

東京電力ホールディングス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(東京電力ホールディングス株式会社)】

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、第23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24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>					<p>無 原子炉建屋の破損の主要因について、異なる見解はない。</p>
					<p>要 当社にて実施する廃炉作業の進捗に応じ、現場調査等で得られた情報をもとに、水素漏えいの排出経路に関する情報として整理をする等、今後も継続的に知見を拡充していく。</p>
<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と。</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>建屋にどれく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と。</p> <p>ウォークダウンを行い、実際にどういったところに滞留する可能性があるのかを把握されることは先駆的であり、良い取り組みではないか。</p> <p>建屋内で水素が滞留する場所、滞留するおそれのある場所はないのか、水素は設計どおりの動きをするのかと言う点は疑問が残っている。例えば、SGTSで全体を強制的に引くことは本当に可能なのか。</p>	<p>(ア) PCVからの水素漏えいは、トップヘッドフランジおよびPCVハッチ類の貫通部から想定している。これらのフランジ部に設置されるガスケットは、改良EPDM材に変更することに加え、バックアップシール材を塗布することにより、水素の漏えいを抑制することとしている。</p> <p>その上で、これらの箇所から漏えいした水素は、SGTSを含む全空調系が停止している場合においても、ガスの密度差を駆動力として、周回通路や大物搬入口ハッチ等を通じて原子炉建屋下層階から原子炉建屋オペレーティングフロアまで移行することを解析により確認している。オペレーティングフロアに到達した水素は、静的触媒式水素再結合装置により酸素と再結合処理されることで、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制することとしている。</p> <p>また、原子炉建屋内水素濃度(オペレーティングフロア)が1.3vol%に到達するまでは、SGTSを使用することとしている。SGTSの吸込み口はオペレーティングフロアに設置されることから、原子炉建屋下層階からオペレーティングフロアへの水素の流れは、より促進されるものと考え、さらに、SGTSを通じて原子炉建屋内の水素は屋外へ排出されることに加え、SGTSにより原子炉建屋内が負圧になることから屋外から原子炉建屋内へ空気が流入することで、原子炉建屋内の水素濃度上昇は緩和されるものと考えている。</p> <p>PCVハッチ類には、原子炉建屋下層階の小部屋形状になっている箇所(局所エリア)に設置されたものがあるが、局所エリアに漏えいした水素も、空調ダクト等を通じて周回通路に排出されることで、局所エリアでの水素の滞留は生じないことを解析により確認している。</p> <p>電気ペネトレーションに関しては、200、2Pdにおけるシール機能が確保されていることを確認している。現在の知見拡充の取り組みとして、より実機を模擬した熱・放射線同時劣化処理後のSA環境における健全性を検証しているところである。</p> <p>なお、水素挙動に関して新たな知見が得られた場合には、反映を検討する。</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。 (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。 (ウ)「水素濃度が可燃限界未満に維持されることは解析により確認」としていることについて、実際の水素挙動を把握すべきではないか。 (エ)「水素は自然対流によりオベフロに流入する」としていることについて、対流が生じる要因として、どのようなことが考えられるか。 (イ) 原子炉建屋内における水素の流動解析において、水素が滞留するオペレーティングフロアを100個のサブボリュームに分割してモデル化をしているが、全域において水素濃度は均一となる結果を得ている。そのため、滞留する水素は均一に混合された状態になると考えている。 なお、水素挙動に関して新たな知見が得られた場合には、反映を検討する。 (ウ) 原子炉建屋内の水素の挙動を実験的に解明することは高温の可燃性ガスを扱うことになるため、非常に困難であり、解析的手法により把握することが現実的であるとされている。 (エ) 対流が生じる要因は、PCVから漏えいするガスが高温であることに起因するガスの密度差であるとされている</p>	(5) - 1	<p>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>	<p>原子炉建屋への以下の水素漏えい抑制等の対策、評価を実施している。 ・トップヘッドフランジ、パーソナルエアロック、機器ハッチ等のガスケットを改良EPDM材に変更 ・バックアップシール材の塗布により、水素の漏えいを抑制(自主対策) ・ウェル注水によるトップヘッドフランジ部の温度上昇抑制による影響緩和(自主対策設備) ・原子炉建屋へ流出した水素を処理するため、オベフロに静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)を設置 ・漏えいポテンシャルが高いと思われるハッチ等の近傍に水素漏えい検知器を設置(5箇所) ・PARによる水素抑制対策を実施しているにも関わらずオベフロで顕著な増加が確認された場合のベント手順を整備 ・建屋トップベントの設置(自主対策設備) ・オベフロ及び各階層の水素濃度が可燃限界未満に維持されることは解析により確認(原子炉建屋原子炉区域の各階層は周回通路及び機器搬入用ハッチによりオベフロにつながっていることから、事故時に原子炉格納容器から漏えいした水素は自然対流によりオベフロに流入し、PARにより適切に処理される) また、耐圧強化ベントラインからの逆流に関する設計、運用への反映事項については、(2) - 2 に記載する。</p>
<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>ドライウェルの中にどういった有機系の物質が、どれく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と。</p> <p>ケーブル燃焼試験の結果として、架橋ポリエチレン等のケーブル材料から炭化水素ガスが発生するという知見がある旨回答があった。これらの試験は独自でしているものなのか、一般的にしているものなのか。また、他社でそういう知見はないのか。</p> <p>今後、個社なり、電力共同なり、可燃性ガスの発生に関する検討等を行う考えはあるのか。</p>	<p>(5) - 2 関係 (ア)可燃性ガスの発生源、種類、量に関する調査、検討について、他社との共同実施の必要性はどのように考えているか。</p> <p>(ア) 可燃性ガスの発生源、種類、量に関する知見を保有していないことから、まずは物量の多いケーブル、塗料等に対して、可燃性ガスの種類、量を把握するため、当社単独で試験を実施しているところである。</p> <p>格納容器内で使用しているものは、他社と共通のものもあると考えており、事業者の知見拡充の観点で、他社との共同実施は有効であると考えている。</p> <p>なお、本項目以外にも共同実施により効率的な検討が可能と考えられるものについては、他社等との共同実施を検討したい。</p>	<p>(5) - 2 関係 (ア) 可燃性ガスの発生源、種類、量に関する知見を保有していないことから、まずは物量の多いケーブル、塗料等に対して、可燃性ガスの種類、量を把握するため、当社単独で試験を実施しているところである。</p> <p>格納容器内で使用しているものは、他社と共通のものもあると考えており、事業者の知見拡充の観点で、他社との共同実施は有効であると考えている。</p> <p>なお、本項目以外にも共同実施により効率的な検討が可能と考えられるものについては、他社等との共同実施を検討したい。</p>	(5) - 2	<p>また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙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。</p>	<p>無 3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙について、異なる見解はない。</p> <p>要 検討会では、PCV内のケーブル等の可能性が挙げられているが、ケーブルはもとよりPCV内の塗膜片及びその他機器・構造物においても、有機材料を使用しているため、溶融炉心との接触によりそれらより可燃性ガスが発生する可能性が推定される。</p> <p>これらの可燃性ガス発生メカニズムを把握することは必要と考えており、特定することは非常に困難であると思われるが、当社は、物量の多いケーブルや塗料に対して発生する可燃性ガスの種類、量を把握し、その結果に応じ、対応策について検討する。</p>
					<p>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、第23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24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	3号機のベント成功回数は2回である。	無	3号機のベント成功回数は2回であるということについて、異なる見解はない。
					否	未解明報告における推定のとおり、3号機のベント成功回数は2回の可能性が高いと考えており、更なる調査は不要と考える。
						特になし。
						特になし。
【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れない、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。	(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。	原子炉建屋はSGTSによる排気によって負圧を維持できる設計としており、一定の気密性を有している。 4号機原子炉建屋では、電源の喪失によりSGTSが停止していたことから、3号機から流入した水素を排気できなかったことが40時間にわたり水素が滞留した要因と考えている。	(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。	無	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、滞留し、その後爆発に至ったということについて、異なる見解はない。
	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かということが議論のポイントであると思っている。				否	更なる調査は不要と考える。
	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を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。					福島第二原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所においては号機間で排気筒の共有はしておらず、他号機への水素流入は発生しない設計としている。	
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。そういう非常に特殊な条件下では、どういふふう状況にマネジメントするかというのは、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、非常に特殊な状態だということをつかんだ上で、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と思っている。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。					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、第23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24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>【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。</p> <p>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ことがおさえる必要がある。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>SGTSの1日に排気できる量は原子炉建屋体積の1/2程度であり、その程度の能力で一気に効果がでるのか。また、水素の滞留が懸念される際にSGTSのファンなどの可動物があっても大丈夫なのか。</p> <p>SGTSは通常運転時に原子炉建屋内を負圧に保っていたという理解。この原子炉建屋内の負圧は、オペフロなどに比べて下層の小部屋のような場所では圧力勾配ができていないのか、それとも、実際に均一に負圧に保たれているのか。</p> <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。</p> <p>水素の漏えいにより、水素濃度が一定の濃度に上がった場合に対策をとるといのは、漏れるスピードは誰にも分からず、また、そのような水素漏えいが発生する環境下での作業時間は相当かかるものと思うが、水素濃度が上がり始めてから対策を取って間に合うのか。</p> <p>SGTSによる排気の限界の話をしているが、それらの不確実性を追求する方がいいのか、より早めに格納容器の圧力を下げる方がいいのかという選択になったときには、SGTSにあまり頼りすぎるとはいかないか。</p> <p>審査等で今できていることではなく、できていることの状態を超えた状態になったときにどういう対処を考えなければいけないかという設問。極端な話となるが、滞留した水素の対策を取るのか、そもそも滞留させずに早く外に出してしまうのかという戦略の問題であり、どういうメインパスを取るのかの大きな議論となるもの。</p> <p>リークポテンシャルの高いところ以外にも滞留する可能性がある場合、水素濃度計や検知器をどういう軸で設置する場所を決めるのか。今はリークポテンシャルの高いところに設置しているが、それに続く水素濃度計を設置すべき場所のような考え方はあるのか。</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階にしかないので、オペフロより下階の限界点がどこにあるのか探るといのはもっと前向きになって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えいの可能性をミニマムにする措置をとると、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> <p>水素がある程度溜まった状態でSGTSを使った場合、爆発を誘発する可能性はないのか、水素の滞留対策として、換気系に期待する場合、使用限界などについて何か認識はあるのか。</p>	<p>(ア) ・原子炉建屋内の水素濃度が2.2%に到達した場合は、格納容器ベントを実施することから、ブルーム通過中の体制が構築され、必要最小限の要員で構成することとしている。この体制の中で原子炉建屋の水素濃度が可燃限界に到達するまでの間は、次に掲げる事項について、現場での操作を想定している。 a.可搬型代替注水ポンプへの燃料給油(タンクローリーへの軽油移し替え含む) b.運転中機器の監視、故障対応 c.格納容器圧力逃がし装置対応(排水、薬液注入等) d.放射性物質拡散抑制対応(原子炉建屋への放水操作) ・格納容器ベント後も原子炉建屋内の水素濃度が上昇する場合は、直接原子炉建屋内の水素ガスを排出するためブローアウトパネルを開放する。これは、中央制御室からの遠隔操作で可能な設計となっている。 ・原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超える場合は、原子炉建屋周辺での作業が禁止となることから、上記a.～d.の作業も行えないこととなる。原子炉への注水や原子炉建屋への放水は、可搬型設備の燃料が枯渇した時点で運転継続が不能となる。このため、原子炉建屋から離れた場所にある設備の復旧により、原子炉注水が可能になる場合は、これを行う。また、格納容器圧力逃がし装置については、水位が上昇すると所定の除去効果が得られなくなるが、格納容器圧力の低下は継続できると考えられるため過圧破損防止機能は維持可能である。</p> <p>(イ) 原子炉建屋内水素濃度(オペレーティングフロア)が2.2%に到達し、格納容器ベントを実施しても建屋の水素濃度が下がらない場合は、ブローアウトパネル開放を行う手順としている。水素濃度が可燃限界を超えた場合には、これらの操作も行えなくなることから、水素滞留対策はSA対策の中でも優先度の高い対応となる。</p>			<p>無</p> <p>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の必要性について、異なる見解はない。</p>		
					否		<p>更なる調査は不要と考える。</p>
			<p>(9) - 3 関係 (ア)「水素濃度が可燃限界に到達する前に原子炉建屋周辺の屋外作業は禁止する等」としていることについて、作業を禁止する間の事象進展にはどのように対処すべきと考えるか。 (イ)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)。</p>			(9) - 3	<p>設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。 ・原子炉建屋への水素漏えいを抑制する設計等への反映については、(5) - 1 に記載する。 ・PAR等による原子炉建屋の水素爆発防止対策を実施しているが、それに関わらず原子炉建屋内の水素濃度が2.2%(可燃限界未満の濃度)に到達し、水素爆発発生の際がある場合には、原子炉建屋内への水素漏えい抑制を目的に、ベントを実施する。ベントの実施により敷地内線量が上昇するため、放射線防護の観点から、ベント実施から敷地内線量が低下するまでの間は屋外作業を禁止している。なお、ベントの実施に加えて建屋トップベントを実施したにも関わらず、水素濃度が低下しない場合は、水素濃度が可燃限界に到達する前に、人身安全最優先の考え方に基づき、原子炉建屋周辺の屋外作業は禁止する等、運用の見直しを行う。</p> <p>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。</p>
						<p>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、第23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24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>			(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。	無	平成29年「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」(以下「未解明報告」という。))においても、2号機ではベントは成功していないと推定しており、異なる見解はない。
						否	2号機においてベントが成功しなかった理由について、ラプチャーディスクの設計圧力に到達しなかったためという見解は一致している。また、事象を踏まえた設計等への反映を実施しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
							<p>福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、下記内容を設計へ反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベントラインに設置していたラプチャーディスクは、弁誤開放時に容易に原子炉格納容器バウンダリ喪失が発生しないよう配慮していたが、意図した操作が信頼性高く実施できるよう、ラプチャーディスクを撤去し、弁操作によりベントを実施するように設計を変更している。 ・格納容器圧力逃がし装置(以下「フィルタベント系統」という。))についても、弁操作によりベントを実施できる設計としている。 ・ベント実施時の弁操作に対する信頼性を確保するため、遠隔操作(電動駆動又は空気作動)と人力操作の複数を用意しており、操作の多様性を確保した設計としている。 <p>[空気作動弁] 中央制御室からの遠隔操作 二次格納施設外から遠隔空気駆動弁操作ポンプによる操作(電源喪失時) 二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作(電源喪失時)</p> <p>[電動駆動弁] 中央制御室からの遠隔操作 二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作(電源喪失時) フィルタベント系統の排気ラインには、水素爆発を防止するために系統内に窒素封入する際の大気との隔壁を形成する目的でラプチャーディスクを設置するが、ベントの妨げとならないよう、開放設定圧力は100kPa程度としている。</p>
							特になし。
	<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だから、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のようにアンキ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らうと考えている。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のアンキュ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プレッション・プールで補ってはいけるものの、容積だけではどうにもならないので、アンキ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、言葉はそういうふうになっているが、一定のところまでは格納容器的な機能を期待していても、一定以上になったら、そうではないものとして運用しないと、むしろ危なくなってしまうということもある。そういうことをしっかりデザインのときから、あるいは運用のときから、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> <p>アーリーベントについては、ほかにも水素だけではなく考えなければいけないものがある、放射性物質というのは当然であり、タイミングによっては、フィルタベントで取れるものと、希ガスのように取れないものもあり、どういう状況でベントを考えるかによってバランスは大きく変わるが、どのように考えているのか。</p> <p>ベントのタイミング等は具体的に想定するのは、難しい条件であり、それぞれに解があるものではない、バランスや何を守るのか、何を戦略として取るのかという考え方であり、実際にそういう本当に厳しい状況が起きているときに何が判断できるのかということを考えておくということが大事な教訓ではないかと。</p>						
						無	PCV破損防止対策の意義や役割の検討の必要性について、異なる見解はない。
						否	PCV破損防止対策の意義や役割を踏まえ、設計及び運用について検討しており、更なる調査は不要と考える。ただし、のとおり、当社はPCV破損防止対策の検討は継続的に実施していく。
			<p>(ア) 原子炉格納容器(以下「PCV」という)破損防止対策は、確率的リスク評価等から抽出された格納容器破損モード(雰囲気圧力・温度による静的負荷、高圧溶融物放出/PCV 雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用)についての事象進展及びその影響を評価し、環境への放射性物質(以下「FP」という)の放出抑制及びPCV 破損による放射性物質の大量放出を防止するために整備している。令和3年5月10日にこ回答したベントに対する設計、運用の考え方は上記に基づくものである。</p> <p>(イ) 重大事故時のPCV の過圧の要因として、水蒸気以外にも水-ジルコニウム反応により発生する水素、PCV 内に存在する重鉛・アルミニウムから発生する水素、水の放射線分解による水素・酸素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素・一酸化炭素等の非凝縮性ガスがある。SA 対策の有効性評価においては、これらの非凝縮性ガスの影響を考慮しても、PCV 過圧破損に至らないことを確認している。</p> <p>(ウ) PCV破損防止対策は、PCVの機能を維持し、放射性物質の環境中への大量放出を防止することを目的に実施するものと考えている。PCV過圧・過温に対しては、PCV内の圧力・温度上昇を抑制するための損傷炉心への注水、PCV内へのスプレイを実施し、最終的には代替循環冷却系又はフィルタベント設備による除熱によりPCV破損を防止している。</p> <p>(エ) 設計基準事故時において、BWRの二次格納容器(原子炉建屋)は、PCVの閉じ込め機能を補完する設備であり、SGTSと相まって環境へのFP放出を低減する機能を期待している。また、SA時においても、PCVの機能が維持されている状態では環境へのFP放出を低減する機能を期待している。一方、過度に水素爆発のリスクが高まることのないよう、原子炉建屋に設置した水素濃度計により顕著な漏えいが確認される場合にはPCVベントを実施し、水素漏えいを最小限に抑制する措置を講じることによって、二次格納容器(原子炉建屋)の水素爆発を防止する。さらに、ブローアウトパネル等を開くことによりリスクを低減する。</p>				<p>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。</p> <p>BWRのベントに対する設計、運用の考え方は下記のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントは、事象の進展に応じて変化するパラメータに基づき判断することとしている。 ・原子炉格納容器はサプレッションプールにより停止後の崩壊熱を一定程度蓄えるという思想であり、また、シビアアクシデント(以下「SA」という。)時はベント管及び逃がし安全弁の排気管を通じたサプレッションプールのスクラビングによる粒子状物質をプールへ移行させるという観点から、ベントに対して、下記に示す基準を設定している。 【外部注水制限】: サプレッションプールの水位による制限(真空破壊弁下端) 【限界圧力】: 原子炉格納容器限界圧力(2Pd)による制限 ・フィルタベント設備の設置以降は、粒子状物質は当該設備により十分に低減できることとなったが、希ガスの影響及び除熱系の復旧に対する時間確保(代替熱交換器車による代替除熱系の準備には約10時間程度を要するが、ベントした場合は、ブルーム通過後数時間は屋外作業を制限することになるため)等を考慮し、原子炉格納容器が有する機能を可能な範囲で利用するという思想を前提としている。 ・ただし、注水ができない状態が続き、原子炉格納容器の過温による影響等により、原子炉建屋に設置した水素濃度計により顕著な漏えいが確認された場合は、以下の基準でベントを実施し、建屋への水素漏えいを最小限に抑制する措置を講じることとしている。 <p>[PCV水素漏えい]: 原子炉格納容器からの顕著な水素漏えいによる制限</p>
							<p>これまでも、フィルタベント設備等の設置等、PCV破損防止対策は講じているが、各国で行われているIVR(外部冷却によるRPV破損回避)、MCCI対策に関する研究(ROSAU)、ブルスクラビングに関する検討(IPRESCA)等の新たな知見を拡充する取り組みを継続していく。</p> <p>また、除熱系の信頼性向上等、PCV破損防止対策の更なる信頼性向上の検討を継続的に実施していく。</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、第23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24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>			(1) - 3	<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が破裂したことでベントに成功している。</p>	無	未解明報告においても、3号機はADSの動作による急速減圧に伴う原子炉格納容器圧力上昇によりラプチャーディスクが破裂したとの推定をしており、異なる見解はない。	
						否	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せずに、意図しないADSの動作に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。	
							(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1) - 1 に記載する。) (SA時のADSの動作に関する設計等への反映の考え方については、(8) - 2 に記載する。)	
							特になし	
ベント機能	<p>[AM対策] 特に議論なし</p> <p>[耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続] 特に議論なし</p>			(2) - 1	<p>「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。)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。</p>	無	SGTSを介したベントガスの逆流等により水素爆発を起こしたという見解について、異なる見解はない。 なお、ベントガスの自号炉への逆流及び他号炉への流入については、SGTSと耐圧強化ベントラインを隔離する弁が全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)により操作不能であり全開状態であったこと、ベントに用いる排気ラインを号機間で共用していたことも要因の一つであると考え。	
		(2) - 1 関係 (ア)ベントガスの流入経路やそのメカニズムに関する知見の拡充について、非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)フィルタトレイン調査により採取したサンプル分析以外に、どのような調査・検討が必要であると考えられるか。	SGTSフィルタトレイン調査により採取したサンプル分析以外に、ベントガスの流入経路やメカニズムの拡充に資する可能性のある現場調査として、以下の項目が考えられる。 ・12号機排気筒付け根付近の高線量箇所における線量・放射性核種分析 ・1～4号機AC系配管の汚染や錆にかかる調査、線量や写真/動画 ・耐圧強化ベント経路、SGTS、関連する原子炉建屋空調の写真/動画、線量情報(12号機SGTS配管撤去作業に伴う、撤去した配管の調査を含む) これらの項目には一部調査済のもの、今後調査が予定されているものが含まれており、JAEAにて実施しているベントガスの挙動に関するシミュレーションにも資する情報になりうると考えている。一方、詳細な調査を行う上で解決すべき課題があるものも含まれており、実現性を踏まえて検討したい				要	当社がSGTSフィルタトレイン調査により採取したサンプルについて、JAEAにて分析を行い、ベントガスの流入経路やそのメカニズムに対する知見を引き続き拡充していく。
		(2) - 1 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SGTS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。	耐圧強化ベントラインとSGTS配管のように、他系統に接続されるAM対策設備には、原子炉及び原子炉格納容器への代替注水設備において、残留熱除去系配管と復水補給水系配管、復水補給水系配管と消火系配管がある。 これらについては、他系統との接続箇所に通常時間の隔離弁を設けており、相互の系統に悪影響を与えない設計している。 また、計測制御設備においては、ATWS RPTと安全保護系、ARIと安全保護系がある。 これらについては、原子炉水位等のセンサーは安全保護系と共有するが、信号回路を安全保護系と分離し、安全保護系に悪影響を与えない設計としている。					(設計等への反映の考え方については、(2) - 2 に記載する。)
								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、第23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24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>【AM対策の設計、施工および運用の考え方】 耐圧強化ベントの設備について、追設した当時、2Pdまでの耐性というのは詳細な評価はしていなかったとのことだが、他社も同様か。または、解析等をその当時行っていたりするの。</p> <p>AM対策にあたっては、既存施設を活用することを前提にしていたとのことだが、当時、他社との設備や設計の違いなど、情報を共有したり、議論したことはあったのか。</p> <p>自主の対策を電力大で講じるときなど、どこまで情報共有があって、技術的検討が積み重なって、どうやれば効果最大で一番リーズナブルなのかということを検討することも大切だということではないか。</p>	(2) - 2 関係 (ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要であると考えるか。	令和元年5月10日の回答以降、当時のAM対策に関する新たな情報は確認されていないが、5月に回答したことを踏まえ、現在整備している安全対策に対しても、訓練などを通じた運用、設備の見直しの検討を継続的に実施している。	(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。	<p>無</p> <p>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。</p> <p>要</p> <p>AM対策の設計、施工、運用について、確認(整理)した結果は以下のとおり。 〔設計段階〕 ・当時のAM対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)を整理した結果、基本設計段階において外部事象による全交流電源喪失及び複数炉の同時被災が考慮されてなかったという点が要因として大きいと考える(添付1)。 ・上記の論点に対して、福島第一原子力発電所を含む当社プラントにおけるAM対策の対応状況を整理した結果、いずれも設計の前提条件に差異は見受けられなかった(添付2)。 ・AM策として福島第一原子力発電所事故において機能したものを整理した結果、サポート系含め津波の影響を受けなかった設備は当該機能に期待することが可能であった(添付3)。なお、福島第一原子力発電所1～3号機は事故時に消防ポンプを消火系に接続し原子炉注水を行っているが、これらはAM策として整備した設備の応用動作によるものであった。 ・詳細設計については、基本設計における要件どおり実施されており、確認された図書においては強度評価・耐震評価なども適切に行われていた。また、当時の既工認に変更が必要となる設計変更である場合は、必要な許認可手続きを実施していた。 ・設計基準対象施設等への接続についても、当時より悪影響を及ぼさないよう、耐震クラスは上流側に合わせたクラスを適用するなど、現行の考え方と特長の相違はない(当時の通商産業省による検討報告書(平成6年)においても設計要件として明示されている事項)。 〔施工段階〕 ・施工においても、必要に応じて電気事業法に基づく溶接検査の実施、各種作動確認を行うなど適切な品質管理活動を実施している。 〔運用段階〕 ・AM対策設備に対する保全活動について、他の原子炉施設同様に適切な保全方式を設定し管理しており、保全重要度の考え方を採用した2009年以降は、対策設備に該当した場合、保全重要度を最重要として保全内容、周期を決定している。耐圧強化ベントラインのラプチャーディスクは2定検に1回交換を実施している。 ・AM対策設備の定例試験として、その機能を確認するための各実動作試験は実施されていないが、原子炉注水や格納容器注水時に使用する電動駆動弁は、弁の単体開閉試験をプラント停止時の定例試験として実施している。耐圧強化ベントで使用する一次隔離弁は、プラント停止時のPCV/バージ時に系統構成として開操作する対象弁であり、手順に基づき動作確認を行っており、二次隔離弁は定期事業者検査「原子炉格納容器隔離弁機能検査」において動作確認を行っている。</p> <p>なお、これら各段階において、AM対策整備報告書(平成14年)以降、CRD注水の優先化、MCC緩和のための操作反映など、その後のSAに関する知見に基づく運転手順の高度化は一部行われていたが、訓練など通じた運用、設備の見直しなどの取り組みは行われていなかった。</p>
	(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。	<p>1995年10月にAM対策として設備改造の必要のある対策が取りまとめられ、その中の1項目として、耐圧強化ベントについて、以下の対策をとることを決定した。(添付資料1:社内検討書(抜粋))</p> <p>(目的) 原子炉からの崩壊熱除去に失敗した場合、格納容器圧力が徐々に上昇し過圧破損するのを防止するために、格納容器のベントができるようにする。(フェーズ1ベント) 炉心が損傷した後、格納容器に注水して炉心損傷を冷却する際、発生する蒸気によって格納容器が過圧破損するのを防止するために、格納容器のベントができるようにする。(フェーズ2ベント) (具体的対策) ・SGTSファン、フィルタトレイン部のバイパス配管の設置 現状の設備ではSGTSのファン、フィルタトレイン部は耐圧性を有さず、ベントの際に破断してしまうため、この部分を耐圧性を有した配管でバイパスし、ベントラインの耐圧強化をする。 ・AC系の格納容器隔離弁への空気供給系の設置 IA系が喪失した場合にも格納容器のベント操作が可能にするため、ベントの際に開する必要のあるAC系の格納容器隔離弁2に対し、空気供給系を設置する。 ・SGTSの出口側に止め弁が無いプラントに対しては電動弁を追設する。 ・ベント開始圧力 格納容器最高使用圧力の1～2倍の圧力をベント開始圧力とする。 ・設計圧力・温度 設計圧力及び温度は、それぞれ格納容器最高使用圧力及び最高使用温度と同一とする。 ・ベント流量調整 ベント流量は調整できること。 ・ベントガス線量測定 線量測定が可能であること。 ・電源設備 外部電源喪失時にも対応できるようにすること。 ・漏えい防止に対する考慮 格納容器の隔離機能を阻害しない設計とするため、ベント開始圧力と同等の開放圧力をもつラプチャーディスクをベントライン上に設置する。</p>			<p>AM対策等への設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。 ・当時から考慮していた設計段階における考慮事項(悪影響の防止等)については、設計変更管理において適切に管理することを継続する。 ・AM対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)に対する安全設計上の確認事項は、現行の安全対策設備では考慮した設計としており、SBOを含めた想定する重大事故等において、期待した機能が發揮できるよう確認している。 ・また、不確かな事象及び新たな知見を反映する等、自ら原子力安全を向上させる(残余のリスクを低減させる)ための対策(改善)の検討を継続的に行う(取り組み内容は「第4回 継続的な安全向上に関する検討チーム(2020年10月16日)」会合の「資料2-3 継続的に安全性を高める取り組みについて(東京電力HD)」参照)。</p> <p>ベントガスの逆流等に対しては、下記の内容を設計、運用等へ反映している。 ・耐圧強化ベントラインの排気経路におけるSGTS(SGTS排風機入口側)及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所には、系統を隔離する弁を直列に各2弁ずつ設置している(通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手動弁)。 ・耐圧強化ベントラインの格納容器二次隔離弁より下流側におけるSGTS(SGTSフィルタ装置出口側)及び原子炉建屋との接続箇所に設置される隔離弁については、耐圧強化ベントによるベント実施前に「閉」確認する運用としており、また、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインからSGTS側へ逆流しないような構成としている。 ・フィルタベント系統においても、他系統への逆流を防止するため、他系統との隔離弁は直列に2弁ずつ設置しており、排気口については他系統と接続していない。また、隔離弁のうち、重大事故時に開状態となる可能性のある弁については、重大事故時にも使用可能な電源から給電するとともに、更なる信頼性向上のため弁駆動部からエクステンションを設置することで、二次格納施設外からの人力操作が可能な構成としている。 ・隔離弁については、定期検査時にこれらの隔離弁の分解点検、ならびに動作試験を実施できる構成としている。</p>
					特になし。
<p>【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。島根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ういった流動を想定していたのか等の知見はないか。</p> <p>浜岡1、2号機については、SGTSの排気ラインが排気筒の中間高さまでの設計になっているが、当時中間高さまで立ち上がってれば放出できるとした根拠等はあるのか。</p>	(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。	耐圧強化ベントラインについて、AM対策設備では、既存の設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方に基づき、格納容器からベントラインをSGTSの配管に接続し、排気筒から排出する考えは、BWR各社の共通認識であったと考えている。 ただし、1F-1/2のベントガス配管の様に、排気筒底部に直接排気する設計に関してはその根拠となる情報は確認できておらず、「ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計」についてまでBWR各社での共通認識であったかどうかは不明である。	(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。	<p>無</p> <p>1号機のベントについて、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としていたことについて、異なる見解はない。</p> <p>否</p> <p>見解は一致しており、更なる調査は不要と考える。</p> <p>(耐圧強化ベントラインからSGTSへのベントガスの逆流に関する設計等への反映の考え方については、(2) - 2に記載する。)</p>
				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、第23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24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	
[排気筒の汚染と構造] 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。	1/2号機共用排気筒にはベントガスを排気筒頂部まで導く排気配管が存在しないことから、ベントガスがSGTS配管から大口径の排気筒内に排出された際に、流速が低下し、エアロゾル等のFPが排気筒頂部まで到達せず内部に滞留、ベント弁閉鎖後に沈降することにより、排気筒底部の高い汚染の原因となったと考えている。	(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。	無	1/2号機のSGTS配管が排気筒基部接続であったことにより、ベントガスが滞留し、高い汚染の原因となったことについて、異なる見解はない。
						否	見解は一致しており、更なる調査は不要と考える。
		(3) - 2 関係 (ア)1F-3/4号機以降のプラントのSGTS配管の設計について、1/2号機のSGTS配管の設計から変更した経緯及び関連資料を示すこと。	1F-3/4号機での排気筒及びSGTS配管の設計変更に関する資料について調査を実施したが、現断面においてそれらが分かる資料等を確認できておらず、変更した経緯等は不明である。				福島第一原子力発電所3/4号機以降のプラントにおけるAM対策である耐圧強化ベントについても、SGTS配管の一部を経由する設計であるが、SGTS配管を排気筒内の頂部付近まで敷設しており、排気筒内部でのベントガスの滞留は起こらない設計としている。
							特になし。
[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)当時の検討に係る議論等の関連資料を示すこと。	当時の検討としては、現有設備を最大限活用して安全性を向上させることを前提に検討が行われており、排気系統配管の耐圧強化範囲、及び耐圧強化ベントを設置することによる炉心損傷頻度に対する効果が議論の中心であり(添付資料2)、原子力発電技術顧問会(総合予防保全)シビアカシメント対策検討会(通商産業省)等の議論も含めて、排気筒内を含めた流路における炉心損傷後のガス排出による影響の考察に関する経緯は確認できていない。 添付資料2:福島第一原子力発電所1号炉のアクシデントマネジメント検討報告書(平成6年3月 東京電力株式会社)	(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	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性について、異なる見解はない。
						要	AM対策設計時の検討状況を確認した結果は以下のとおり。 ・当時の検討においては、GEプラント採用した経緯もあり、米国BWROG等、諸外国のベント設計等を参考にしているが、耐圧強化範囲の議論が中心であった。ブルスクラビングによる放出低減効果について、一部議論はされているが、炉心損傷後のベントガス組成を考慮した排出経路の妥当性の検討に関する経緯は確認できていない。 ・排気筒の設計については、プラントが建設された年代によって異なるが、当時の設計基準事故等の線量評価で期待している機能として問題となるものではないが(設計基準事故等の線量評価において吹上高さを考慮しないため、SGTS配管より放出面積が大きい排気筒から放出される場合でも線量評価における有効高さは変わらない)、AM対策としてベントによる排出機能を付加した段階において、排気筒内を含めた流路における炉心損傷後のガス排出による影響の考察に関する経緯は確認できていない(当時の耐圧強化ベントの設計に関する議論は、耐圧強化ベントを設置することによる炉心損傷頻度に対する効果及びその配管敷設範囲等が中心であった。)。 ・なお、当時のAM対策の考え方として既設設計を有効活用するとの考え方を前提に検討していたことも要因の一つであると考える。
							(排気系統におけるベントガスの挙動に関する設計等への反映の考え方については、(3) - 4 に記載する。)
							特になし。
[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)。	フィルタベント系統の設計について、下記内容を反映している。 ・フィルタベント系統は、原子炉建屋頂部付近の環境への放出口まで単独で配管を敷設することで、排気経路でベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することなく、他号機への回り込みも起こらない設計としている。 ・排気経路に存在する他系統との接続箇所等の閉塞部において、ベントガスに含まれる水素ガスが滞留・蓄積する可能性があると考えている。これらの箇所にはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。 耐圧強化ベントラインの設計について、下記内容を反映している。 ・耐圧強化ベントは、SGTS配管の一部を経由する設計であるが、SGTS配管が排気筒内の頂部付近まで配管を敷設しており、排気筒内部でのベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することはない設計としている。 ・排気経路に存在する他系統との接続箇所等の閉塞部において、ベントガスに含まれる水素ガスが滞留・蓄積する可能性があると考えている。これらの箇所にはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。	(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	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性について、異なる見解はない。
						否	現行のフィルタベント系統及び耐圧強化ベントラインは、ベントガスの挙動等を考慮して設計しており、更なる調査は不要と考える。
							フィルタベント系統の設計、運用等について、下記内容を反映している。 ・フィルタベント系統は、原子炉建屋頂部付近の環境への放出口まで単独で配管を敷設することで、排気経路でベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することなく、他号機への回り込みも起こらない設計としている。 ・排気筒内には水素ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガスで置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。ベント時の閉塞部における局所的な燃焼の可能性に対しては、排出経路に水素ガスが蓄積する可能性のある部分にはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。 耐圧強化ベントラインの設計、運用等について、下記内容を反映している。 ・耐圧強化ベントは、SGTS配管の一部を経由する設計であるが、SGTS配管が排気筒内の頂部付近まで配管を敷設しており、排気筒内部でのベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することはない設計としている。 ・排出経路に水素ガスが蓄積する可能性のある部分についてはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。さらに、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインからSGTS側へ水素が逆流しないような構成としている。
							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、第23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24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ペント時に生じると、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	サブプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)圧力がドライウェル(以下「D/W」という。)圧力を上回った際に、真空破壊弁が開固着した場合、当該経路が発生する可能性があるという点で意見の相違はない。 一方で以下の理由から、開固着の可能性、発生時期については限定的と考える。 ・真空破壊弁は差圧により開放し、弁体の自重により閉止する単純な動作機構であり、繰り返し動作による固着は考えにくい。また、差圧の解消に必要な流路面積に対して、必要面積以上となるよう、真空破壊弁を設置していることから、弁体に過大な圧力が掛かることにより開固着となることも考えにくい。 ・真空破壊弁の機能は、冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時に当該弁が開状態であることで、D/Wに漏えいした冷却材等をベント管に導くこと、及び、D/Wスプレイ等によって生じるD/WとS/Cの差圧を均圧し、ダイアフラムフロアへの差圧による荷重を増加させないことである。そのため、通常運転時、真空破壊弁は閉状態であることを踏まえ、LOCA直後は閉状態であり、開放状態で固着することは考えられない。 ・LOCAに伴うブローダウン等による過渡的な挙動が落ち着き、D/Wスプレイ等を実施し、D/W圧力<S/C圧力の圧力差が生じた際に、繰り返し動作すると考えられ、その期間において完全に閉とらない状態に至る可能性を否定できないが、全開固着のような状態には至らないものとする。
						要	D/W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に関する今後の調査については、(4) - 2 に記載する。
							真空破壊弁が設計差圧に相当する荷重で開放することを福島第一原子力発電所1号機は全開に要するトルクを測定し規定値以下であることを、福島第一原子力発電所2号機以降は荷重から求めた制御用圧縮空気系の圧力を駆動用シリンドラに送りその圧力で全開することを定期事業者検査時に確認している。
							真空破壊弁が開放した時点で、弁体シール部に設置されているガスケットが蒸気に晒される。これによりガスケットの性状が変質した場合、弁体が閉じたときにシールしない可能性がある。そのため、更なる信頼性向上の観点から、真空破壊弁のガスケットを事故環境に対してより耐性のある改良EPDMに変更する。
ベント機能	[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	当該経路が発生する可能性を否定できるものではないという点で異なる見解はないが、(4) - 1 のとおり、単純な動作機構であること及び大幅な開放状態での固着は考えにくいこと、並びに事象が発生する期間を踏まえ、設定する必要がある。
						要	当社にて安全解析を実施する際には、真空破壊弁が全閉しない場合の影響を確認することとする。なお、以下の観点より不確かさ評価の一環として見ていくことが適切と考える。 ・LOCA時に炉心損傷した場合、放射性物質はD/Wに放出される。真空破壊弁の開固着を仮定すると、サブプレッションプールによるスクラビング効果は低下するが、その場合においても、ベント実施までの長期間、自然沈着及び格納容器スプレイによる除去効果によって、粒子状放射性物質、無機ヨウ素は除去される。 ・有効性評価の大LOCA+ECSS機能喪失+SBOシナリオでは、ベント時にサブプレッションプールによるスクラビング効果が期待できないケースとして、D/W側のベント操作による放出を評価しており、その総放出量は十分低い水準であること、及び、前述の通り格納容器スプレイによる除去効果もあることから、真空破壊弁の開固着の影響は極めて軽微と考えるが、一部の真空破壊弁に漏えい経路が発生した場合における影響を確認する。 ・LOCA発生直後を除き、それ以降の格納容器圧力抑制は、D/Wスプレイによる効果が大きく、S/Cによる圧力抑制効果はその時点の水温も高く、相対的に低くなるが、格納容器圧力挙動等への影響についても確認する。
		(4) - 2 関係 (ア)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経由しないで放出される経路が生じた場合、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	真空破壊弁が故障により開放状態になると、D/WとS/C気相部が直結することになりS/C圧力抑制機能喪失のおそれがある。 この状態において、LOCAが発生するとS/C水による蒸気凝縮能力が失われているため、PCV圧力、温度による格納容器スプレイの実施判断基準に到達する時間が早くなると考えられる。なお、非LOCAの場合は、SRVにより直接S/C水に放出されることにより圧力抑制機能は維持されるため、大きな影響はないと考えられる。 加えて、炉心損傷後に格納容器ベントを実施する状況を想定した場合、S/C水による放射性物質除去効果が期待できないことから、粒子状放射性物質の放出量が増加することが考えられる。 なお、PRAの高度化の一環として、真空破壊弁の開固着を想定した評価を行っており、炉心損傷頻度への影響は小さいとの結果を得ている。				当該経路をSA時における漏えい経路に追加する必要があるか(4) - 2 の結果を踏まえ、検討する。
							特になし。
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の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明ということについて、異なる見解はない。
		(6) - 1 関係 (ア)具体的にどのような取組を実施することが無いか等の観点で再度確認する。 (イ)実機による実証実験等を行うことによる知見拡充が必要ではないか。	(ア)SRVの中途閉状態に関しては、再度、事故当時のデータを整備して、要因分析を行い、検討不足が無いか等の観点で再度確認する。 (イ)今後の分析結果等から実証試験の必要性、有効性などが確認されれば、実機相当の設備での試験も検討したい。				要 SRVの不安定動作については、今後の事故調査・分析において、当社主体で推定の確からしめ及び要因の特定など、引き続き知見を拡充する取り組みを実施する。
							逃がし弁機能用アキュムレータへの窒素供給が不十分な状況における中途閉状態での、開信号解除の不成立に関しては、その状態が継続したとしても、原子炉圧力が一定程度低く維持されるため、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)等の高圧注水系の注水機能継続に影響しないと考えている。 SBOを含むSA環境下では、低圧注水機能へ移行する際の自動減圧機能又は手動による急速減圧がより重要な役割を担うと考えており、それらに関する設計等への反映の考え方については、(6) - 2 に記載する。
							逃がし弁機能は、設計基準事象のうち、運転時の異常な過渡変化(以下「異常な過渡変化」という。)において期待しており、異常な過渡変化の解析期間において、その開動作は1回であり、逃がし弁機能用アキュムレータの容量の範囲内である。また、以降についてもSRVの間接関係である高圧窒素ガス供給系(HPIN)によって窒素補給が可能な設計としている。 一方、福島第一原子力発電所3号機の場合は、原子炉圧力の高い状態が継続し、かつ、SBOにより窒素補給がされないまま、SRVが多数回作動したという点で事象が異なると考える。

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、第23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24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					無 SBO条件下でのSRV及びSRV以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に確認する必要性について、異なる見解はない。
	(6)-2 関係 (ア)全交流動力電原喪失(SBO)条件下での健全性(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 (イ)不安定動作が生じる可能性がある設備が不安定動作を生じた場合、どのような影響があると考えるか	(ア) SA時に期待する機器に対しては試験にてSA環境下における健全性を確認済みである。試験では、SA環境は露中の弁作動、計表品の出力確認などを実施しており、不安定動作や不安定出力が無いことを確認しているため、機器単品としては不安定動作が生じる影響は無いものと考えている。 なお、SRVについては、不安定動作の原因が明らかになっていないため、影響度を踏まえ、(6)-1の回答の通り、今後の知見拡充に努める所存である。 (イ) (6)-2 (ア)で回答した通り、機器単品としては不安定動作が生じる影響は無いものと考えている。 一方で、不安定動作ではないものの、1F-3のRCICタービントリップのような設計(インターロック)通りであっても意図していない動作も確認されたため、これらに対しては設定値の変更の対策を実施している。 その他、事故対応への影響や、意図しない機器動作が生じうるといふ知見が得られた際には必要対策を講じる所存である。	(6)-2	このことを踏まえると、全交流動力電原喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計表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。	否 SBO条件下において不安定動作の可能性のある動的機器について抽出した結果、対象設備はSRV以外にはないと考えられる。抽出の概要を以下に示す。 ・SRV以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に把握するため、SBO状況下で使用する系統から動的機器(電動駆動弁、空気作動弁、逆止弁及び注水となるポンプ)を抽出する(ただし、計器に関しては(7)-3で整理していることから除外)。 ・このうちSBO時に継続的な動作要求のない機器(PCV隔離弁等)は、不安定動作は生じないため対象から除く。 ・また、可搬型設備や屋外及び建屋内で直接操作可能な機器は、事故環境下での健全性を確認していることから不安定動作は生じないため対象から除く。 ・最終的に抽出される機器は、逆止弁、RCICのポンプ・弁、高圧代替注水系のポンプ・弁となるが、逆止弁は構造が単純であることから不安定動作は生じにくいこと、RCICポンプは事故時の背圧の影響を考慮したトリップ設定値の変更や駆動電源の強化などを図っており、高圧代替注水ポンプはRCICポンプのようなインターロックを設定していないことから、これらのポンプも不安定動作は発生しない。
			(6)-2	SA時においては、SRVによる圧力制御により、低圧状態へ移行するための急速減圧が特に重要と認識しており、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、下記内容を設計、運用に反映している。 ・逃がし弁機能の作動信号を出す圧力計について、SA環境下(SBO含む)での健全性を確認した計器を採用し、SA電源から給電可能な設計としている。 ・原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生せず自動減圧機能が作動しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知し代替自動減圧機能によりSRVを作動させる設計としている。 ・逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの窒素充填圧力が喪失した場合でも、高圧窒素ガス供給系の窒素ガスポンプからアキュムレータに手動の弁操作で窒素を供給・蓄圧することにより、SRVを作動できる設計としている。 ・さらに、複数の手段を確保するため、独立した代替高圧窒素ガス供給ラインを設置し、代替高圧窒素ガス供給ラインにより、ポンプからの窒素供給のみでSRVの動作が可能な設計としている(自主対策設備)。 ・常設直流電源系統喪失時に対しては、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び可搬型直流電源設備から電源の供給が可能な設計とし、その手順を整備している。 ・電磁弁については、熱的耐性を向上させるために、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材へ変更している。 ・SRVへの熱的影響の緩和のため、原子炉格納容器圧力が上昇していない場合でも、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃を到達した際に代替格納容器スプレーを実施する手順を整備している。	特になし。
					特になし。
[SRV安全弁機能] 特に議論なし	(7)-1 関係 (ア)主蒸気逃がし安全弁(SRV)の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。	安全弁機能が作動開始圧力より低い値で作動した原因は、周辺の温度がSA状況での高温領域に達した為、安全弁のパネ力が低減したものが原因と考えており、他の要因については現状無いものと考えている。 要因整理において、作動開始圧力の低下はSRV開動作と反対の力が減少することを意味しており、ばね力以外で反動作に関する力で大きな影響を持っているのが駆動部の摩擦力、持ち上げ動作をする部分の重力がこれに当たる。これらは温度上昇、上記暴露により影響を受ける要素にはならないことから、追加要因としてはないと考えている。	(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 SA環境下においてSRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたという点について、異なる見解はない。
	(7)-1 関係 (ア)重大事故等(以下「SA」という。)条件下で様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をすることによって、どのような影響が生じると考えるか。	1F-3でRCICタービン排気圧力高による意図しないRCICタービントリップのような、設計基準事故条件下とは異なる挙動を経験している。これらに対しては、インターロック設定値を変更することによりSA条件下で意図しない動作が生じないように対策を講じている。なお、今後新たな知見が得られた際には、必要な対策を講じる所存である。			否 SRVの安全弁機能の作動開始圧力に関する調査について、PCV内温度上昇による安全弁のパネの弾性係数の低下を考慮したものと事故時の安全弁作動圧力が概ね値として一致していることから、更なる調査は不要と考える。
					SA環境下における安全弁の作動開始圧力の低下は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に対する裕度を与えることによる安全側の変動であり、また、窒素供給圧力の観点において自動減圧機能、手動による急速減圧等を阻害するものではないため、設計等への反映は不要と考える。 一方で、SBO含むSA環境下においては、低圧注水機能へ移行する際の自動減圧機能又は手動による急速減圧がより重要な役割を持つと考えられており、それらについての設計等への反映の考え方については、(6)-2に記載する。
				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、第23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24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>【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%になればどれだけ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一つのメニューと捉えていいのではないか。</p> <p>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。</p> <p>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ある。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。</p> <p>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。</p>	<p>(7)-2 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。</p> <p>当社を含めた事業者が主体的に知見を収集するものと考えている。当社としては、プラントメーカー等の協力も得ながら、原子力安全に影響を与えるおそれがあるリスク情報を収集し、対策が必要と判断したものについては、対策を行っていく。</p>	(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	SA時の機器の挙動に関する知見の集積について、SA時の対応において設計と異なる機器の挙動の可能性は事前に把握しておくべきであるため、異なる見解はない。
				要	対象機器の選出についての検討状況は(6)-2に同じ。現状、SRV以外でSBO条件下において不安定動作の可能性のある動的な安全機能を有する機器はないと考えられるが、当社は引き続き新たな知見としての集積に取り組む。
					現行のSA時に使用する機器は、想定する重大事故等の環境下(温度・圧力・線量)において、期待した機能を発揮することの確認を行っているが、今後においても、SA条件下における新たな知見等が得られた際には、設計等への反映を適宜行っていく。
				特になし。	
<p>【SA環境下の試験等】 知見の集積に関連して、具体的な試験、電力でないとできない試験等を提案し、それに応えてもらえるかどうか。例えば、PCVのベネについては高温・高圧下での漏えい試験等々はほとんど前例がない。一方でSA時の格納容器の挙動を考える上では重要なものとなる。現状は、設計漏えい率を用いているが、これ自体保守性が積まれていたり、過温条件というような考慮がされているものでもない。SA条件を考慮した、あるいは視野に入れた漏えい率試験などはSAを考える上で非常にニーズが高いと考えるが、事業者としてはこのような試験は可能なのか。</p> <p>この場で議論しているのは、基本的に審査の領域を超えている話であり、例えば、PCVの健全性を期待する場合に2Pdまで持つという設計は本当に良いのか、一つの論点となる。</p> <p>ある極限状態、温度なのか圧力なのか、あるいは電気が無い状態が継続するなど、様々な条件があるが、想定していた条件を超えて何かが必要になる場合には、当然、何か想定していないことも起こる。1F事故ではSRVに限らず、いくつかの機器の不安定動作が見えてきているが、どのように捉えているのか。</p> <p>設計審査の範囲で設備がきちんと動くこと、各社がそれを確認していることも認識している。むしろ、その外側で考えておかなければいけない点などがあるのであれば共有してもらいたい。</p>	<p>(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。</p> <p>SA時に機能に期待する機器やプラント挙動に影響を与える機器については、SA対策の設計検討や評価の中で想定されるSA環境下での健全性を確認している。一方で、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も、1F事故分析結果等をもとに継続的に知見の収集及び検討を行っていく。</p>	(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	SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要性について、異なる見解はない。
				要	耐環境試験において、蒸気暴露中に電気配線貫通部の絶縁抵抗が低下する事象が確認されているため、電力共同研究にて影響評価を実施する。 SA環境下に耐えられる計器と、耐えられない計器が混在していることによる操作への悪影響について検証する必要がある。
					以下の内容を設計、運用等に反映している。 ・想定する重大事故等時において期待する計器については、重大事故等の環境を模擬した耐環境試験を実施し、機能維持可能であることを検証している。また、蒸気暴露中のケーブル絶縁抵抗低下が計器誤差に与える影響がないことも評価している。 ・また、上記計器が監視不能となった場合においても、当該パラメータを推定するための計器と手順を整備している。 ・原子炉水位計については、基準容器内の状況が分かるよう温度計を設置するとともに、基準容器への注水手段も設けている(自主対策)。 また、(7)-3で新たに確認された結果を踏まえ、設計、運用等への反映について、引き続き、検討を実施していく。
				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>	<p>(7)-3 関係 (ア)具体的にどのような評価・検証をすべきと考えるか。</p> <p>同一パラメータにおいて「SA計器」と「非SA計器」が混在している場合、誤判断に至るような悪影響がないことの確認が必要と考えている。 具体的には、手順書上で単一計器での判断が行われるか、計器の区別が明確になっているか、計器故障時の挙動を把握しているか等。</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。	無	3号機のベントは、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破れて成立したということについて、異なる見解はない。
				要	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せずに、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
					(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1)-1に記載する。) (SA時のADSの作動に関する設計等への反映の考え方については、(8)-2に記載する。)
				特になし。	
<p>【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし</p>		(8)-1		無	3号機のベントは、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破れて成立したということについて、異なる見解はない。
				否	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せずに、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
					(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1)-1に記載する。) (SA時のADSの作動に関する設計等への反映の考え方については、(8)-2に記載する。)
				特になし。	

減圧機能

	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、第23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24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>【ADSの作動に関する設計条件】 インターロックについては、非常に特殊な状態になったときにその機器をどこまで使えるのか、使っていないのかというのが主たる論点。例えば、財産保護の観点から通常時にインターロックがあることは理解するが、それなりのリスクがあるときには財産保護は優先し得るのか。ADSのように、通常時は有用なシステムであっても、いよいよ困った状態になってくると勝手に動かれると困るというものもある。これらは限界点の問題でもあり、十分に整理されているわけではないが、インターロック問題については広い議論が必要と考えている。</p> <p>インターロックの議論は、平常時やDBのところ、パラダイム転換を持ち込もうとするものではない。どこかからは、平常時の考え方のままやっていることの方が障害が多くなってしまいう可能性を示唆するもの。</p> <p>気をつけたいのは、緊急時のために、いわば、非常に確率の低いもののために何かをつけて、確率の高いところで失敗するというのは愚策であり、望むものではない。</p> <p>1F事故を経験した国として、自分たちがものを考えていく上での道しるべを考えていくための議論を出来るようになる、従来よりは安全上の意味合いが深く良いのではないか。</p> <p>1F事故の反省の一つにもなるが、インターロックだけでなく、実際に使いたいものを使いたいときに使えるような状態に置かれるのかという問題だと思っている。そうすれば、より対策が明確になるのではないか。</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。	無	SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要性について、異なる見解はない。	
						要	未解明報告において既に特定されていた問題であったため、現行の設計条件については当社にて確認を行っている。 その他、PCV圧力及びそれに接続する管の圧力によってインターロックが動くものがないか当社にて確認を行うことが必要と考えている。	
			(8) - 2 関係 (ア)SA時に動作を期待する機器の作動信号について、機器の破損防止等のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響をどのように考えているか(SA時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか)。			SA条件を考慮して影響のあるインターロックに対しては、令和3年5月10日の回答の通り、対策を講じているところである。なお、今後新たな知見が得られた際には、必要な対策を講じる所存である。	ADSの設定値については、6号機:0.69MPa、7号機:0.94MPaであり福島第一原子力発電所に比べて高く設定している。更なる信頼性向上のため、設定値の見直しについて当社は引き続き検討する。 (8) - 2 のADS以外の影響として、RCICタービン排気圧力高によるRCICタービントリップ、SRV窒素供給圧力不足によるSRV不動作、PCV圧力高信号による格納容器内雰囲気モニタ系(以下「CAMS」という。)水素/酸素濃度計測用サンプリング停止の可能性が考えられるため、以下の対策を実施している。 ・福島第一原子力発電所3号機でRCICタービン排気圧力高を検知し、RCICタービンがトリップした可能性があるため、RCICタービン排気圧力高トリップ設定値をS/C圧力2Pdを考慮した設定値への見直し ・SRVへの窒素供給圧力を一定範囲で制御しているが、D/W圧力2Pdの条件下にてSRVが確実に動作可能なようにD/W圧力2Pdを考慮した設定値への見直し ・PCV圧力高を検知し、CAMS水素/酸素濃度計測のためのサンプリングを停止するインターロックがあるため、PCV圧力2Pdを考慮した設定値への見直し	
							特になし。	
<p>【水素によるPCV加圧】 特に議論なし</p>		(8) - 3 関係 (ア)水素の発生及び漏えいによるPCVへの影響の確認は不要としているが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	格納容器から水素が漏えいした場合の悪影響としては、原子炉建屋における水素濃度の上昇に伴い、原子炉建屋における水素爆発の可能性が生じる。これに対しては、PARによる水素処理、水素濃度計による水素濃度監視、ベントによるPCVからの漏えい抑制及びブローアウトパネル開放等の対応を取ることとしている。 一方、格納容器内に対しては、水素の漏えいは格納容器の圧力の上昇を緩和する方向の現象であることから、格納容器内の事象進展に悪影響を及ぼさないと考える。	(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。	有	水素の発生による格納容器の圧力上昇は、従来の事故シーケンス(大LOCA+SBO、DCH)で考慮されているため、改めて影響の確認は不要と考える。 また、水素の漏えいを考慮すると、格納容器の圧力上昇が抑制されることになるため、影響の確認は不要と考える。	
						否	(8) - 3 のとおり、水素の発生による影響については、有効性評価において確認しているため、追加の調査は不要と考える。	
						水素等の影響については、下記のとおり設計で考慮している。 ・BWRは、サブレーションプールに崩壊熱を保持させることで、格納容器容積を小さくするとの設計思想であることから、現対応においても、水素発生量の不確かさを踏まえた評価を行い対策の有効性を確認している。 ・福島第二原子力発電所で発生した、グレーチングの亜鉛メッキからの水素発生、アルミニウムの反応による水素発生も考慮している。		
						特になし。		

添付1～3については、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」(2021年3月5日)に関する見解等について(回答) 2021年5月10日 東京電力ホールディングス株式会社を参照のこと。

添付資料1及び2については、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」(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(回答) 2021年11月24日 東京電力ホールディングス株式会社を参照のこと。