

北海道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(北海道電力株式会社)】

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
	事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
水素防護	<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	原子炉建屋破損の主要因が滞留した水素の爆燃による可能性が高いとすることについて、異なる見解はない。	
					②	否	画像解析および建屋内設備の損傷状況から1号機および3号機とも水素爆燃が生じていたこと、水素は耐圧強化ベントの使用により建屋内に逆流したことが説明されており、異なる調査は不要である。	
	<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) アニュラス内水素濃度の評価条件としている「格納容器内の水素量、格納容器からアニュラスへの漏えい量、アニュラス空気浄化系の排出量」が評価条件から変動することで、アニュラス内の水素濃度が上昇する要因となり得ると考える。 このうち、格納容器内の水素量は、格納容器内の水素燃焼・水素再結合による水素処理を見込まない水素量として評価しており、アニュラス空気浄化系が不動作の場合においてもアニュラス内にて格納容器壁温度と外部連へい側壁温度の差により対流が生じ水素のみが上部に成層化することは考えにくく、7日後のアニュラス内水素濃度が4vol%未満と評価している。 格納容器からアニュラスへの漏えい率は、格納容器内圧力が高く推移する過圧破損シナリオにおける格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率0.142%/dayに余裕を見込んだ漏えい率0.16%/dayにて7日間一定とした評価条件としており、評価条件の漏えい量に対し十分に低い値に施設管理している。 SA時の格納容器解析状態を大きく上回り格納容器の健全性が脅かされる状況においても、格納容器内の水素処理による水素濃度低減、アニュラス空気浄化系の運転による格納容器漏えい気体の排出によりアニュラス内水素濃度は、4vol%に対し低く維持できると考えている。</p> <p>(イ) アニュラス内水素濃度が4vol%に到達した場合には、水素可燃領域に達していることから水素燃焼が生じる可能性がある。但し、(ア)に記載のとおり、格納容器内での水素処理およびアニュラス空気浄化系の運転により、アニュラス内は十分に低い水素濃度を維持できると考えている。</p> <p>(ウ) BWRでは格納容器内を不活性ガス(窒素)環境とし水素爆発を防止していることから、格納容器内での水素処理設備を設けておらず、格納容器から原子炉建屋へ漏えいした水素を水素処理装置(PAR)による再結合処理、SGTSによる建屋外へ放出する対策としている。 PWRは、格納容器の自由体積が大きく、設計基準事故時においては水素燃焼を懸念する濃度まで上昇しない、SA時においては、格納容器内水素濃度が水素燃焼域に達することから、格納容器内へ水素燃焼装置(イグナイタ)および水素処理装置(PAR)を設置し、格納容器内の水素処理により水素爆轟域に至らないよう水素濃度を抑制する水素対策としている。格納容器からの漏えい気体はアニュラス部に回収し、アニュラス内を負圧維持しつつ排気筒から排出する設計とし、格納容器内雰囲気ガスを原子炉建屋一般部(アニュラス部を除くエリア)に流入させず、アニュラス内の水素濃度を可燃限界未満に維持する設計としている。 格納容器内およびアニュラス内の水素濃度計により、水素対策が設計で期待したとおり機能しているかを監視する設計としている。</p> <p>(エ) (ウ)のとおり、漏えいする水素濃度を格納容器内にて低減処理し、漏えい水素を原子炉建屋一般部へ拡散させることなく、アニュラス空気浄化系にて建屋外へ排出する。</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。	③	格納容器内で発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備により処理する設計としており、格納容器から漏えいする水素を含む雰囲気ガスは、アニュラス内において水素濃度が可燃濃度下限の4%に達しないとともに、アニュラス空気浄化系統により希釈・排気することで、格納容器外にて可燃濃度を超える水素が滞留しないよう設計している。アニュラス内水素濃度についても、水素濃度計により監視できる設計としている。		
					④	特に無し。		
<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>●ドライウェルの中にどういう有機系の物質が、どれぐらいあるかというのは、まず、先行的に調べられるのではないか。</p>	<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。</p> <p>(ア) 調査にあたっては、当社のプラントで使用している設備の仕様・量など可燃性ガスの発生に関するデータを提供し必要な協力を行う。 (イ) ケーブル被覆、保温材、充てん材などの有機物が高温環境に晒されることにより可燃性ガスが生じる可能性があると考えられる。具体的に生じる可燃性ガスについての知見は有していない。</p>	(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号機の建屋破損状況を比較した結果から、3号機では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ついて、異なる見解はない。		
				②	要	3号機の建屋破損時の画像解析から1号機と異なった爆発形態であることが判明しているが、可燃性ガスの性状・発生メカニズム等について未解明であり、今後、異なった爆発形態となった原因について調査する必要があると考える。今後、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成の調査・分析を進めるとしていることから、当該調査内容・成果を確認していく(原子力規制庁の調査に協力)。		
				③		可燃性ガスの発生メカニズム等は未解明であるものの、事故時において高温環境となる格納容器内にて生成する場合、(5)-1の③の水素と同様、格納容器外へ漏えいする水素以外のガスについても、アニュラス空気浄化系により希釈・排気することにより、アニュラス部におけるガス濃度は低く抑えることが可能な設計としている。事故時における水素以外の可燃性ガスの発生メカニズムおよびその影響について、今後判明する可燃性ガスにかかる知見等をふまえ、対策を検討していく必要がある。		
				④	特に無し。			

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	
【ペント回数】 特に議論なし	(9)-1①関係 (ア)成功した2回以外のペント操作ではペ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回以外にペント成功と判断できるペント操作はあるか。	(ア)格納容器ペントラインの系統構成に用いたペント弁駆動用空気圧の不足、ペント弁駆動回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁の励磁維持の問題等により、ペント操作が成立しなかった可能性があると考えられる。 (イ)中間取りまとめに記載のとおり、格納容器ペントに成功した操作は2回のみと考えている。	(9)-1	3号機のペント成功回数は2回である。	①	無 ペント成功は初期の2回のみであることについて、異なる見解はない。	
					②	否 3回目以降のペント効果と想定していた格納容器挙動について、ペントによらない格納容器内挙動であるとする見解がまとめられており、更なる調査は不要である。	
					③	FVSIは、□設計とする。	
					④	特に無し。	
【BWRIにおける建屋の水素爆発】 OBWRI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。 ●どれぐらい水素が、もしかしたらたまるかもしれないという懸念を持ちながら対策を、あるいは事前の予防策みたいなものを講じなきゃいけないのかということが議論のポイントであると思っている。 ●これが駄目なら次、これが駄目なら次ではなくて、同時並行で起こっていることがあることによって、次に進めないということもある。 ●水素の存在をかなり完全に否定する状態になるまでとその後とは、取れる措置のパターンが違うかもしれない。一つの論点ではないか。 ●元々DBA、設計で想定した事故を対象に設計されていたが、TMIの頃ぐらいから、それを越えた事故が生じ得るという知見が出てきて、設計で対処するだけではなくて、使える機器は使って、マネジメントをするという発想があった。ただし、機器だけ置いておいて勝手に使え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されてきているのではないと思うが、その中でどういう思想でアプローチしていくというような考えが整理されているのであれば、それを共有していきたい。 ●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、ただで備えなくてはならない。それを怠ったのが当時の事故であつたらろうと思っている。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。 【建屋内の空気の流れ】 ○水素の前に建屋内の空気の流れ、どこでどんな流れが生じているのか、条件が変わるとどうなるのかというのを実測したような経験はあるのか。 ○1F事故の際は、建屋の中は、空気、あるいは水蒸気も多少入っているかもしれないが、軽いガスが入ってきたときにどんな挙動をするのか、実験的に何かやりようがあるのではないか。実機を持った事業者がアイデアを出し、空気の中に軽いガスが混じった場合にどんな挙動をするかおさえる必要がある。 ●SGTSなどが作動した場合に、どれぐらい水素が移動してくれるのか、どれほど動くのかというのは、具体的にこれまで検討されているか。 ●それなりに水素を動かすことができるんだというところから始めるのは、頭の体操の範囲としては狭過ぎでは	40時間にわたって原子炉建屋内に水素が滞留した原因として、全交流電源喪失によりSGTSが停止していたため建屋からの水素排出ができなかったこと、一般空調も停止により建屋内の空気流動がなかったことが考えられる。	(9)-2	3号機のペント時に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号機で発生した水素が、SGTSを介して4号機の原子炉建屋に流入し水素爆発が発生したことについて、異なる見解はない。		
						②	否 3号機のペント成功が初期の2回のみとする結論に至っており、4号機においては水素が発生する環境にはなかったことから、3号機の最後のペント時(2回目)に4号機に流入した水素によって4号機建屋が水素爆発により損壊したことについて、更なる調査は不要である。
						③	格納容器にて発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備(PAR、イグナイタ)により可燃濃度未満に保つとともに、格納容器からの漏れい水素はアンユラス空気浄化設備により排気筒から排気する設計としている。格納容器雰囲気内の排気系は共用設計とせず、他号炉への水素影響を及ぼさない設計としており、他号炉に水素が流入し滞留することのない設計としている。 □
						④	特に無し。
【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。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こっている。ブローアウトパネルがオベ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、オベ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、そのためどこまで知見を蓄積できるのかという問題となる。一つの考えとして、むしろ建屋への水素の漏えいの可能性を最小にする措置をとるなど、限界条件についての知見を蓄積していくアプローチもある。	原子炉建屋の水素燃焼が生じる環境では、作業員を原子炉建屋でSA対応操作および復旧作業に従事させることはできないため、SA時におけるPWRの水素対策として、格納容器内で水素濃度の低下処理を行い、アンユラス空気浄化系を起動することにより、原子炉建屋の一般区画への水素流出を防止する必要があると考える。 (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)。 整備した格納容器内の水素処理、アンユラス空気浄化系が機能している状況にあっても、水素濃度が解析で確認した範囲内であることを格納容器内およびアンユラス内の水素濃度を継続的に監視し、SA対応操作および復旧作業を行う原子炉建屋の環境が水素燃焼域に至らない状況であることを確認し、現場状況に応じた作業可否判断をすると考えている。	(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。	①	無 水素滞留が想定される環境下における作業安全の確保を検討する必要があることについて、異なる見解はない。		
						②	否 3号機からの排出水素が4号機に流入・滞留した状態が継続していたとの結論を得ており、更なる調査は不要である。
						③	(9)-2のとおり共用設計としないことにより他号炉に水素流入・滞留することなく、アンユラス排気系により排気筒から水素排出する設計とすることにより、原子炉建屋等の作業員が活動するエリアへの水素流入・滞留を防止する対策を講じており水素滞留・可燃濃度に達する可能性は低い設計としているが、アンユラス内の水素濃度および格納容器内の水素濃度を監視することにより想定外の水素発生状況ではないことを確認していく。
						④	特に無し。

水素防護

※口部は非公開箇所

	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	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。	① 無 2号機における原子炉格納容器ベントが成功しなかった理由は、ラプチャーディスクの作動圧力に到達しなかったためであることに対して、異なる見解は無い。 ② 否 2号機における原子炉格納容器ベントが成功しなかった理由は、ラプチャーディスクの作動圧力に到達しなかったためであることが解明されていることから、異なる調査は不要である。 ③ 特定重大事故等対処施設として設置を計画しているフィルタベントシステム(以下、「FVS」という)□ また、□設計する計画である。 ④ 特に無し。	
	【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。 ○使用済燃料の方は理解出来るが、原子炉本体に関して、炉心に対して二次格納容器が一体どういう役割を期待されているのか、あるいは期待していないのか。何らかの閉じ込めを期待しているのだったら、なぜああいう設計なのか。漏えいがあった際のDFを期待していたのなら、なぜああいう設計なのか。一体何を炉心に対して期待して設計されたのかが分からない。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。 ○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みたいなものがある程度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からと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏えいしていくということが明示的に考えられなかったのは大きな問題だったと思っている。			(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。	① 無 原子炉格納容器ベントが成功しなかったことは重要な事象のため、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ことについて、異なる見解は無い。 ② 否 当社の特定重大事故等対処施設によるPCV破損防止対策は、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討し、ベント機能を期待する時には確実に機能を確立できる設計とする計画であることから、異なる調査は不要である。 ③ FVSの□ また、□ よって、事象進展に応じたPCV破損防止対策としては、□設計とする計画である。 ④ 特に無し。	
	○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プレッション・プールで補ってはいないものの、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。 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。 ●二次格納の目的というのはいやっぱりPCVが運転中に漏えいした場合にも、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。 ●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。 ●二次格納容器、言葉がそういうふう書いてありますが、一定のところまではそういう格納容器的な機能を期待しているんだけど、一定以上になったら、そうじゃないものとして運用しないと、むしろ危なくなっちゃうというよ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のかということも含めて整理をしないとけない。 ●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。 ●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。	(ア) 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放出を防止する最終障壁として放射性物質の閉じ込め機能を有しており、原子炉格納容器が過圧破損しないようシビアアクシデント対策(以下、「SA対策」という)として原子炉格納容器を冷却する手段および減圧する手段を設けている。 (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。 (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。 (ア) 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放出を抑制することが、原子炉格納容器破損防止対策の目的であり、原子炉格納容器を冷却および減圧することで破損防止対策を機能させることが必要である。さらに、原子炉格納容器の冷却機能および減圧機能を喪失した場合に備え、特定重大事故等対処施設として設置を計画しているフィルタベント□			(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 FVSの□ また、□ よって、事象進展に応じたPCV破損防止対策としては、□設計とする計画である。 ④ 特に無し。

	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11月2日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)				
		事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
ベント機能	【AM対策の設計、施工および運用の考え方】 特に議論なし			(2)-2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	AM設備を既存の重要安全施設に接続したことによる悪影響への対策は重要なため、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認することについて、異なる見解は無い。
						②	否	当社における設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認したことから、更なる調査は不要である。
						③		■当社のAM対策における設計、施工、運用への反映に係る考え方は次のとおり。 ・設計段階については、設計基準事象(DB)のバックアップとして悪影響を及ぼさないよう、異系統を接続する際には接続部への隔離機能を設けている。隔離機能は、駆動源を喪失しても隔離機能を維持する設計としている。 ・施工を含めた詳細設計以降の考え方は、通常の品質保証活動にて隔離境界を明確にして品質重要度に応じた詳細設計および施工管理を実施している。 ・運用では、AM対策当時において十分に確認されていなかった重大事故等時の現場操作性を含めた機能の成立性は、新規制対応で確認を実施している。 ■AM対策における設計の考え方について、当時のPWRにおいても外部事象の想定が不足していたことに関しては、東京電力福島第一原子力発電所と同様であったと考えられる。新規制対応においては、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こととしており、その結果得られた知見等については、安全対策設備の設計、施工および運用へ適切に反映する。
						④	特に無し。	
	【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。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。			(3)-1	1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。	①	無	1号機は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ことについて、異なる見解は無い。
						②	否	1号機は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ことが解明されているため、更なる調査は不要である。
						③		FVSIは、□設計が異なる。
						④	特に無し。	
	【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。	中間取りまとめに記載のとおり、耐圧強化ベントラインの放出ラインは、SGTS配管に接続した後、排気筒から大気放出する系統構成であり、耐圧強化ベント時の排出流量に対し排気筒の管路断面が大きいことから、排気筒内でベントガスの流速が低下し、ベントガスに含まれる放射性物質が滞留・沈降したと考えられる。	(3)-2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	無	1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認された要因は、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ためであることについて、異なる見解は無い。
						②	否	1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認された要因は、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ためであることが解明されているため、更なる調査は不要である。
						③		格納容器の減圧・冷却にかかるAM対策は、格納容器再循環ユニットを使用した格納容器自然対流冷却および消火水スプレーを設けており、格納容器からのベント機能をAM対策として設けていない。
						④	特に無し。	
【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	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	1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認されたことへの対策は重要なため、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ことについて、異なる見解は無い。	
					②	否	当社のAM対策としては、格納容器からのベント機能を設けていないことから、更なる調査は不要である。	
					③		(3)-2に同じ。	
					④	特に無し。		
【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	1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認されたことへの対策は重要なため、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を確認することについて、異なる見解は無い。	
					②	否	当社のAM対策としては、格納容器からのベント機能を設けていない。また、当社のFVSIは、□設計とする計画であることから、更なる調査は不要である。	
					③		当社のAM対策としては、格納容器からのベント機能を設けていない。また、当社のFVSIは、□設計とする計画である。	
					④	特に無し。		

	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	【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	真空破壊弁がバウンダリ機能を喪失した場合、スクラビングを経由しないPCV外への放出経路となる可能性について、異なる見解はない。
						②	否	真空破壊弁の機能喪失時における環境放出に与える影響についても評価済みであり、更なる調査は不要である。
						③		格納容器の過負圧を防止するため設置している格納容器真空逃がし系は、格納容器内側隔離弁および格納容器外側隔離弁を設置した系統構成として設計し、事故時においては格納容器外側隔離弁が格納容器隔離信号により閉止するため、格納容器内側隔離弁である真空逃がし弁の開固着やシート部リーク等の単一故障を想定しても格納容器バウンダリ機能が維持可能であり、格納容器漏えい率として見込んでいない格納容器FVSの口設計とする。
						④		特に無し。
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。	①	無	(4)-1に同じ。
						②	否	(4)-1に同じ。
						③		(4)-1のとおり、格納容器真空逃がし系を設計している。格納容器外側隔離弁は格納容器隔離信号により閉止するFail Close弁であり、設置するアニュラス内の事故時最高温度を考慮しても設計仕様温度を超えることはなく、シート性能の維持が可能な設計としている。よって漏えい経路として新たに追加する必要はない。
						④		特に無し。
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(中途開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。	①	無	逃がし弁機能の動作が不安定であった理由は説明されておらず、原因不明とすることについて、異なる見解はない。
						②	否	SRVの逃がし弁機能の不安定動作の原因は説明されていないが、洩の類似弁である加圧器逃がし弁は、格納容器温度が上昇する環境において動作を期待しておらず、更なる調査は不要である。
			(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。 SA時に機能を期待する設備については、SA時環境において機能確立できることを確認しており、不安定動作は生じないよう設計している。 設計基準事故時とSA時において環境悪化を想定するエリアは格納容器内であり、福島第一原子力発電所事故において不安定動作が確認されているSRVと類似した機能を有する設備として、1次冷却材の減圧のため加圧器逃がし弁を設置している。BWRのSRVは、安全弁機能と逃がし弁機能を有した弁構造であり格納容器隔離時においても格納容器内のバックアップ駆動源にて動作する設計としているのに対し、PWRの加圧器逃がし弁は開度調整機構のない空気作動式のON-OFF弁であり、駆動源喪失時は全閉となる設計である。 1次冷却系統の減圧が必要かつ全交流動力電源喪失などにより空気作動弁の駆動源が喪失した状態においては、格納容器外から可搬型の窒素ポンペを用いて駆動用気体を供給し、加圧器逃がし弁へ駆動源気体を供給する電磁弁を可搬型の蓄電池を用いて開放し、加圧器逃がし弁を全開とする。 上述のとおり、加圧器逃がし弁を含むSA時に機能を期待している機器は、SA時環境において機能確立できることを確認しており、不安定動作は生じない。 加圧器逃がし弁が開閉(開固着)となった場合には、1次冷却材の流出が継続するが、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)流出量の増加と同じであり1次冷却材が低圧状態でのSA対応手段にて事象収束を図ることが可能である。また、加圧器逃がし弁が開閉となった場合には、ばね式安全弁である加圧器安全弁が1次冷却材の昇圧により動作し、1次冷却系の過加圧を防止することが可能である。			③		類似の機能を有する加圧器逃がし弁は、格納容器隔離時における駆動用空気源を格納容器内に設置せず、バックアップ駆動源を接続するまでは駆動源喪失ボジションとなる設計とし、格納容器隔離による駆動用空気源の遮断された状態において、バックアップ駆動源(窒素ポンペ)およびバックアップ電源(可搬型バッテリー)を必要時に接続することで遠隔操作を可能とするSA対策を整備している。 加圧器逃がし弁は、開度調整機構のないON-OFF弁であり、駆動源が全開に要する圧力に満たない場合には中途開となり、そのまま固着する可能性はあるものの、加圧器逃がし弁上流に設置している加圧器逃がし弁元弁を閉止することにより1次冷却材の漏えいを停止することが可能な設計としている。そのため、加圧器逃がし弁の不安定動作により1次冷却材系統の挙動に影響することはない。
						④		特に無し。
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	SA環境において動作を期待する設備について不安定動作となる可能性がないか把握することについて、異なる見解はない。
						②	否	SA時に動作を期待する設備について、SA環境における健全性を確認しており、更なる調査は不要である。
			(ア) SA設備については、環境影響による不安定動作が想定される設備はSA時の耐環境性を確認していることから該当するものが無いと考えているが、福島第一原子力発電所のSRVと同機能を有する加圧器逃がし弁と主蒸気逃がし弁について、不安定動作が生じた場合の影響については、次のとおり考えている。 加圧器逃がし弁について、動作不能を含めた影響を前項にて考え方を記載した。 主蒸気逃がし弁については、主蒸気管室内に設置しておりSA時においても設計基準事故時の環境からさらに悪化するとは想定されず、不安定動作は生じないものと考えている。 万一、意図しない不安定動作が生じた場合においては、駆動源喪失時と同じく手動操作にて弁開度の調整が可能であり、冷却継続に大きな影響を与えないと考える。			③		不安定動作を懸念する設備は、動的設備かつ通常運転時と設置環境が大きく変化する設備を考慮する必要があり、設置環境の変化が大きいエリアとして、原子炉格納容器内および原子炉格納容器に隣接する区画があげられ、該当する区画での動的設備として弁があげられる。なお、以下に記載する逃がし弁以外の安全弁他についての見解は(7)にて記載する。 重大事故等時に通常運転状態から大きく環境変化が想定される格納容器内に設置し、重大事故等収束に使用する逃がし弁は加圧器逃がし弁のみであり、不安定動作に対する考えが(6)-1のとおりである。重大事故等の発生により高温状態となる主蒸気管室内に設置する主蒸気逃がし弁は、手動操作機構を備えており、制御系の不調や駆動源喪失時においては、手動にて開度調整が可能な設計としており、意図しない不安定動作が発生した場合においても手動調整が可能である。
						④		特に無し。

※口部は非公開箇所

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (○第21回、●第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年11月2日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
	事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
【SRV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 SA条件下において安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなどの調査結果に対し、異なる見解はない。
					②	否 SA設備について、SA時の環境影響を考慮した設備健全性を評価しており、更なる調査は不要である。
					③	SA条件下において設計基準事故と環境条件が大きく異なるエリアは、格納容器内および格納容器に隣接するエリアがあり、該当するエリアにおいてSA対応のために動作が必要である設備として弁を設置している。該当エリアに設置している弁は、格納容器内に設置している加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、主蒸気管室に設置している主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、その他の格納容器貫通部に設置している格納容器隔離弁がある。 加圧器安全弁、主蒸気安全弁は、環境温度の上昇により福島第一原子力発電所のSRVと同様、作動開始圧力の低下が生じる。弁周囲環境が高温ではない事象発生初期の動作に期待しており、格納容器内温度が有意に上昇し、弁周囲環境が高温となる状況においては、両弁とも内包流体の圧力低下により弁作動圧力に到達することなく、プラント挙動、SA対策に影響を与えない。 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は、SA対策として遠隔操作不能を想定した代替駆動源による機能回復または手動操作が可能な設計とすることで、意図した動作を可能な設計としており、プラント挙動に影響を与えない。 上記以外の弁において、SA条件下の動作に期待する弁は電動弁であり、設置エリアの環境において代替電源の供給により意図した動作が可能な設計とする。 代替電源による給電は、起動時負荷上昇を考慮して代替電源の容量を超えない接続負荷を設定し、対応手順に従って負荷接続することで、代替電源による安定した給電ができる設計とする。
					④	特に無し。
【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ということにはならないのか。 減圧機能 ○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。 ●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)-2①関係 (ア)SA時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	SA設備については、想定するSA環境において機能を発揮できる耐環境性を有することを確認している。各設備の耐環境性能を超える環境にて使用した場合、不安定な挙動となるか等、福島第一原子力発電所事故分析結果等をもとに事業者・メーカー・研究機関等に継続的に知見の収集・検討を行う必要があると考える。	(7)-2	このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。	①	無 SA環境における設備が確実に動作する知見を集積する必要があることについて、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。	SA設備については、想定するSA環境において機能を発揮できる耐環境性を有することを確認している。SA設備の耐環境性等について実力値を把握することは、想定を超える環境での機器健全性の使用可否判断につながることから、より一層の安全性向上の観点から望ましいと考える。			②	否 SA設備について、SA時の環境影響を考慮した設備健全性を評価しており、更なる調査は不要である。
【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のペネについては高温・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。			(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。	③	(7)-1のとおり、SA時の環境を考慮した動的設備である弁について、それぞれのSA時環境を考慮しても、プラント挙動、SA対策に影響を与えない。但し、SA環境における動作不安定などの挙動について知見を収集し、必要に応じ動作の安定化を図るなど更なる改善につなげていく。
					④	特に無し。
【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 (7)-2に同じ。
					②	否 (7)-2に同じ。
					③	各設備のSA環境下での耐環境性を確認するとともに、測定原理の異なる複数の計測器にて対象とする物理量の変化を監視するよう、使用する計測器を選定している。このため、一つの計測機能の喪失を想定しても、プラント挙動を把握する機能を喪失しないよう設計する。
					④	特に無し。

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
[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 (1)-3に同じ。
					②	否 (1)-3に同じ。
					③	FVSIは口設計とする計画である。当社の系統機能確立のロジック成立条件として、動的機器の動作状態は弁リミットSW、回転機器についてはP/C、C/Cの電磁接触器の動作にて検知することとしている。ロジックを構成する系統・設備が確実に動作していることを成立条件とする設計としており、プロセス計測値(ポンプ出口圧力など)にて系統機能確立を判断するロジック設計としていない。このため、事故時における系統状態の変化により期待する系統機能の確立と誤判断するロジック構成とはしていない。
					④	特に無し。
減圧機能 [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 (1)-3に同じ。
					②	否 (1)-3に同じ。
					③	ADSに相当する自動減圧ロジック・系統は設置していない。その他は(8)-1に同じ。
					④	特に無し。
[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、従来の事故シナリオ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 水素発生による事故シナリオに対する影響を具体的に確認する必要があることについて、異なる見解はない。
					②	否 水素を主とする環境下においては水蒸気飽和状態における格納容器挙動が変化すると考えるが、泊においてはSA時の水素発生量を定量的に評価しており、最大量の水素発生を想定した格納容器挙動を具体的に確認していることから、更なる調査は不要である。
					③	水素発生を最大限に見込んだ格納容器圧力への影響について、イグナイタ効果を考慮しない保守的な条件にて評価しており、水素分圧に比較し水蒸気分圧が高い状態であることを確認している。
					④	特に無し。

※ 表1及び表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(回答) 2021年11月2日 北海道電力株式会社を参照のこと。