--|
| | 事項 | 回答内容 | 番号 | 事項 | 回答項目 回答内容、理由 |
| 減 圧 機 能 【水素によるPCV加圧】 特に議論なし | | | | | ① 無 「(8)-1」を踏まえた考察であり、13日の朝に燃料の過熱が進み一部の燃料溶融が発生していた可能性を踏まえると、意図しないADSの作動に水素が影響した可能性は考えられる。設備の作動に対する水素のふるまいの影響は、事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼす場合には重要であるため、異なる見解はない。 |
| | | | | | ② 否 「(8)-1」及び「(8)-2」を踏まえた考察であり、水素のふるまいが事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼす場合の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。 |
| | | | (8)-3 | また、PCV圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要がある。 | ③ 水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 また、格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定及びSA有効性評価においては、原子炉格納容器内で発生するガスとして、水蒸気に加え、水素等の非凝縮性ガスによる原子炉格納容器圧力への影響も考慮し、評価している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。 ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可) |
| | | | | | ④ 特になし。 |

※ 表1～3、図1～4及び添付資料については、「『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』に対する回答に係る対応について(依頼)』に基づく当社見解等について(回答) 2021年11月2日 四国電力株式会社を参照のこと。