

関西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(関西電力株式会社)】

	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
<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)</p>					
<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>			①	無	爆発時の映像や建屋の損傷状況を踏まえると、水素の爆燃の可能性は高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
				②	否
<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ペ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、ゆっくりと漏れいる場合など漏れいたフロア(オペフロより下階)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か、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>●格納容器の漏れい率の設定については、通常の建屋の設計漏れ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) 原子炉格納容器内の水素の発生源については、早期に発生するものとして炉心損傷に伴う水-ジルコニウム反応、長期的に発生するものとして放射線水分解、金属腐食(アルミニウム・亜鉛)、放射線によるヒドラジン分解が挙げられる。原子炉格納容器は放射性物質を閉じ込める設計となっているが、その漏れい率は原子炉格納容器漏れい試験により、設計漏れい率以下であることを確認している。</p> <p>上記のとおり、炉心損傷等により原子炉格納容器内で発生した水素は、原子炉格納容器が健全な場合には、設計漏れい率の範囲で、アンユラス部に移行し、アンユラス内の水素濃度が上昇することが考えられる。</p> <p>(イ) 5月10日の回答の(5)-1③で記載した通り、設置許可基準規則の第五十三条で原子炉建屋等における水素爆発に対する対策を講じており、アンユラス内の水素濃度は水素の可燃域である4vol%に達しないことの確認に加え、設計漏れい率を上回る漏れい率として設計漏れい率の10倍の漏れいを考慮しアンユラス浄化系が作動しない場合においても可燃域である4vol%に達しないことを確認している。仮に、設計漏れい率を上回る漏れいが生じ、水素濃度が4vol%以上となる場合でも、即座に自然発火するものではなく、何かしらの着火源の存在により、水素燃焼が生じるものと考えている。なお、水素濃度が4vol%を上回る場合には、水素濃度が高まるにつれて、火災伝播は上方伝播から水平伝播へ、ついには下方伝播に広がると認識している。</p> <p>(ウ)(エ) PWRとBWRの設計差異として、原子炉格納容器の大きさの違いがあるとされており、PWRの方が原子炉格納容器の自由体積が大きく、その差異は、水素爆発防止対策に大きな差異を与えているものと考えられる。</p> <p>原子炉格納容器がPWRに比べ小さいBWRでは、原子炉格納容器内を窒素置換することで、酸素濃度を5vol%以下に抑えることで炉心損傷に伴い水素が発生した場合においても水素爆発を防止することを主要な対策として講じており、原子炉格納容器外に漏れいした水素は、 ●SGTSの起動による原子炉建屋外への水素の排出 ●オペレーティングフロアに設置したPARによる水素処理更に水素濃度が上昇した場合には、 ●フィルタベント実施による原子炉格納容器からの漏れい抑制 ●ブローアウトパネルの開放 といった対応をとると認識している。</p> <p>一方、PWRでは原子炉格納容器自体を大きく設計することで水素濃度がそもそも高くなりくい設計としていることに加え、PARやイグナイタを設置することで、炉心損傷等で発生する水素を、原子炉格納容器内で低減させることで、水素爆発の目安となるドライ水素濃度13vol%に到達することはないように対策を講じている。</p> <p>上記のとおり、原子炉格納容器内で水素濃度を低く抑えることで、原子炉格納容器外のアンユラスへの水素漏れい自体を抑制している。アンユラスに水素濃度が漏れいした場合にも、 ●アンユラス内の水素濃度が可燃限界に到達しない ●アンユラス浄化系の作動により水素低減を図ることとしている。</p> <p>(エ)東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、PWRの水素対策はどのようにあるべきと考えているのか。</p>	<p>(5)-1</p> <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>	③	<p>PWRではBWRと異なり、水-ジルコニウム反応により発生し原子炉格納容器内に拡散した水素が、ベント等の際に原子炉建屋に流入するような設備設計とはなっていないが、一部の水素は原子炉格納容器の外にあるアンユラス部に漏洩し拡散する。したがって、BWRの原子炉建屋に相当するPWRのアンユラス部の水素爆発への設計上の考慮の問題と認識している。</p> <p>原子炉建屋等における水素爆発に対しては、設置許可基準規則の第五十三条で対策等について既に講じており、具体的には以下のとおりである。</p> <p>アンユラス部における水素爆発に対しては、原子炉格納容器からアンユラス部への漏れいを想定しても、アンユラス部の水素濃度が可燃域(水素濃度4%)に達しないことに加え、アンユラス部より水素を排出するアンユラス空気浄化設備を介して、排気筒から排出可能であることから、アンユラス部における水素爆発が防止できることを確認している。</p> <p>なお、アンユラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、上述のとおり、アンユラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクロースのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p> <p>なお、廃止措置中のプラントの使用済燃料ピットには燃料が保管されているが、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合においても、燃料被覆管温度は最高でも380℃であり、燃料の健全性が確保されることを確認している。</p>	
				④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

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	
<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のような有機系の物質が、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。</p>	(5)-2②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。 (イ)可燃性ガスの発生源として、どのような設備等が考えられるか。また、それらの設備等が温度上昇することによりどのような可燃性ガスが生じると考えるか。	(ア) 当社としても1F中間取りまとめの議論を踏まえ、自ら調査を進めるとともに、原子力規制庁の調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をを行う。 (イ) 原子炉格納容器の限界温度・圧力としている 200℃、2Pdの環境下では、5月10日の回答の(5)-2③で記載した通り、原子炉格納容器内のケーブル等から可燃性ガスが発生することは考え難いと考えている。また、□ため、原子炉格納容器の限界温度・圧力以下で健全性が確保されれば、可燃性ガスの発生可能性は非常に小さいものと考ええる。 その上で、原子炉格納容器内の温度条件が厳しい区画かつ溶融炉心と直接接触する(または、溶融炉心により変えられる可能性のある)区画としては、原子炉容器破損後に溶融炉心が落下する原子炉下部キャビティ区画が挙げられる。例えば、大飯 3.4号機であれば原子炉下部キャビティ区画にある主な機器としては下部キャビティ水位計や漏えい検出装置等がある。前者については金属ケーブルが使用されているため有機物の発生は無く、後者については有機物を含むケーブルが使用されているものの、直径約1センチメートルのケーブルが約40メートル敷設されている程度であることが、机上調査で確認できている。 また、高温に曝される区画としては、炉心損傷後に溶融炉心を原子炉容器内で保持している際に高温の溶融炉心からの影響を受ける原子炉容器周辺、過熱蒸気に曝される可能性のある箇所として考えられる。 今後、可燃性ガスの発生可能性について引き続き確認していく。また、1Fにおける事故の分析に係る検討会等でJAEAおよび東京電力HDが実施する実験結果等も参考にしながら、必要な検討を行う。	(5)-2	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。	① 無 3号機と1号機の水素爆発の映像や燃焼形態の違いなどから、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。 ② 要 具体的にどのような可燃性ガスが発生したかは本中間取りまとめを踏まえても不明であることから、2021年3月31日に開催された原子力規制委員会の資料3「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」を踏まえた対応について(第1回)の「2. 今後の調査分析の進め方」の③に記載のとおり、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成について、原子力規制庁殿が調査・分析を進めるとしており、これらの調査・分析において協力できる点があれば協力する。(原子力規制庁の調査に協力) ③ 原子炉格納容器内の潤滑油、ケーブル、塗料等が高温に曝される可能性があるが、潤滑油の引火点はおおむね200℃以上、ケーブルの被覆材の着火温度は200℃以上、塗料は事故時の耐環境性を考慮し選定しており、火災発生防止を踏まえた設計としている。 また、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)は他設備から一定の離隔距離を確保して設置する等、他設備への影響も考慮した配置設計としているため、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼時の熱影響による可燃性ガスの発生可能性も小さいものと考えられる。 水素以外の可燃性ガスの発生については、何らかの要因により瞬時に大量に発生することはなく、熱分解等により経時的に発生し、原子炉格納容器内に拡散していくことが想定される。また、これらのガスは、原子炉格納容器内に設置している静的水素再結合装置(PAR)により処理されたり原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼等にあわせて燃焼することから、アニュラス部へ可燃性ガスが大量に漏えいするおそれはないものと考えられる。(5)-1に記載のとおり原子炉建屋(アニュラス部)での水素対策により水素爆発の懸念はないものとする。)	
					④ ①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	
	<p>【ベント回数】 特に議論なし</p>	(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。	(ア)(イ) 1F 3号機において、アクシデントマネジメント対策として整備した耐圧強化ベントは、長期間全交流動力電源喪失等を想定しておらず、ベントの系統構成上に設置した隔離弁については、フェイルクローズの空気作動弁を設置していたこと、開放操作に必要な計器用空気の供給ができなかったことで、事故時対応において能動的なベント操作ができなかったことにつながったものとする。 中間取りまとめ別添 17 に記載されているとおり、ベント操作実施時の原子炉格納容器圧力の減圧速度の違いや、ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の関係を踏まえると、3号機のベントの成功は2回のみと考えられる。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	① 無 ベント時の圧力挙動に対する中間取りまとめの検討内容を踏まえると、左記のとおりベント回数を2回とする見解に疑問点はなく、異なる見解はない。 ② 否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。 ③ 特重施設で設置したベント設備の運用として、□と考える。ただし、□信頼性の高い設計となっている。 ④ ①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

	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>【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、考えられ得る対策を取らない、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。</p> <p>●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。</p> <p>●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。</p> <p>●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。</p> <p>●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よ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をされてきているのではないかとと思うが、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、それを共有していきたい。</p> <p>●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、どういふふう状況で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、ただ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らと思うている。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。</p>	<p>3号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、炉心損傷後の3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、3号機のベントガスが4号機の原子炉建屋内に水素が流入したものと考えられる。</p> <p>また、1F中間取りまとめの別添6「非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流水素量」では、SGTSのフィルタラインの汚染状況の1,2号機間および3,4号機間の比較がされている。1,2号機間では1号機の方が2号機に比べ10倍程度の汚染があると評価される(ベントした自号炉の汚染が隣接炉の汚染よりも高い)のに対し、3,4号機間では3号機の方が4号機に比べ2倍程度の汚染となっている(ベントした自号炉の汚染と隣接炉の汚染の差が小さい)といった結果が示されており、その考察として、4号機のみSGTS下流側にグラビティダンパが設置されていなかったことで、4号機へ多くのガスが移行した可能性が考えられる旨、記載されている。</p> <p>4号機の原子炉建屋は水素爆発以前において健全性が維持されている一方、長期的に全交流動力電源喪失が継続していたことから、SGTSによる原子炉建屋外への水素排出ができなかったことに加え、着火源が無かったことで40時間滞留し、その後、何かしらの着火源が発生したことで、水素爆発に至ったものとする。</p>	(9)ー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号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、4号機の原子炉建屋内に水素が流入は考えられ、4号機の建屋内で水素が滞留し、爆発に至ったという見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
					②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
					③		<p>当社のFVラインは□設計等への反映は不要である。</p> <p>また、(5)ー1③に記載のとおり、原子炉格納容器、アンユラス部および補助建屋への漏えい等を考慮しても、水素滞留による水素爆発の懸念はないものとする。</p> <p>なお、アンユラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、(5)ー1③に記載のとおり、アンユラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p>
					④		③では、他号炉や他系統への水素ガスの流入の可能性が無いことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所においてAM対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象等を起因とした複数基同時発災を想定した際の、ユニット間共用・相互接続に対する検討が不足していたことと考えるとされる。この点は新規制基準施行以前のPWRIにおいても同様であったが、新規制基準施行以降は、設置許可基準規則第十二条6項に基づき、現時点において、ユニット間の共用・相互接続を原則排除した設計、施工及び運用となっている。今後も安全性向上評価届出等を通して外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。
					①	無	重大事故等が発生した際には、建屋周辺での作業が発生することから、放射線影響に加え、水素滞留の可能性等、作業員の安全確保が重要であることについて、異なる見解はない。
					②	否	今回の中間取りまとめにおいて、1号機のベントガスの自プラントへの逆流の議論や、事故発生時の号機以外への考慮として、3号機のベントガスが4号機に逆流するという点に疑問点はなく、更なる調査・検討は不要である。
	<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回られている。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うが、例えば、1F4号機では、3階のCRD交換機室で爆発が起こっている。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言えるが、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って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PARI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。</p>	<p>1F事故では、事故の緩和操作を実施する中で、水素爆発が発生したことで、その後の事故対応操作を妨げる大きな要因となったと認識しているが、以下の理由から水素滞留対策と事故対応操作は両立する。</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能が健全な場合においては、アンユラス内の水素濃度はアンユラス浄化系が作動しない場合においても水素の可燃域である4vol%に達しないことから、特重施設も含めた、SA設備を用いた対応は両立する。このため、原子炉格納容器の破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持し、アンユラスへの水素漏えいを抑制する事が建屋内の水素滞留に対して最も有効な対策と考えている。</p> <p>今回の(5)ー1③関係の回答にも記載の通り、□につながるものとする。現運用において、□今後も、1F中間取りまとめで論点とされている議論の進捗を踏まえながら、更なる改善事項がないか継続的に検討していく。</p>	(9)ー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。	③		(9)ー2③に記載の通り。
					④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

	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	【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし			(1)-1		①	無 PCVの圧力がRDの作動圧力を超過している期間において隔離弁が開状態を維持していたか否かは必ずしも明確になっていないと考えられる※が、RD近傍の線量率測定結果からベントが成功しなかったと判断する点には疑問点はなく、異なる見解はない。 ※「東京電力HD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」の「課題リスト～2号機～No.2号機-9」に記載のとおり、「ベント小弁が3月14日23時55分には閉状態であったとされている」や「3月15日0時01分頃2号機ベント操作(ドライウエルベント小弁)数分後閉確認」と記載されている。
					②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
					③		当社が□設置したフィルタベントシステム(以下「FV」という。)は、□設計としている。厳密には、□なお、□設計としている。
					④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

	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	<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、SAみたいなものがあって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>○OBWR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が運転中に漏れした場合にも、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ようにあることあるので、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>(ア)(ウ) 原子炉格納容器の破損防止対策には、事故時における放射性物質の環境への異常な水準の放出を抑えることで、公衆被ばくを最小限に抑える目的があると考えている。 原子炉格納容器の破損防止対策の1つである原子炉格納容器は、事故時における放射性物質の環境への異常な水準の放出を防止するために、原子力安全における「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の「閉じ込める」の観点の役割がある。 PWRにおいては、有効性評価ガイドに基づき、必ず想定する格納容器破損モードとして、 ・雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・溶融炉心・コンクリート相互作用 を想定するとともに、上記に加え、内部事象レベル1、5PRA等を用いて個別プラントで評価すべき格納容器破損モードについて検討を行っている。 評価すべき格納容器破損モードに対しては、重大事故等対処設備(以下、「SA設備」という。)等により、原子炉格納容器の役割である「閉じ込める」の機能について、代替格納容器スプレイ機能や、大容量ポンプを用いた格納容器自然対流冷却といった緩和策の強化を図ることで、原子炉格納容器破損防止ができる設計としている。多くの格納容器破損モードに対する緩和策として有効な手段は原子炉格納容器内への注水と原子炉格納容器からの除熱であり、常設設備および可搬設備による多重・多様な手段を整備している。 一方、注水及び除熱が緩和策として直接的には有効ではない破損モードとして、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対しては加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧手段、水素燃焼については原子炉格納容器の大きな自由体積により水素濃度の上昇を抑制し、静的触媒式水素再結合装置(以下、「PAR」という。))および原子炉格納容器水素燃焼装置(以下、「イグナイタ」という。))により水素濃度を低減する手段を整備している。</p> <p>(1)－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。 (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。 (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>また、□をより確実にするために代替格納容器スプレイ機能、フィルタベントシステム等を整備している。SA設備の不動作等を考慮した場合にも、□設置したフィルタベントシステム等を使用することで□設計としている。フィルタベントシステムは、□設計とする等、□設計となっている。なお、□上記のとおり、原子炉格納容器破損防止対策は、有効性評価等のシナリオベースの原子炉格納容器破損防止対策を基本に、想定を上回るような状況での対応として、特重施設まで活用した総合かつ柔軟な対応が重要であると考えている。□今後も、「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」(以下、「TF中間取りまとめ」という。))で論点とされている議論の進捗を踏まえながら、更なる改善事項がないか継続的に検討していく。</p> <p>【参考：□(添付1参照)】 □ □</p> <p>(イ) 過圧破損の要因として、水蒸気以外にも非凝縮性ガスとして原子炉格納容器自由体積中の窒素を含む空気に加え、水－ジルコニウム反応により発生する水素についても考慮している。特に有効性評価の水素燃焼シナリオにおいては、水－ジルコニウム反応により発生する水素については全炉心の75%のジルコニウムが反応することを考慮することに加え、長期的に発生する放射線水分解による水素生成、金属腐食(アルミニウム・亜鉛)、放射線によるヒドラジン分解といった水素発生も考慮している。 非凝縮性ガスの発生要因として、MCCIに伴う一酸化炭素および二酸化炭素の発生が考えられ、それらは有効性評価解析において考慮しているただし、PWRの原子炉下部キャビティで使用されるコンクリートは玄武岩系のコンクリートが使用されており、有効性評価解析においては一酸化炭素や二酸化炭素の有意な量の発生はない。</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。	③	(1)－1③に記載のとおり、当社が設置したFVには、□設計としている。したがって、□となっている。	
					①	無	RDは隔離機能確保の観点から設置されたものと考えられるが、原子炉格納容器から既に漏えいが発生しており、原子炉格納容器圧力が上昇しないような状況に至り、環境への放射性物質の放出抑制の観点からベントを早期に実施することが必要な場合には、RDがベントを阻害する要因になり得る。したがって、隔離機能と冷却機能のバランスを考慮した最適な設計を検討する必要があるという点で、左記について異なる見解はない。
					②	否	左記の検討方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
					④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
	<p>【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし</p>			(1)－3	<p>① 無 ADSの作動条件成立に関する推定に矛盾点は見受けられず、ADSの作動によってRDが作動しベントが成功したとする推定に疑問点はなく、異なる見解はない。</p> <p>② 否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 当社が設置したFVでは、□本件と同様の事象が発生することはない。</p> <p>④ ①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。</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	回答項目	回答内容、理由
[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。)について、以下の事項を回答すること。	(ア)平成6年3月に取りまとめた各発電所の「アクシデントマネジメント検討報告書」において、既存の設備を最大限に活用することを考慮して、シビアアクシデント研究およびPSAの実施等により得られた知見に基づき、安全性をさらに向上させる観点から、アクシデントマネジメント策(以下、「AM策」という。)を抽出しており、抽出に際しては、内の事象を対象とした確率的な安全評価を基に検討したが、その検討では単一プラントでの発災を前提としている。AM策は、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および安全機能のサポート機能の4つの機能分類される。 AM策の整備に当たり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)とするなど設計上の考慮を払い設計を行い、各機能において整備したAM策は以下の通りであり、機能および効果を含めた詳細は添付2-1~4とおり。				
	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)	①原子炉停止機能 ▶ 緊急2次系冷却の多様化(手順整備) ②炉心冷却機能 ▶ タービンバイパス弁の活用(手順整備) ▶ 代替再循環(設備改造・手順整備) ▶ 格納容器内自然対流冷却(設備改造・手順整備) ▶ 代替補機冷却(設備改造・手順整備) ▶ クールダウン&リサーキュレーション(手順整備) ③放射性物質の閉じ込め機能 ▶ 格納容器内自然対流冷却(設備改造・手順整備) ▶ 格納容器内注水(設備改造・手順整備) ▶ 1次系強制減圧(手順整備) ④安全機能のサポート機能 ▶ 代替補機冷却(設備改造・手順整備) ▶ 号機間電源融通(手順整備)				
[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)-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。	5月10日の回答の(2)-1③で記載した通り、FVラインについては設計への反映が不要であると考え。 また、左記の事項に記載の非常用ガス処理系に相当するPWRの設備としてアンユラス浄化設備があるが、5月10日の回答の(5)-1③で記載した通り、アンユラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流しているが、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることを確認している。 なお、過去に実施したアクシデントマネジメント対策は前述の「(2)及び(3)関係」に記載のとおり、アクシデントマネジメント対策設備を既存設備に接続する際には設計上の配慮を行っている。 また、SA設備、特重施設等についても、既設設備への影響を踏まえた上で設計しており、基本的に、東京電力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るものはないと考えている。	(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。	① 無 ② 否 ③ ④	配管の汚染状況等から、ベントガスのSGTSを経由した原子炉建屋への流入が起これ、その結果として水素爆燃が発生したとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。 左記事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。 当社のFVラインは□設計等への反映は不要である。 なお、原子力規制庁が中間取りまとめの別添6「5. 引き続き調査が必要な課題」として記載されている事項は、現在の判断・評価の説明性を高める内容であると考えているが、今後の調査結果を踏まえ、現在の判断・評価と異なる知見が得られるようなことがあれば検討してまいりたい。 ①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
[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 否 ③ ④	ベントガスの逆流という設計想定外の事象を踏まえて、AM対策の有効性の観点から設計、施工及び運用の考え方を網羅的に確認する方針に対して、異なる見解はない。 AM対策の有効性の観点から設計、施工及び運用の考え方を確認する方針が示されているものであり、更なる調査・検討は不要である。 当社のFV系統は□設計等への反映は不要である。 当社においては、AM対策設備を既存設備に接続する際には隔離弁を設置(通常時「閉」運用とし電動弁は常時電源「切」)することで、上位クラスに悪影響を及ぼさないための設計上の配慮を行っている。東京電力福島第一原子力発電所の耐圧強化ベントラインについても同様の配慮がなされていたものと考えられるが、本件は、設計基準事故あるいは重大事故等発生時に期待する機能に応じてフェイルオープンやフェイルクローズのような異なる動作が求められる機器への配慮について示唆されているものと認識している。 具体的に、SGTSはLOCA時等において原子炉建屋内に放出された放射性物質をフィルタで除去した上で排気筒から放出する系統であるためフェイルオープンの設計としていたものと考えられるが、耐圧強化ベントによるベントガスの流入を考慮するとフェイルクローズの設計であることが望ましかったと言える。 当社のAM対策設備のうち当時の既存設備と接続するAM対策設備は、代替再循環、消火水ポンプを用いた原子炉格納容器内注水(消火水スプレイ)が挙げられるが、いずれの隔離弁についても当初よりフェイルオープンやフェイルクローズの設計となっていない(手動弁、もしくは電動弁「常時電源:切」)ことを確認した。 ③ではDB設備との接続という観点で当社対策に直接的な影響がないことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所においてAM対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象の想定(複数基同時発災、電源号機間融通不可による長期間全交流動力電源喪失等)が不足していたことにあると考えられる。この点は当時のPWRのAM対策検討時においても同様であったことを踏まえ、安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。

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
【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	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 左記については設計図書等により確認されたものであり、異なる見解はない。
					②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
					③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。
					④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
【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。	5月10日の回答の(3)-1①に記載した通り、SGTS配管から排気筒に入った際に流路面積が増加した結果、流速が急激に低下し排気筒基部にベントガスが滞留したものと考えている。	(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。	①	無 SGTS配管から排気筒に入った際に流路面積が増加した結果、流速が急激に低下し排気筒基部にベントガスが滞留したと考えることに疑問点はなく、異なる見解はない。
					②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
					③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。
					④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
ベント機能 【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 左記については確認された事実を踏まえた確認の方針として、異なる見解はない。
					②	否 左記についてはAM対策検討時の考え方を詳細に確認する方針が示されているものであり、更なる調査・検討は不要である。
					③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。
					④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
【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 左記については確認された事実を踏まえた確認の方針として、異なる見解はない。
					②	否 左記の確認の方針は明確であり、さらに調査・検討は不要である。
					③	当社のFVの設計では、□設計したものである。また、□設計としている。
					④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
【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。	①	無 真空破壊弁とサブプレッションチェンバの設備構成を踏まえると、真空破壊弁が故障した際にはスクラビングを経由せず放出される経路が生じる可能性について、異なる見解はない。
					②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
					③	当社のFVにおいては□設計等に反映する事項はない。
					④	①～③に記載した以外のその他の見解や意見は特になし。

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	【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	PRAの観点から漏えい経路として追加するという考え方について、異なる見解はない。
						②	要	中間取りまとめの別添5「3. 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性」に記載のとおり、現時点においてSGTS配管の汚染量や真空破壊弁でのガスケットずれの影響等を踏まえると、真空破壊弁の機能が維持されていたと考える方が妥当という結論が得られている。したがって、重大事故等発生時における真空破壊弁の開閉発生メカニズムと可能性について検討を継続する必要がある。(他の電力会社)
						③		当社のFVにおいては口設計等に反映する事項はない。 当社の大飯3.4号機を除く、鋼製の原子炉格納容器の発電所では、通常運転時の原子炉格納容器スプレイ誤作動を想定し、負圧破損防止の観点から原子炉格納容器の内外圧差により内側に動作する真空逃がし弁が設置されているが、事故時に原子炉格納容器内が負圧になることはなく、当該弁が作動し、開閉状態となるという想定を必要はない。このため、PRA上は閉止状態における漏えいのみ考慮している。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
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(中途閉鎖状態の継続と閉鎖解除の不成立)が生じた原因が不明である。	①	無	本件の原因となり得る物理現象等に関する知見を持ち合わせておらず、現時点において異なる見解はない。
						②	否	窒素不足による主蒸気逃がし安全弁の不安定動作の具体的な要因について、(6)-2に記載の確認方針に加え、更なる調査・検討は現時点では不要である。
			(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。 重大事故等発生時に期待する設備については、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事業者にて確認している。 例えば、重大事故等発生時に環境が大きく悪化する原子炉格納容器内に設置されている機器として、加圧器逃がし弁が挙げられるが、全交流動力電源喪失時に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンペを利用した加圧器逃がし弁による原子炉格納容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンペも事故時に必要な容量を確保している。加えて、窒素ポンペからの供給ができない場合においても、可搬式空気圧縮機による代替制御用空気供給も整備している。 さらに、□			③		BWRのSRVの逃がし弁機能に相当するのは、PWRでは加圧器逃がし弁が挙げられる。 全交流動力電源喪失時に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンペを利用した加圧器逃がし弁による原子炉格納容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンペも事故時に必要な容量を確保している。 今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
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。	①	無	確認された左記の事実を踏まえた確認の方針について、異なる見解はない。
						②	否	左記の確認の方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
			(6)-2③関係 (ア)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かと考えるか。 (6)-1③関係の回答に記載。			③		重大事故等発生時に系統側の状況に応じて繰り返し動作する可能性がある機器としては、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁が挙げられる。 これらの重大事故等対処設備は全交流動力電源喪失時を含む重大事故等の環境下で健全性が確保されることを確認している。 今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器の健全性への影響を確認していく。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
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。	①	無	設計通りの作動が行われていないことはパラメータ等から明らかであり、異なる見解はない。
						②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
						③		中間取りまとめにおいては、周囲温度上昇による安全弁バネの温度上昇に伴う弾性係数の低下が、安全弁作動圧力の低下の原因と推定されている。 PWRでは炉心損傷のような重大事故において加圧器安全弁の作動に期待する事象として「格納容器過温破損(全交流動力電源喪失+補助給水失敗)」が挙げられる。当該事象では、事象初期の一次冷却材圧力の上昇に伴い、加圧器安全弁に期待することとなるが、その時点において原子炉格納容器雰囲気温度はほとんど上昇しておらず、周囲温度上昇の原因とする加圧器安全弁の有意な作動圧力低下は起こらない。 加えて、当該事象では重大事故等時の耐環境性が確認されている加圧器逃がし弁の強制閉により一次冷却材圧力の減圧操作を実施するため、安全弁の静的動作による事象収束に対する影響は非常に軽微である。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

	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	【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。 ○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。	(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。	重大事故等発生時における設備の挙動に関する知見は事業者が集積すべきと考える。その前提のもと、新規基準の審査においては重大事故等発生時に期待する設備については、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事業者にて確認している。 今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器への影響等について確認していく。	(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	確認された事実を踏まえた左記の調査方針について、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。	重大事故等発生時に期待するSA設備については、使用条件を想定した上で設計余裕を確保している。 前述のとおり、例えば、加圧器逃がし弁であれば、全交流動力電源喪失時に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンペを利用した加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンペも事故時に必要な容量を確保している。加えて、窒素ポンペからの供給ができない場合においても、可搬式空気圧縮機による代替制御用空気供給も整備している。 さらに、□			②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
						③		許認可では事故時環境における重大事故等対処設備等の耐環境性について確認しており、現時点においては重大事故等発生時において、機能を果たせるものと考えている。 今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
	【SA条件下での計測機器の信頼性】 特に議論なし			(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	確認された事実を踏まえた調査方針について、異なる見解はない。
						②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
						③		許認可では事故時環境における重大事故等対処設備等の耐環境性について確認しており、現時点においては重大事故等発生時において、機能を果たせるものと考えている。 今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
	【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし			(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	ADSの動作条件を踏まえると、低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知し、ADSの動作に伴い原子炉容器から主蒸気逃がし弁を介してドライウエルの圧力が上昇し、ラプチャーディスクの破壊圧力に達したという説明に疑問点はなく、異なる見解はない。
						②	否	上記のとおり事象進展に対する矛盾点は存在せず、更なる調査・検討は不要である。
						③		BWRの主蒸気逃がし安全弁に相当するPWRの設備としては加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が挙げられるが、これらの弁には複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃がし機能のみである。また、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの自動弁についても複数の条件により自動動作する機能はない。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出することは考えられない。
						④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。
【ADSの作動に関する設計条件】 特に議論なし			(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	ADSの動作条件を踏まえると、低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したという点について疑問点はなく、異なる見解はない。	
					②	否	左記の確認方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。	
					③		(8)-1③に記載のとおり、BWRの主蒸気逃がし弁に相当するPWR設備としては加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が挙げられるが、当該弁は複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃がし機能のみである。また、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの自動弁についても複数の条件により自動動作する機能はない。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出することは考えられない。	
					④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

	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			(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。	① 無	事象進展の妥当性を検討する上で各パラメータが何の現象、操作に伴い、どのように推移するのかを確認することは重要であり、異なる見解はない。
						② 否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討の必要はない。
						③	本事項は、ADSの作動条件の1つであるRHRPの出口圧力が、サブプレッションチェンバの圧力の影響を受ける構造となっており、作動条件を設定する際にはLOCA時等に発生する水蒸気に加え、炉心損傷等により発生する水素等による加圧を考慮する必要があることに加え、PCVからの漏えいが発生している際には、サブプレッションチェンバの圧力が上昇せず、作動条件に至らない可能性があるという点についても考慮する必要があることを示唆しているものと認識している。 (8)-1③に記載のとおり、BWRの主蒸気逃がし弁に相当するPWR設備としては加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が挙げられるが、当該弁は複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃がし機能のみである。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。
						④	原子炉設置変更許可のうち添付書類十の有効性評価解析では、原子炉格納容器内で発生するガスとして、水蒸気に加え、炉心での水-ジルコニウム反応による水素発生、溶融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生等を考慮した評価を実施している。また、評価結果である原子炉格納容器圧力を厳しくする観点から、原子炉格納容器からの漏えいによる効果については考慮していないが、(8)-1③に記載のとおり原子炉格納容器からアンユラスに漏えいした水素挙動についても別途確認している。

※ 添付1及び添付2-1~4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)に対する回答 2021年11月2日 関西電力株式会社を参照のこと。