

中部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(中部電力株式会社)】

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9月6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>					無	1F34号機の原子炉建屋の内部の損傷状況などから、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によって生じた圧力による可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
					否	原子炉建屋の破損の主要因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。
<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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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は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>	<p>(ア) オペレーションフロア及び下層階の水素滞留対策は以下のとおりとしています。 SGTSの吸気口はオペレーションフロアに設置しています。SA時にD/W主フランジ及び下層階のPCVハッチ等から漏えいした水素は、空調ダクト、大物搬入口ハッチ等を経由してオペレーションフロアに連きSGTSにより排出することとしています。</p> <p>オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所には水素濃度計を設置しており、各エリアの水素濃度の監視を行い、可燃限界未満(4vol%未満)に維持できないような異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p> <p>(イ) 水素を滞留させないためには、換気・希釈することが重要であり、PCVハッチ等の水素漏えいが考えられる場所に水素濃度計を設置し、FCVSによるPCVベント及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出へ移行するマネジメント対策を整備しています。</p> <p>水素の挙動については継続的に知見を収集し、新たな知見が得られた場合には、対策への反映を検討していきます。</p> <p>(5) - 1 関係 (ア) オペレーションフロア以外のフロア(下階)の水素滞留対策をとるべきではないか。</p> <p>(イ) 滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p> <p>(ウ) 1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウエル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。</p> <p>(エ) 2001年11月に発生した浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断事故を踏まえて、どのような水素滞留対策を講じてきたのか、また、1F事故による水素爆発を踏まえて、上記の水素滞留対策をどのように見直したのか。</p> <p>(エ) 原因調査として、当該配管の非凝縮性ガスの蓄積のメカニズムを解明するため、実配管を模擬した蓄積試験を実施しており、配管頂部が閉塞している主蒸気を内包する配管における蓄積メカニズムを検証しています。この結果から、主蒸気を内包する配管のうち、非凝縮性ガスが蓄積する可能性のある配管を抽出し、配管勾配の変更や再結合器の設置等を実施しています。なお、着火のメカニズムについては、自己着火、蒸気による着火及び白金、ロソウム以下「貴金属」という、の影響を確認する試験を実施し、蒸気及び貴金属の触媒効果により着火に至った可能性があると推定されています。</p> <p>その後、弊社の配管破断事故を契機として、火力原子力発電技術協会(現 原子力安全推進協会)に非凝縮性ガス対応技術検討会が設置され、プラント配管設計又は設計変更の際に基準とすべき「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン」等が発行されています。弊社は、このガイドラインの知見を取り入れ、RPVヘッドスプレイ配管の対策を講じてきています。</p> <p>SA時にPCVから水素を含むガスを排出するFCVSは、上記ガイドラインに基づき、ベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。 1F事故による水素爆発を踏まえ、配管内の水素滞留対策に見直しすべき事項は見出せておりません。</p>	<p>(ウ) 浜岡3号機の原子炉ウエル排気ラインは、下部に2箇所、上部に18箇所あります。下部の2箇所は、原子炉建屋3階の排気ダクトに接続しています。排気ダクトは、壁を貫通した後、垂直に立ち上がり、そこに2つの空気作動ダンパを直列に設置しています。原子炉ウエル排気ラインは、通常運転時、原子炉ウエルを負圧に保ち、原子炉ウエルが乾燥した際に発生するクラッドが拡散することを防止するために設置しており、空気作動ダンパは開としていました。現在、当該排気ラインの閉止工率(閉止板設置)を予定しています。閉止板は、原子炉ウエルの排気口に溶接にて設置するため、水素の漏えい経路には該当しません。また、上部の18箇所は、原子炉ウエルシールドプラグのある位置にありますが、既に排気ラインの集合部に閉止板を溶接にて設置しています。そのため、このラインも水素の漏えい経路には該当しません。</p> <p>浜岡4号機の原子炉ウエル排気ラインは、原子炉ウエル下部の2箇所のみであり、その構成は浜岡3号機と同様です。既に閉止板を溶接にて設置しているため、水素の漏えい経路には該当しません。 浜岡5号機には、原子炉ウエル排気ラインは設置していません。</p>	(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。	<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、水素を滞留させないようにすることが重要と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計(原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置)により監視します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p>	
						該当無し
<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> <p>ドライブルの中にどういった有機系の物質が、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>	<p>(5) - 2 関係 (ア) 水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。</p> <p>(イ) 水素以外の可燃性ガスに関する調査について、自社で実施することについてどのように考えるか。</p> <p>(ウ) 可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。</p>	<p>(ア) 調査にあたっては、弊社プラントデータの提供等、協力をさせていただきます。</p> <p>(イ) 水素以外の可燃性ガスの対策は水素対策同様、換気や発生防止が重要と考えています。現状の建屋水素対策であるSGTSによる換気対策や水素検知によりPCVベント等に移行するマネジメント対策は水素以外の可燃性ガスにもある程度有効な対策となっていると考えています。</p> <p>溶融炉心の発熱によりPCV内のケーブルから発生する可燃性ガスの種類及び量は、ケーブルの種類(使用材料、構造)によって異なると考えています。弊社で使用しているケーブルの仕様からどのような可燃性ガスが発生するか知見を拡充する必要があり、得られた知見を幅広く活用できるようなメーカ、研究機関等と共同での実施を検討していきたいと考えています。</p> <p>(ウ) ケーブル燃焼試験の結果から、架橋ポリエチレン等のケーブル材料から可燃性の炭化水素ガスが発生することが分かっています。溶融炉心によりケーブルが加熱された場合は、ケーブル燃焼時と同様に可燃性ガスが生じる可能性があると考えられますが、発生するガスの種類や量等に関する知見は現状では有していません。</p>	(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎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。	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があると考えます。(原子力規制庁の調査に協力)
						該当無し

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9月6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
【ベント回数】 特に議論なし	(9)-1 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、東京電力の福島原子力事故調査報告書に記載がある通り、空気ポンペや仮設コンプレッサーによるベント弁の駆動用空気圧の維持や、小型発電機による空気供給ラインの電磁弁の動磁の維持が難しかったことが考えられます。 (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。	(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、東京電力の福島原子力事故調査報告書に記載がある通り、空気ポンペや仮設コンプレッサーによるベント弁の駆動用空気圧の維持や、小型発電機による空気供給ラインの電磁弁の動磁の維持が難しかったことが考えられます。 (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ないと考えます。 1F3号機における減圧挙動から、成功した2回以外はベント成功と判断できるベント操作はないと考えます。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	無 1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
					否 ベント成功回数が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
					1-(1)と同じ。
					該当無し
【BWRにおける建屋の水素爆発】 BWR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、考えられ得る対策を取ることができない、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。 どれくらい水素が、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の頃くらいから、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、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、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かと思うが、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、水素も出るし、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、どういふうに状況をマネージするかというのは、普通の考え方と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、だけど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と、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、どれく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ことから始めるのは、頭の体操の範囲としては狭過ぎではないか。	(9)-2 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。 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、1F4号機では当時全交流動力電源の喪失に伴いSGTSが停止しており、原子炉建屋内の気体が外部に排出されなかったことが考えられます。	(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。	無 1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。	
				否 1F4号機の水素爆発までの時系列が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。	
				浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。 PCVから原子炉建屋への水素の漏れについては、原子炉建屋オペフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。 水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。	
				該当無し	
【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と、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。 【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届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ってはもっと前向きになってもいいのではないかと。 【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、そのために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れいの可能性をミニマム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。	(9)-3 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を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏れいの兆候が見られる場合、炉心が損傷し、PCVの損傷に至った可能性のある状況と想定します。このような場合にも、損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策を実施する必要があると考えます。 原子炉建屋内の水素滞留対策と損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策については、これらと比較してどちらが優先ということではなく、現場作業員の安全を優先に考えつつ、予め定めた兆候ベースの手順に従って対応するものと考えます。異常な兆候が見られた場合についてはPCVのパラメータ(温度、圧力、水素・酸素濃度等)、原子炉建屋水素濃度等を継続的に監視し、現場の状況に応じた判断を段階的に実施し、水素滞留対策を含めたSA対策を実施することになると考えています。 このため、複雑なプラント状態を関連パラメータから判断できる情報収集力と判断力を備えられるよう努めてまいります。	(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、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。	無 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との見解について異なる見解はありません。	
				否 水素爆発が発生した際の建屋及び建屋周辺への影響は明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。	
				(9)-2に記載。	
				該当無し	

	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9月6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>【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし</p>			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。	無	福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)3号機のRD付近の線量率と1F2号機のRD付近の線量率の比較から、ベントは成功しなかったとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、サブレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力がRDの作動圧力に達していないことが確認されています。	
					否	1F2号機のRDが作動しなかったことは明らかであるため、更なる調査は不要と考えます。	
					(1) - 1	AM対策((2) - 1の定義と同じ)の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。 耐圧強化ベントについては、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにするため、PCV最高使用圧力(1Pd)以上の圧力で実施するように、RDはPCVの1Pdで作動する設計としていました(RDの作動圧力については、破裂試験により確認していました)。 フィルタベント系(以下「FCVS」という。)のRDについては、柔軟な対応が可能となるよう、FCVSの設計当初から想定される排気圧力と比較して十分に低い圧力で作動するRDを設置しています。なお、RDの設置にあたっては、破裂試験等を行い、作動圧力の確認を実施することとしています。 耐圧強化ベントは、信頼性が高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。また、RDは撤去し、弁の操作により炉心損傷前のベントが実施できるような系統構成に変更しています。 AM対策においては、耐圧強化ベントについて、原子炉注水に成功しているもののPCVからの除熱に失敗しているTWシーグンス(崩壊熱除去機能喪失)に主眼をおき、窒素ガスや電磁弁の電源が維持されている状態を想定して設計を行っており、それらが維持できない場合は、PCV圧力が1Pdの圧力において一定期間はSRV((6) - 1の定義と同じ)は開保持されると評価されるもののSRVの開保持ができなくなる可能性があります。 1F事故においては、PCV圧力が上昇したことにより、SRVの開保持機能が維持できず、RPVやPCVへの代替注水が阻害された可能性があると考えます。 原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。 ((6) - 1 参照)	
						該当無し	
	<p>【二次格納容器】 BWR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で、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の、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のようにアニユ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しまう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のアニユラスとのイメージが一番近いかという感じ。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レッション・プールで補ってはいれるものの、容積だけではどうにもならないので、アニユ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やっぱりPCVが運転中に漏れした場合にも、ここは二次格納として必要なのかということ、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れども、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の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と。</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>			(1) - 2 このことを踏まえると、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。	無	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との見解について異なる見解はありません。	
					否	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ことを確認する上で、更なる調査は不要と考えます。	
						該当無し	

	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9月6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
ベント機能	[ラプチャーディスクの設計圧力] 特に議論なし				無	ベントラインの系統構成完了時間とPCV圧力の挙動から、系統構成完了時点でPCV圧力がRDの作動圧力に到達していなかったとの見解について異なる見解はありません。 また、ベント成功の要因については、ADSのインターロックの条件成立のタイミングと、S/C内の圧力上昇のタイミングから、ADS作動によるS/Cの内圧上昇によりRDが破裂したとの見解についても異なる見解はありません。
					否	意図しないADSの作動メカニズム等、ベント成功に至るまでのメカニズムは分析されているため、更なる調査は不要と考えます。
		(1) - 3 関係 (ア) 低圧非常用炉心冷却系の吐出圧力は、原理的には福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)と同様にPCV圧力の影響を受ける系統構成になっていることか、	浜岡1～5号機の低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)の吐出圧力を検出する圧力計は、1F3号機の残留熱除去系の吐出圧力計と同様に、水源であるサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)と配管でつながっており、途中の弁は閉運用であるため、PCV圧力の影響を受ける系統構成となっています。 なお、1F3号機と比較して自動減圧系(以下「ADS」という。)の作動条件の一つである低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、また主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えます。ただし、PCV圧力が高い場合には、ADSの作動信号が誤投入される可能性があることを、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。	(1) - 3	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が破裂したことでベントに成功している。	FCVSについては、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 ADSについては、1F3号機と比較して低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。
						該当無し
	[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)	各号機における想定したアクシデント、アクシデントに対する対策及び具体的な対策を表1に、AM対策による既存の安全機能への影響確認結果を表2及び表3に示します。それぞれの考え方については項目ごとに以下に示します。 浜岡原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内的事象PRAの結果を用いて、炉心健全性の維持に係わる事故シーケンスとして「未臨界確保失敗」「高圧注水・減圧失敗」「崩壊熱除去失敗」「電源喪失、等を抽出し、格納容器健全性の維持に係わるモード」として「貫通部過温」「格納容器券囲気直接加熱」「水蒸気(崩壊熱)による過圧、等を抽出しました。 抽出したアクシデントの発生を防止する対策として、「原子炉停止機能」「原子炉及び格納容器への注水機能」「格納容器からの除熱機能、及び「安全機能のサポート機能」の機能が有効であると考え、既存の設備を最大限活用することを考慮して検討を行いました。検討においては、既存設備の安全機能への影響を確認しました。 上記の検討の結果、具体的なAM対策として以下の対策を講じました。 原子炉停止機能 ・再循環ポンプトリップ(RPT) ・代替制御棒挿入(ARI) 原子炉及び格納容器への注水機能 ・補給水系、消火系ポンプによる代替注水 原子炉減圧の自動化 格納容器からの除熱機能 ・ドライウェルクラーム、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・余熱除去系の復旧 耐圧強化ベント 安全機能のサポート機能 ・電源の融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧 上記のAM対策を講じて各機能を強化した効果をPRAにより確認した結果、例えば、BWR5の浜岡3,4号機であれば、炉心損傷頻度を9割以上、格納容器破損頻度も9割以上低減できることを確認していました。			

	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9月6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	(2) - 1 関係 (ア)耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)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。	(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壊リスクの拡大を招いている。	無	現地調査等によるSGTSフィルタの汚染状況から、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガスが逆流したとの見解について異なる見解はありません。逆流の原因については、SGTSと耐圧強化ベントの境界弁の仕様がFail/Openとなっているなどが挙げられていることについて、異なる見解はありません。	否	ベントガスの逆流が生じたことについては、現場汚染状況などから明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。		
						FCVCSは、不活性ガス系の隔離弁より上流側から分岐させ、分岐以降の配管は、隔離弁を含め独立した構成とし、他号機と共用しない構成としています。FCVCSと不活性ガス系との境界弁については、Fail/Openとなる弁はなく、隔離機能を確保するためシート材料をより耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVCSを新たに設置したことから、FCVCSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。	該当無し			
						無	耐圧強化ベントラインからの自号機への逆流事象を踏まえると、AM対策整備時の考え方を確認することは今後の安全性向上に寄与するものと考えられるため、異なる見解はありません。	要	AM対策整備時の設計の検討経緯等について、今後の安全性向上の観点から調査が必要であると考えます。(自社、原子力規制庁の調査に協力)	
	[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 関係 (ア)耐圧強化ベントラインの設計(SGTS配管接続を含む)に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	(2) - 2	AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。耐圧強化ベントラインについては、上流側(PCV側)は浜岡1.2号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側(排気筒側)はSGTSへの逆流防止のため、SGTS出口弁下流の排気ラインに接続しています。浜岡1.2号機の排気ラインは排気筒底部から排気筒中間高さまで敷設していた浜岡1.2号機共用のSGTS排気ラインに接続しており、浜岡3～5号機の排気ラインは号機間共用なく、排気筒底部から排気筒頂部まで敷設しています。SGTS出口弁は、よう素除去用の活性炭を内蔵したSGTSのフィルタ装置の性能低下を防止するために常時閉弁にて運用しており、浜岡1.2号機ではFail-Openの空気作動弁を、浜岡4.5号機では圧縮空気が喪失した場合の誤動作を防止するため、Fail-As-Isの電動弁を採用しています。浜岡3号機では同目的の弁(電動弁)を排風機の上流にあるフィルタ装置と排風機の間に設置しています。耐圧強化ベントラインの設置の際には、以上の既存のSGTS出口弁の設置状況を踏まえ、浜岡1.2号機ではSGTS出口弁の駆動源である圧縮空気が喪失した場合に隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定め、浜岡3号機では排風機の下流に逆流防止のためのFail-As-Isの電動弁を追設しました。耐圧強化ベントに係る設備については最高使用圧力の2倍(以下「2Pd」という。)まで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが、今回調査したところ、 <u>当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確保していたことの確認ができませんでした。</u> 具体的には、PCV本体について、 <u>当時は海外の研究結果や国内の検討結果(各型式の二次元弾塑性解析)を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。</u> また、PCV隔離弁について、浜岡3.4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1.2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏れ防止ができることを確実にしていませんでした。当時の検討経緯に関する関連資料として、添付 - 1「AM設備の基本設計について(平成9年9月19日承認 社内検討文書)(抜粋)」及び添付 - 2「過酷事故対策/PCVパウンドラの健全性について(平成10年4月21日 社外打合せ資料)(抜粋)」を添付いたします。	(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ります。	無	耐圧強化ベントに係る設備については最高使用圧力の2倍(以下「2Pd」という。)まで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが、今回調査したところ、 <u>当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確保していたことの確認ができませんでした。</u> 具体的には、PCV本体について、 <u>当時は海外の研究結果や国内の検討結果(各型式の二次元弾塑性解析)を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。</u> また、PCV隔離弁について、浜岡3.4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1.2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏れ防止ができることを確実にしていませんでした。	該当無し	
	[排気筒の構造] 耐圧強化ベントについて、BWR各社で排気筒を経由してベントを出すという共通の認識だったとしているが、事故分析では当該排気筒は非常に汚染の程度が高かった。根本的なところとして、排気筒から放出できる設計だったのか、鳥根1号機は排気筒に対してSGTS配管が途中までしかない、1F1号機と同様の設計であり、当時、耐圧強化ベントを設計したときにどのような流動を想定していたのか等の知見はないか。	(3) - 1 関係 (ア)ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とすることは、BWR各社での共通認識であったか。	(3) - 1	AM対策の整備にあたっては、既存設備を最大限活用して一層の安全性の向上を図るとの基本的な考えに基づき、 <u>耐圧強化ベントラインとしてSGTS配管を活用することはBWR各社の共通認識であったと考えています。</u> <u>ただし、排気筒内における排出高さは、個別プラントのSGTSの設計に基づいたものでした。</u>	無	1F1号機の耐圧強化ベントについては、系統概要図等から、SGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計等がなされていたとの見解について異なる見解はありません。	否	1F1号機の耐圧強化ベントについては、設計等が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。		
						(3) - 4 に記載。	該当無し			

	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9月6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)-2 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。	中間取りまとめに示されているように、ベント時にCsを含む大量のエアロゾルはベントガスとして排気筒頂部から全量放出されるわけではなく排気筒内部に蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1F1,2号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと考えます。	(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。	無	1F1,2号機共用排気筒については、線量と排気配管の構成から、排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされていることについて異なる見解はありません。
						否	1F1,2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされているため、異なる調査は不要と考えます。
							(3)-4に記載。
							該当無し
	【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 関係 (ア)「浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた」について、どのような評価・検討により「中間高さ」までにしたのか。	浜岡1,2号機の耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続しております。 浜岡1,2号機のSGTSの排気ラインの高さに係る根拠となる資料は確認できませんでしたが、排気筒に接続している建屋換気ダクトが万が一破損した場合でも、SGTSの排気ラインが排気筒内中間高さまで立ち上がっていれば、SGTSの排気を排気筒頂部から放出できるとした資料があり、排気ラインの高さの設定にあたって、このような想定を考慮していたことが考えられます。	(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。	無	(3)-2と同じ。
						否	(3)-2と同じ。
							耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続していました。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続されており、浜岡3~5号機は号機間共用なく、排気筒頂部まで敷設されたSGTS排気ラインに接続されています。 炉心損傷後においても、S/Cのスクラビングによる放射性物質の低減効果により大量の放射性物質の環境放出を回避することを期待していました。ただし、ベントガスの挙動、組成等に対する考慮はなされていませんでした。
							該当無し
	【ベントガスの挙動】 特に議論なし	(3)-4 関係 (ア)貴社の現在の排気系統では、ベントガスはどのように挙動すると考えるか(最も滞留する可能性がある箇所はどこか、など)。 (イ)「エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定」について、どのような事象想定により、どの程度の放射エネルギーが付着することを想定しているのか。	(ア)炉心損傷後にPCVからのベントガスを排気する系統であるFCVSについては、「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン」に基づき、連続上り勾配の設計、閉止部におけるベントガスの流動評価、水平部の不燃限界長さの確認等によりベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。 (イ)配管へのエアロゾル付着のメカニズムについては、重力沈降、乱流沈着、拡散沈着、慣性沈着等があります。ベント実施時の配管内の流速は速く、配管へのエアロゾル付着については、乱流沈着による付着(ベントガスの流速に依存)が支配的であると考えられます。PCVからベントフィルタまでの配管は同口径としており、ベントガス流速が顕著に変化する箇所はないことから、乱流沈着による付着に偏りはなく、エアロゾルは配管内面に一様に付着すると想定しています。 放射エネルギーについては、FCVSの設計条件であるエアロゾル移行量に対し、配管100mあたり10%が付着すると想定しています。	(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。	無	(3)-2と同じ。
						否	(3)-2と同じ。
							FCVSは、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を経由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。 FCVS配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。 また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。
							耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を経由して排気筒(頂部まで配管を敷設)を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。
						該当無し	

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9月6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	[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に生じると、ドライウェ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。	無	福島第二原子力発電所(以下「2F」という。)1号機における真空破壊弁シートガスケットの外れから、ドライウェ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との見解について異なる見解はありません。	
						否	PCV外に放出される経路が生じる可能性があるとの見解について、更なる調査は不要と考えます。	
							真空破壊弁の開閉機構については、7kPa程度の差圧により開弁し、自重により閉弁する極めて単純なものであり、動作機能が確保されていたとする中間取りまとめの見解からも真空破壊弁が固着する可能性は低いと考えます。 真空破壊弁のシートガスケットについては、SA時の環境に耐えられるように、より耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 なお、FCVSは、ベントガスがベントフィルタを経由せず放出されることがない設計としています。	
							該当無し	
減圧機能	[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。	無	(4)-1と同じ。	
						否	(4)-1と同じ。	
			真空破壊弁が誤って開弁していたとすると、 ドライウェル(以下「D/W」という。)中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じることとなります。 この場合、LOCAや原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破壊に伴って多量の水蒸気が発生すると、 D/Wの気相部圧力が上昇するとともに、S/Cプール水による圧力抑制効果が低下していることから、真空破壊弁の機能が維持されている場合に比べて、S/Cの気相部の圧力が上昇することが考えられます。 また、S/Cからのベントを実施したとしてもD/W内のCs等の粒子状放射性物質のS/Cプール水による除去効果が低下することから ベント時の粒子状放射性物質の放出量が増加することが考えられます。 なお、S/Cプール水による除去効果に期待できない場合であっても、より大きな除去効果を持つFCVSを介して放出することとなるため、 放出量を低減することができる設計となっています。				FCVSは、ベントガスをベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出する設計としています。重大事故等対策に係る有効性評価においては、炉心損傷後に代替循環冷却系が使用できない場合、FCVSでベントを行うこととしており、W/W側からベントするケースに加えて、D/W側からベントするケースについてもCs放出量が100TBqを下回ることを確認しています。	
							該当無し	
減圧機能	[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(中途閉閉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。	無	SRVの逃がし弁機能の挙動から、不安定動作(中途閉閉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との見解について異なる見解はありません。	
						要	SRVの逃がし弁機能の不安定動作(中途閉閉状態の継続と開信号解除の不成立)の原因が不明であるため、更なる調査が必要と考えます。(自社、他の電力会社)	
			(6)-1 関係 (ア)中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、どのような検討が必要であるか、また、どのような検討が実施可能か、			SRVの逃がし弁機能の不安定動作のうち、原因が不明である開信号解除の不成立について、本事象に係る新たな知見が得られた場合には、弊社SRVにおいて同原因で開信号解除の不成立発生を調査を実施し、必要に応じて対策を検討することが必要であると考えています。 今後の本事象に係る知見取得のために、弊社におけるSRVの設計情報について、提供させていただくことが可能です。		SRVに中途閉閉状態が生じたとしても、RPVの過圧は防止され、RCIC等により原子炉への注水による水位維持は可能である と考えています。 原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。 ・SRVの自動減圧機能が喪失した場合の減圧(例:原子炉自動減圧インターロック(代替自動減圧機能)) ・常設直流電源系統などが喪失した場合の減圧(例:可搬型代替直流電源設備などの整備) ・窒素が喪失した場合の減圧(例:代替高圧窒素ガス供給系などの整備) SRVの逃がし弁機能の不安定動作(中途閉閉状態の継続と開信号解除の不成立)の原因に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
							該当無し	

	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9月6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	【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	このことを踏まえると、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。	無	SBO条件下での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との見解について異なる見解はありません。
						要	1FにおけるSBO条件下で発生したSRV以外の不安定動作について、更なる調査が必要と考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
		(6) - 2 関係 (ア)1Fの主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能で不安定動作が生じたことを踏まえて、全交流動力電源喪失条件下では貴社のSRVにどのような不安定動作が生じると考えるか。 (イ)「機能を発揮できなくなる」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「機能を発揮できなくなる」と「不安定動作が生じる可能性はない」は同じと考えているのか)。 (ア)SRVの窒素供給が断たれた場合、アキュムレータ内の窒素で全開動作を行うこととなりますが、繰り返し動作による窒素の消費に伴う圧力低下が生じることから、開弁する力と閉弁する力の関係から不安定動作が生じると考えられます。 このため、SRVの逃がし弁機能不安定動作が生じたことの原因の1つとして推定されている駆動源(窒素)の不足に対しては、窒素ガス供給設備の多重化等の対策を実施しております。 今後、SRV不安定動作に係る更なる安全性向上に資する知見が得られた場合には、必要に応じて設計に反映するよう検討を行います。 (イ)計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給を受ける重大事故等対処設備(計測機器を除く)について、継続的な動作要求のある機器を抽出した結果、SRV以外にはないと考えられます。 前回回答においては、SRV以外については、全交流動力電源喪失時に計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合においても、安全な状態となるFail-Safeの設計がなされていること等から、「SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。」と記載しました。 一方、前回回答の「SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。」については、 SRV以外の重大事故等対処設備において機能を維持した状態で不安定動作を生じる設備があると考えているわけではありませんが、1F事故の調査においてSRV以外の重大事故等対処設備における不安定動作等の新たな知見が確認された場合には、その対策について検討が必要と考えている旨を記載したものです。	(6) - 2			このことを踏まえると、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。	SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。 SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
			該当無し				
減圧機能	【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。	無	SRVの高温時の安全弁機能の挙動から、SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたとの見解について異なる見解はありません。なお、 東京電力における過去の調査結果から、原子炉水位計の高温時の挙動が明らかになっており、測定値への影響が発生することが確認されています。
			(7) - 1 関係 (ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であると考えられるか。 基準面器を使用している原子炉水位計、原子炉圧力計及びS/C水位計は基準水面との差圧を水位又は圧力信号として出力しており、蒸発等により基準水面が変動すると指示値に影響を及ぼすことが考えられます。 計器が正しい値を示していないことが疑われる場合は、他チャンネルの計器指示値等の関連パラメータを確認し、原子炉水位不明時にはその対応手順を定めています。 計器指示値の変動への影響調査には、計器の測定原理、耐環境仕様、計器誤差及び1F事故時のプラント状況等の調査が必要と考えます。 なお、SA対策に必要なパラメータは、想定される使用条件における耐環境性能を有しており、代替監視手段(代替パラメータによる推定、可搬型計測器による監視(温度、圧力、水位及び流量))を整備しています。			要	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、 設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。 (他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
							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。 周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下などが生じた場合であっても、安全弁によるRPVの過圧を防止する機能は維持されるものと考えています。 また、以下の通り 安全弁の挙動は事象進展に大きく影響しないもの 、その挙動を運転操作手順書に反映し、教育訓練等により確認することを計画します。 原子炉が高圧の状態水位が維持され、低圧代替注水が準備出来ている場合において、S/P水温度が80 に到達した場合の原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下が起こることはありません。 原子炉が高圧の状態で炉心が損傷し水素が発生する事象(TQUV(RPV破損)として評価している事象)では、原子炉水位がBAF(有効燃料棒底部)+10%に到達した時点での原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、SRVの安全弁機能の挙動が事象進展に有意な影響を与えることはありません。 なお、原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。((6) - 1 参照) 調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
【知見の集積】 シビアアクシデント(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、シビア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ことにはならないのか。 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。 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討していくというののも一つのメニューと捉えていいのではないか。 知見の集積として、BWR各社で何か検討しているとかという状況はあるのか。 シビアアクシデント時に想定していないような状況で、安全系の機器とか機能が要求されるようなものがどう実際に動くのか動かないのかみたいなのを考えなければいけないだろうという問題意識に対して、事業者やメーカー等で知見の収集もしっかりやっていくべき、やっていきたいというように回答されているが、これは何か具体的な取組の計画、あるいは検討中の状況とか何か具体的に考えや計画があれば説明頂きたい。 シビアアクシデントが視野に入っている状態、入っていない状態、入っていない状態で設計されたものはある以上、今度はシビアアクシデントを視野に入れなければならない世界になったときに、今度はもう追加の設計で対応するのか、それともマネジメントなのか、これはそんなに時間をかけていいとも思わないが、電力各社との共通理解が持てるように議論を続けたい。	(7) - 2 関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのようにに集積すべきと考えるか。 事業者として、 メーカー・研究機関とも協調して知見を集積していくべき と考えます。 知見の集積にあたっては、全社共通的な設備に関するものは電力大での対応を検討する等、合理的に進められるよう連携を図りたいと考えています。	(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。	無	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えているため、異なる見解はありません。		
	(7) - 2 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。 重大事故等対処設備については、SA環境下で機能喪失しない設計としていますが、 実力値を把握することは有益な知見となるため、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 と考えています。	要	(7) - 1 と同じ。				

