

東北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(東北電力株式会社)】

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)				
	事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
<p>【水素濃度】 ○これまでの知見として、3元図(水素-空気-水蒸気)が一般的だが、これは理想的な状態と考えている。1Fの原子炉建屋の破損状況からは水素濃度8%程度の水素の爆燃で十分説明できると考えている。</p>					①	無 中間取りまとめにおける水素爆発時の映像および原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、爆燃により生じた圧力により原子炉建屋の破損は起こったと考えられるため、異なる見解はない。	
		(5)-1②関係 (ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。			②	要 福島第一原子力発電所における水素爆発発生時の水素濃度や水素以外の可燃性ガスの寄与等については、さらに明確にすべき点があると考えることから、更なる調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)	
	<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>	(5)-1③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。	<p>福島第一原子力発電所における水素爆発発生時の水素濃度や水素以外の可燃性ガスの寄与等については、更なる調査・検討については、対象となる材料の推定、材料の物量や存在箇所、材料が可燃性ガスを発生する温度条件の把握を含めた詳細な水素以外の可燃性ガスの爆発発生メカニズムの検討等が必要と考えている。 調査・検討にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。</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>	③	<p>原子炉建屋内については、水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするSA対策を整備する方針としている。 具体的には、原子炉建屋下階階への水素漏えいも考慮し、原子炉建屋内の複数の階層に原子炉建屋内水素濃度計を設置することにより水素濃度を継続的に測定・監視するとともに、オペレーティングフロアへの流路により原子炉建屋内の水素を静的触媒式水素結合装置に導き処理することで、水素濃度上昇を抑制する。また、オペレーティングフロアの水素濃度が2.3vol.%(到達した場合にはベントを実施することにより、PCVから原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満となるよう手順を整備している。 加えて、原子炉ウエルへの注水手段を整備することにより原子炉建屋内への水素の漏えいを抑制する。仮にオペレーティングフロアでの水素の成層化等が発生する場合においても、原子炉建屋ベント設備を整備し水素を排出する。なお、原子炉建屋内に水素が滞留している場合の作業員の安全確保については、(9)-3③に記載のとおり。</p>
							<p>原子炉建屋地上3階に設置する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。原子炉建屋内水素濃度(原子炉建屋燃料取替床)が1.3vol.%に到達するまでは、SGTSを使用することから、原子炉建屋下階階から原子炉建屋地上3階への水素の移動が促進されるものと考えられる。 PCVのハッチ類には、原子炉建屋下階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原子炉建屋地上3階の静的触媒式水素再結合装置に導かれるため、原子炉建屋下階階で水素が滞留しない構造になっている。</p>
<p>【水素の挙動】 ○原子炉建屋の中に触媒式水素再結合装置(PAR)を設置する際、水素の出る経路を考えた評価をしているのか。あるいは、出てきた水素は瞬時に均一に混じって平均濃度になり水素の除去ができるという評価なのか。</p> <p>○水素の漏えいパスには大きな不確かさがあり、炉心溶融がおきている状況でどこから水素が出てくるかは分からないし、流速も分からない。ソースに不確かさがある中ではGOTHIOを使った決定論的解析は、こういった計算もありうるという程度のもの。このような不確かさを考慮してPARの配置をしているのか。</p> <p>○ソースに不確かさが大きい中でのCFDコードを使った決定論的な解析は、こういうこともあり得るという一例にすぎず、それを根拠に対策の十分性を示すことは、基本的に方法論として無理がある。今の時点では、エンジニアリングジャッジメントが可能くらいではないか。ベネについては、個別試験はあるが、格納容器が過圧かつ過温の状況ではベネの密閉性にそこまで信頼を置けるか疑問がある。</p>	(イ)前項(5)-1③関係(ア)の回答のとおり、原子炉建屋下階階の水素は原子炉建屋地上3階まで上昇し、滞留する構造になっている。 原子炉建屋地上3階に滞留した水素は、静的触媒式水素再結合装置の反応熱による上昇気流の発生に伴い、対流により拡散され、均一化されるものと考えられる。 また、原子炉建屋原子炉棟全体においても、時間経過と共に水素濃度が均一化することを確認している。			④	<p>原子炉ウエルへの注水等により、PCVヘッドからの漏えいが抑制され、結果としてオペレーティングフロアに直接水素が漏えいしなくなると、原子炉建屋下階階からの漏えい量が増加することが考えられる。しかし、原子炉建屋内の水素流動解析により、原子炉建屋下階階のみから水素が漏えいした場合においても、原子炉建屋下階階で水素が滞留することはなく、オペレーティングフロアに設置した静的触媒式水素結合装置に導き処理することで可燃限界(4vol.%)に到達しないことを確認している。</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 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い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>					①	無 中間取りまとめにおける水素爆発時の映像を踏まえると、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えることから、異なる見解はない。	
		(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。	(ア)調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。 (イ)ケーブルの電気絶縁材として使用される合成ゴムが、400℃以上の窒素と蒸気の雰囲気環境下において、エタンやアセチレン、プロピレンといった非凝縮性ガスや酸性化合物を生成するという海外の知見については認識しているが、加熱時間や圧力、合成ゴムの組成等、実験の詳細は把握していない。	(5)-2		②	要 (5)-1②に記載のとおり。 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。
					③	SAに対しては、SA設備によりPCV圧力および温度の上昇を抑制するとともに、(5)-1③に記載のとおり原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするような対策を整備する方針である。 水素以外の可燃性ガスの水素爆発防止対策への影響等について、今後も新たな知見が得られ次第、対策を検討していく等、更なる安全性向上策について検討していく。	
					④	なし	

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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	
【ベント回数】 特に議論なし		(ア)3号機では、2011年3月13日8時41分にベントライン系統構成は完了したものの、このタイミングではPCV圧力が低かったためラフチャーディスクが開放されず、ベントが開始されなかったと考えられる。その後、意図しない自動減圧系の動作によるPCV圧力の上昇により、ラフチャーディスクが開放し、1回目のベントが成功したと考えられるが、しばらくして空気作動弁であるベント弁が駆動用空気圧抜けにより閉止し、ベント継続に失敗している。 仮設備によるベント弁の駆動用空気の確保等により、2回目のベントに成功するが、駆動用空気圧の不足等によりベント弁を開維持できず、以降、ベントに成功しなかったと考えられる。 ベントに成功しなかったのは、空気作動弁であるベント弁に対し、駆動源である計装用圧縮空気系からの空気供給に失敗したことが要因と考えられる。 福島第一原子力発電所事故を踏まえた対策として、原子炉格納容器フィルタベント系については、ベント操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。また、遠隔手動操作機構を設け、二次格納施設外から遠隔で手動操作可能な設計としている。なお、待機時の窒素充填を目的として設置するラフチャーディスク開放設計圧力は100kPa[gage]であり、ベント開始圧力(1Pd(427kPa[gage]))より十分低く設定している。 耐圧強化ベントについては、空気作動弁を電動弁化し、ラフチャーディスクを撤去し新たに電動弁を設置した上で、炉心損傷前のみ使用する運用としている。 (イ)中間取りまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のベント成功回数については、S/Cベント時における圧力低下速度※1、およびD/W圧力とS/C圧力の挙動※2から、ベント成功と判断できるベント操作は2回のみと考えられる。 ※1:成功した2回のベントに比べ、その他タイミングでのPCV圧力低下速度は緩やか ※2:S/Cベントにつき、ベント成功時にはS/C圧力<D/W圧力となる。この挙動に合致したのは、成功した2回のベントのみ	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	中間取りまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のベント成功回数については、S/Cベント時における圧力低下速度、およびD/W圧力とウェットウェル圧力の挙動から、2回と考えられることから、異なる見解は無い。
					②	否	①に記載のとおりであることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
					③	否	(6)-2④に記載のとおり、SA設備によるベント実施時においては、操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。
					④	なし	
【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しかない、実効的に否定できないのであれば、これは対策を取らざるを得ないという判断をすべき。 【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こと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。	(9)-2①関係 (ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。	原子炉建屋は、二次格納施設としてPCVから漏えいした放射性物質等が直接大気に漏えいすることがないよう設計している。また、PCVから漏えいした放射性物質等については、SGTSにより処理し、原子炉建屋内より排出する設計としている。 一方、福島第一原子力発電所4号機においては、水素爆発が発生するまでは、原子炉建屋が健全であったため、原子炉建屋内へ水素が蓄積するとともに、全交流動力電源喪失が継続することでSGTSにより原子炉建屋内の気体の排出ができません。原子炉建屋内に長期間水素が滞留したと考えられる。	(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し、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	中間取りまとめのとおり、4号機の爆発は、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し、その後同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。
					②	否	③に記載のとおり、他号機への流入、他系統への逆流、原子炉建屋内の水素爆発に対する対策を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
					③	否	当社は排気筒やベント配管を他号機と共有していないことから、他号機への水素流入事象は発生しない設計としている。 また、(2)-1③に記載のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系は他系統への逆流等の悪影響を及ぼさない設計としている。 さらに、原子炉建屋内の水素爆発防止対策については、(5)-1③の記載のとおり、SA対策を整備する。
					④	なし	(5)-1④に記載のとおり。
【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。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ってはもっと前向きになっていいのではないか。 【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)-3③関係 (ア)建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えられるか。 (イ)建屋内に滞留する水素の濃度は可燃限界を超える場合が想定されるか。	静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になることを条件に設計しており、また、PCVからの水素の漏えい量は、有効性評価結果よりも過剰な条件を想定して保守的に設定している。さらに、静的触媒式水素再結合装置の設置台数についても、保守的に水素処理性能が50%低下することを見込み、設定している。 なお、静的触媒式水素再結合装置の機能を維持管理するために、定期点検時に試験装置を用いた性能試験を実施していく。 また、原子炉建屋内水素濃度(原子炉建屋燃料取替床)が2.3vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントの実施によって、PCVからの漏えいを抑制する運用としている。 上記ベントの実施にも関わらず、原子炉建屋原子炉棟内に水素滞留が生じた場合には、原子炉建屋ベント設備により原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床)の天井部分から水素を排出する運用としている。 したがって、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する水素濃度が可燃限界を超えることは想定されない。	(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	当社としても、水素が滞留した原子炉建屋周辺におけるSA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
					②	否	③に記載のとおり、SA対策や復旧作業等の安全確保を踏まえた対応を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
					③	否	フィルタベント操作を行う際には、原子炉建屋では水素が滞留する状況も想定されるが、その場合作業員の安全確保を踏まえ以下の対応を行う。 ・中央制御室から、遠隔操作にて対応する。 ・遠隔操作が不可な場合には現場操作となるが、原子炉建屋内の環境悪化も想定し、原子炉建屋付属棟(二次格納施設の外側)にて対応できる設計とする。 また、原子炉建屋への水素漏えいの抑制対策については、(5)-1のとおりであるが、仮に原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉建屋ベント設備を開放したにも関わらず、原子炉建屋の水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある場合には、同建屋周辺の作業員の安全確保を最優先とし、ベント実施時と同様に、屋外作業禁止、一時退避の検討を行う。
					④	なし	

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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	中間取りまとめにおいて、福島第一原子力発電所2号機RD付近の線量率(50μSv/h)が同3号機RDの線量率(最大55mSv/h)よりも3桁程度低いことが示されていることから、2号機RDは破裂しておらず、2号機のPCVベントは1度も成功していないと考えられるため、異なる見解は無い。
						② 否	①のとおり、PCVベントの成否に関する挙動はRD付近の線量率から推定できるため、PCVベント成否に関して福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
						③	福島第一原子力発電所事故を踏まえ、女川2号機(※)の耐圧強化ベント系のRDは撤去し、隔離弁を1弁から2弁に見直した上で炉心損傷前のみ使用する手順としている。また、原子炉格納容器フィルタベント系については、RDを設置するものの、従前のようなPCVの隔離機能維持ではなく、待機時の窒素充填を目的としていることから、開放設定圧力は100kPa[gage]であり、ベント開始圧力(1Pd(427kPa[gage]))より十分低く設定している。 ※以下、自社設備に関する記述は、特に言及がない限り女川2号機を例に記述する。
						④	原子炉格納容器フィルタベント系があるため、耐圧強化ベント系は必須の設備ではないが、炉心損傷前のベントに対しては有効な設備であると考えているため、RDを撤去し、隔離弁を1弁から2弁に見直した上で使用することとしている。今後も、特定重大事故等対処施設として設置する原子炉格納容器フィルタベント系を含め、PCV破損防止対策について総合的な検討を実施し、更なる安全性向上策について検討していく。
ベント機能	【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にとりあえず設計する際には、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みたいなものがあったとし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のようにアニユラス部を造ることが出来なくて、建屋で困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くる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。 ○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けるものの、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。 ○OBWRでは、格納容器を小型化するとき、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。			(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	当社としても、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認識しているため、異なる見解は無い。
						② 否	原子炉格納容器フィルタベント系は、過圧破損モードによるPCV破損の対処を目的とした設備である。当社においては③のとおり、事象進展を考慮し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、過圧破損と過温破損の両面からPCVの破損を防止する対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
			(ア) PCVの基本的な設計の考え方は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設に損壊または故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とすることとしている。 福島第一原子力発電所事故以前は、PCVの隔離機能の確保を優先した設計としていた。AM検討時においては、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を検討しており、そのため、PCVの隔離設計を阻害しないように耐圧強化ベントにラプチャーディスクを設置する設計としていた。 福島第一原子力発電所事故以降は、事故の知見を踏まえ、事象進展を考慮し、PCVからの除熱機能の確保も含めたPCV破損防止対策を検討しており、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(DCH)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)、水素燃焼および溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)というPCV破損モードへの対策を実施している。5月10日の回答では、この中で、PCV過圧破損と過温破損の対策の例を記載している。 (イ) PCVの過圧の要因として、水蒸気以外にも水-ジルコニウム反応や水の放射線分解、PCV内の亜鉛・アルミから発生する水素およびMCCIにより発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮し設計に反映している。 (ウ) PCV破損防止対策としては、様々な状況を想定してもPCVの破損を防止する対策を実施する必要がある。 SA時においては、福島第一原子力発電所事故のように、想定されるシーケンスと同一ではない事象進展となる可能性があるが、その場合においても、有効性評価審査ガイドで「必ず想定すべき格納容器破損モード」として挙げられている典型的なPCV破損モードのいずれかによってPCVの破損に至るものと考えられる。 また、女川2号機におけるレベル1、5PRAの評価結果を踏まえると、過圧破損(未臨界確保失敗)やインターフェイスシステムLOCA等のPCV破損モードが抽出されるが、いずれのPCV破損モードも炉心損傷防止対策にて対応することから、他に想定すべきPCV破損モードとして考慮する必要はない。 このことから格納容器過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼およびMCCIといった典型的なPCV破損モードを防止するという目的で対策を実施することが適切であると考える。			③	福島第一原子力発電所事故を踏まえて、損傷炉心を冷却する対策および炉心の著しい損傷が発生した場合においてPCV内の圧力および温度を低下させる対策を実施する設計としており、有効性評価において対策の有効性を確認している。具体的には、低圧代替注水系(常設)等により損傷炉心の冷却を継続することで過温破損に至ることを回避するとともに、代替循環冷却系によるPCV除熱によってPCVの破損を防止し、代替循環冷却系を使用できない状況においては、原子炉格納容器フィルタベント系によりPCV内の減圧および除熱を可能とする設計としている。
						④ なし	

	前回合会(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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)-3		① 無 中間とりまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のRD破壊とPCVベント成功は、設計の意図と異なる条件でADSが作動したことによるものと考えられるため、異なる見解は無い。
					② 否 中間とりまとめにおける福島第一原子力発電所3号機のADS作動条件として「RHRポンプ吐出圧力確立(0.344MPa[gage])」があるが、当時観測されたサブプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力(0.354MPa[gage])を同一ラインにある圧力計が誤検知し、ADSが作動したこととRDが破壊されたと推定できるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。	
					③ 冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時の低圧注水系ポンプが作動していない時のADS作動は、減圧により冷却材喪失を促進させる。これを防止するため、ADS作動条件に「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」を設定することで減圧後の注水手段の確保を作動の前提条件としている。 「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」の設定値は、当初設計からポンプ停止時圧力約0.46MPa[gage]より高く、ポンプ運転時の最低出口圧力0.86MPa[gage]より低い値として0.69MPa[gage]としている。これは1Pd(0.427MPa[gage])より高い圧力であり、PCV圧力が1Pdを超過した場合と同様の状況に至る可能性があるが、以下の理由および今回の知見を手順に反映することにより影響はないと考える。 ・炉心損傷なしの場合:PCV圧力が1Pdに到達した場合、PCVベントを実施するため、PCV圧力は1Pd以上の圧力(※)に至らないことから当該の状況は発生しないこと。 ※ADS作動条件「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」(0.69MPa[gage])が誤検知される圧力 ・炉心損傷ありの場合:PCV圧力は1Pd以上の圧力に至る場合があるが、初期対応として、今回の福島第一原子力発電所3号機のように注水がない場合においては、主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)にて手動減圧することから、当該の状況においては、原子炉は既に減圧されていると考えられること。 ・仮に、ADSが作動すべき状況ではない場合においてADSが作動した場合には、手動でADS作動阻止が可能な設計としていること。 (参考) ・ADS作動条件:「D/W圧力高」AND「L1&L3」AND「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」 ・アクシデントマネジメント(以下「AM」という。)用ADS作動条件:「L1&L3」AND「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」	
					④ なし	
	[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。 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)	<p>当時は、PSAおよびSA時の事象に関する知見に基づき、安全性を一層向上させることを目的として、AM対策について検討を行っていた。</p> <p>PSA等の知見から、炉心損傷に対する寄与が大きいシーケンスおよび支配的なPCV破損モードを想定する事故シーケンスを特定し、炉心およびPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出した。PSA等の知見から抽出されたAM対策を表1に、AM対策の具体的な内容を表2に示す。</p> <p>当時、AM対策を考慮したPSAの結果より、AM対策により全炉心損傷頻度および全格納容器破損頻度は約9割以上低減することを確認していた。</p> <p>また、既存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の下、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を講じていた。当時の既存設備の安全機能への影響確認結果を表3に示す。</p> <p>一方、耐圧強化ベントを炉心損傷後に使用することも想定はしていたが、現在の知見からすれば、建屋内への水素流入防止や核分裂生成物・水素の配管内での滞留防止の観点で以下の十分でない部分があった。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源の確保を前提としたSGTS電動弁閉止による他系統との隔離設計 ・炉心損傷後のベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計 ・連続より勾配ではない配管設計 <p>このため、耐圧強化ベントの信頼性向上のため、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、他系統との隔離に必要な電動弁と合わせてガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前のみ使用する手順に変更することとしている。</p> <p>※表1～表3については、最終欄参照。</p>			

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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
【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	「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 中間取りまとめのとおり、耐圧強化ベントラインがSGTS配管へ接続され、炉心損傷後のベントガスが流入したことが汚染や水素流入による原子炉建屋破損等の原因と考えられるため、異なる見解は無い。
					② 否 ①のとおりSGTS配管への接続により炉心損傷後のベントガスが流入し、原子炉建屋破損リスクの増大等を招いたと考えられるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		(2)-1③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。 耐圧強化ベントラインは、原子炉格納容器調気系から分岐し、SGTSと合流した後、排気筒を経由し排出する流路を構成しており、SGTS以外には他系統と接続されていない。 SGTS(耐圧強化ベントライン)配管は、排気筒下端(地表面)まで配管敷設され排気筒内で開放される構造 となっており、排気筒内には気体廃棄物処理系配管があり、また、排気筒は原子炉建屋原子炉換気空調系の排気ダクトと接続されている。 なお、AM対策において既存系統に接続した系統については、前項(2)及び(3)関係の回答「表3 既存設備の安全機能への影響確認結果」に記載のとおりである。			③ 耐圧強化ベント系については、SGTSフィルタを経由することなく原子炉格納容器調気系から耐圧性を強化した配管を直接排気筒側へ接続することで、PCV過圧防止のための減圧操作の適用範囲を広げ、PCVからの除熱機能を向上させる目的でAM対策として導入した。AM対策の導入に際しては、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図る方針のもとで設計を行った。また、耐圧強化ベント系の設計にあたり、PCV破損防止の達成を一義的な目的とした。こうしたことから、耐圧強化ベント系は、既存設備であるSGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計とした。AM対策においては、耐圧強化ベント系を炉心損傷後に使用することも想定はしていたが、現在の知見からすれば、以下のとおり、建屋内への水素流入防止や核分裂生成物・水素の配管内での滞留防止の観点で十分でない部分があった。 ・交流電源の確保を前提としたSGTS電動弁閉止による他系統との隔離設計 ・炉心損傷後のベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計 ・連続上り勾配ではない配管設計 当社は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、炉心損傷後のベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、耐圧強化ベント系は、他系統との隔離に必要となる電動弁をガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、 炉心損傷前のみ に使用する手順としている。なお、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは、他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気筒を介さず原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。 原子炉格納容器フィルタベント系は、他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。
					④ 耐圧強化ベント系は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、上記のベントガスの逆流防止対策以外にも信頼性向上のため、各種設計変更を実施している。具体的には、(1)-1③に記載のとおり、 RDは撤去 しており、PCV圧力がRD作動圧力に到達しないことでベント操作が不能とならないように配慮している。また、(6)-2④に記載のとおり、 ベント実施時の操作対象弁を全て電動化 し、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴いベント操作が不能とならないよう配慮している。さらに、中央制御室からの遠隔操作ができない場合でも、操作対象弁(電動弁)にハンドルを設けており、当該弁の設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計としている。
【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 当社としても、AM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計基準対象施設等への接続を含めた設計、施工および運用の考え方を確認する必要性を認識しているため、異なる見解は無い。
					② 否 過去に整備したAM対策を今後も使用するにあたり、設計基準対象施設等への接続を含めた設計、施工および運用の考え方を確認し、③のように耐圧強化ベントラインの運用方法を改める等の対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
					③ AM対策導入に際して既存設備への影響は評価していたものの、耐圧強化ベントラインの当該接続については適切な評価がなされていなかった。このことを踏まえ、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所のようなベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、他系統との隔離に必要となる電動弁はガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前のみ使用する手順に見直している。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さず原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。 原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。
					④ なし
【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 中間取りまとめにおいて、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構造であることが確認されていることから、異なる見解は無い。
					② 否 ①のとおりベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される構造であることが確認されていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		(3)-1③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。 AM対策の整備では、 既存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はBWR各社の共通認識 としていた。この共通認識の下、当社は既存の原子炉格納容器調気系から接続する耐圧強化ベントラインを新たに設置し、既設のSGTS配管へ合流する設計としていた。 耐圧の強化および既存設備の安全機能へ影響を与えないことの検討は行っていたが、SGTS配管へ合流した先の排気筒に係る検討は行われていなかったものと考えられる。			③ 当社においても、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所とは異なり、当初設計より排気筒は号機間で共有しておらず、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみ使用する手順に見直している。また、排気筒に含まれる放射性物質および可燃性ガスは微量であるものの、他系統との隔離機能を少なくとも1つは設ける設計としている。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。
					④ なし

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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】 特に議論なし	(3)-2①関係 (ア)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)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。	PCVベントの挙動の特徴として、運用と組成の面から以下の点が挙げられる。まず、運用面としては、福島第一原子力発電所事故においては、PCVベントを間欠的に実施したことがあげられる。また、組成面として、一般的には炉心損傷後のベントガスには、水蒸気のほか炉心損傷に伴い発生する水素や各種エアロゾルが含まれ、加えてMCCIが発生した場合には一酸化炭素が発生することとなるが、福島第一原子力発電所事故においては、溶融炉心のPCV下部への落下に伴いMCCIが発生していたと考えられることから、PCVベント時のベントガスには水素等に加えて、一酸化炭素が含まれていたと考えられる。なお、適合性審査の有効性評価において、MCCIの発生を想定しているが、PCV下部への注水対策によりMCCIによる浸食を抑制することで、一酸化炭素の発生量が軽微であることを確認している。	(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	中間とりまとめにおいて、福島第一原子力発電所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が、排気筒下部の高い汚染の原因と考えられることから、異なる見解は無い。
					②	否	①のとおり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考えられることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
					③	無	当社の耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用する手順に見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さず原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベントガスの滞留を防止する設計としている。
					④	無	原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されていることから現場の放射線量を下げることで、重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の操作および復旧作業に影響を及ぼさない設計としている。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟外から人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置する。
【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	当社としても、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と考えられることから、異なる見解は無い。
					②	否	AM導入当時の資料によれば、S/CのDF確保の観点から、PCV内のガス組成は考慮していた。一方、現状の知見からみれば、炉心損傷後の使用に伴う水素や核分裂生成物の滞留、水素の逆流、建屋での水素燃焼の検討が十分ではなかった。このことを踏まえ、当社としては排気系統におけるベントガスの挙動を考慮し、新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置から放出口までの配管を連続上り勾配とする等、設計に反映しており、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
					③	無	ベントガスの挙動を考慮した設計および手順としている。耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用することに見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さず原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、原子炉格納容器ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計としている。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計としている。
					④	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	当社としては、原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動を考慮して設計していることから、異なる見解は無い。
					②	否	排気系統におけるベントガスの挙動を考慮し、新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置から放出口までの配管を連続上り勾配とする等、設計に反映しており、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
	(3)-4③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)。	原子炉格納容器フィルタベント系は、排気筒内に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計としている。また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止している。系統内で可燃性ガスが滞留する可能性のある箇所※については、可燃性ガスを連続して排出できるバイパスラインを設置し、また、フィルタ装置に接続される枝管は下向きまたは水平に設置することにより、可燃性ガスの局所的な滞留を防止している。なお、炉心損傷前はPCV内の可燃性ガスが微量であることから、耐圧強化ベントを使用する手順としているが、耐圧強化ベントのPCVから排気筒に至る配管は、連続上り勾配になっていないため、可燃性ガスが系統内に滞留する可能性があり、炉心損傷後は使用しないこととしている。※:PCVからフィルタ装置までの流路の間で、上向きに分岐した後、弁により隔離されている他系統へ接続する配管。当該箇所は原子炉建屋内に2箇所ある。			③	無	耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用する手順に見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さず原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、原子炉格納容器ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計としている。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計としている。
					④	なし	

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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	当社としては、真空破壊弁の故障が発生すると、例えば炉心溶融後に原子炉圧力容器の破損口等より直接ドライウェル(以下「D/W」という。)内に放出された放射性物質が原子炉格納容器ベント実施時にS/Cを経由せず環境へ放出されると考えるため、異なる見解はない。
						② 否	真空破壊弁は差圧により動作し、動作機構も極めて単純であるため新たな故障モードは考えづらいことから、故障可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、真空破壊弁の故障発生の可能性を完全に否定できるものではないことから、当社としては、 確率論的リスク評価において真空破壊弁の故障を取り込んだモデルの整備を進めている ところである。
						③	左記に対しては、信頼性向上対策として、真空破壊弁のガスケット部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針である。 また、真空破壊弁の故障については、発生頻度は低いと考えているものの、仮に発生した場合には圧力抑制機能喪失により事象進展への影響があることおよびS/C水によるスクラビングをバイパスすることによるCs-137放出量への影響が考えられることから、安全性向上評価において提出する確率論的リスク評価において考慮する方針である。
						④	真空破壊弁については、原子炉格納施設の一部として重要度分類においてMS-1として位置づけられるとともに、保安規定においても運転上の制限が定められている機器である。 また、適合性審査の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてS/CからPCVベントを実施した場合のCs-137放出量評価に加えて、D/WからPCVベントを実施した場合の評価を実施しており、S/Cにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じた場合の影響を確認している。
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	真空破壊弁は事故時に繰り返し作動する機器であり、故障発生の可能性を完全に否定できるものではないため、当社としては、確率論的リスク評価において真空破壊弁の故障を取り込んだモデルの整備を進めているところである。
		(4)-2②関係 (ア)具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	真空破壊弁は差圧により動作して炉体の自重により閉止する単純な動作機構を持つ信頼性が高い設備であると考えているものの、D/WとS/C気相部を結ぶ真空破壊弁が故障した場合、D/W中の気体がS/Cにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じるため、Cs-137放出量が増加する影響がある と考えられる。また、LOCA時に真空破壊弁が全閉しない場合、破断口からD/Wに漏えいした蒸気を含む冷却材等が、直接S/C気相部に移行することになるため、 S/C水による圧力抑制効果が低下してPCV圧力の上昇につながる影響がある と考えられる。			② 要	適合性審査の有効性評価において、S/Cにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じた場合の影響は確認しているが、今後更に確率論的リスク評価の知見を踏まえ、プラント挙動、事象進展評価等への影響について、継続的な調査・検討を実施していく(自社)。
		(4)-2③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。	そのため、これらの現実的な影響をPRAにおける成功基準の検討において整理するとともに、真空破壊弁の故障が含まれる代表的な事故シーケンスの発生頻度等を踏まえて、現状の対策の有効性を確認していく必要があると考えている。 なお、適合性審査においてS/Cにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じた場合でもCs-137放出量が100TBqを下回ることを確認している。			③	(4)-1③に記載のとおり。
						④	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閉信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	① 無	中間取りまとめにおけるデータ類を踏まえると、逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明であると考えられることから、異なる見解はない。
						② 否	SRVの逃がし弁機能については、重要度分類においてMS-3として位置付けられ、MS-1に位置づけられる安全弁機能とともに影響を緩和する機能として整理される。 逃がし弁機能の不安定動作が生じた場合、SRVの閉状態が継続する場合と開状態が継続する場合に分類される。 閉状態が継続する場合、逃がし弁機能により原子炉圧力制御ができないもの、安全弁機能により原子炉圧力は制御可能である。また、開状態が継続する場合は、冷却材がSRVからS/Cへ流出することとなるが、その場合の対応はLOCA時の対応として包絡される。 また、 SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要 であるとされており、SRVによる原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。万一、原子炉圧力制御状態が変動した場合においても、変動の影響は軽微であることを確認している。 以上のとおり、 SRVの不安定動作が発生した場合についても事故対応への影響は軽微 であると考えていることから、福島第一原子力発電所事故におけるSRVの不安定動作に係る更なる調査・検討は不要と考える。
						③	②に記載のとおり、逃がし弁機能に不安定動作が生じた場合においても、対策への影響は軽微であることを確認している。 また、SRVの信頼性向上対策として、SRV用アクチュエータの空気シリンダおよび電磁弁のシール部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針であり、SA時環境下における健全性の確認を実施している。加えて、作動原理が異なる対策として、電磁弁排気ラインから直接窒素を供給し、SRVを作動させる対策を行う方針である。 万一、原子炉への注水ができない場合においてもSRVの機能が維持されることを適合性審査において確認している。 さらに、炉心溶融を判断しPCVへの事前水張りを実施する際にはPCV代替スプレイを用いることで、事前水張りに併せて、D/Wの冷却を実施する手順とする。SRVは、D/W内に設置されていることから、この手順により、SRVの熱的環境を緩和することができる。 適合性審査における確率論的リスク評価においては、SRVが開状態および閉状態を継続する場合についても考慮し、評価を実施している。
						④	なし

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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	
【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 当社としては、特にPCV内に設置される機器については、SA時の環境条件が高温・高圧となるため、福島第一原子力発電所事故時の挙動を網羅的に把握することが今後のSA対策を検討する上で重要になると考えられることから、異なる見解はない。	
		(6)-2②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。 (イ) 不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。				② 否 ③に記載のとおり、SBO状態も含めた事故状態を考慮した環境条件を想定し、設備設計を行っており、SRV以外の機器の不安定動作の可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。	
		(6)-2③関係 (ア) 1FのSRV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) 不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。	(ア) SRVの窒素供給が停止した場合、アキュムレータの残圧で動作を行うことになるため、窒素の消費による圧力低下と弁開に必要な圧力との関係により、不安定動作が生じるものと考えられる。 このため、SA対策として、高圧窒素ガス供給系(非常用)を整備し、さらに、SRVのアクチュエータに直接窒素を供給する代替高圧窒素ガス供給系を設置することにより、SRVの作動に必要な窒素の喪失に備えた対策を実施している。 なお、SRVの不安定動作に対する検証をする場合、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。 (イ) 機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、不安定動作を生じる可能性がある機器はないものと考えている。 なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。 また、動的機器ではないが、最も厳しい環境条件となるPCV内に設置するSA設備には、SRV以外に計装設備(原子炉水位(凝縮槽)、PCV内水素濃度、D/W水位等)があるものの、仮にパラメータの計測が困難となった場合には、代替パラメータによる推定の対応手段を整備している。				③ SA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としている。
						④ 計装用圧縮空気系は、常用系の設備の他、主蒸気隔離弁(外弁)に供給されているが、計装用圧縮空気系が機能喪失すると主蒸気隔離弁(外弁)は自動閉止するため事故対応に影響はない。また、SA設備によるベント実施時には、操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。	
減圧機能 【SRV安全弁機能】 特に議論なし		(7)-1①関係 (ア) 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。	SRVの作動機構はバネ力により閉止する構造であり、バネ力以上の圧力が加われば開放する構造である。中間取りまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下要因は、弁体押さえバネの温度上昇によるバネ力低下、弁座の荒れによる弁のシール性低下であり、他の要因はないものと考えている。	(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。	① 無 中間とりまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下などの設計と異なる挙動は、PCV温度上昇に伴い、安全弁のバネの横弾性係数低下などが原因と考えられることから、異なる見解は無い。	
						② 否 SRVの安全弁機能については、作動開始圧力が低下したとしても、原子炉圧力容器の過度の圧力上昇を抑える本来の機能には影響しないことから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。	
						③ SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要であるとされており、逃がし安全弁機能による原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。SRVの耐環境性に関しては(6)-1③に記載のとおり。 その他SA設備の設計については、(6)-2③の記載のとおり。	
						④ なし	
【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。 ○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。	(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時に機能に期待するSA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。また、SA時にSA設備による対策に期待しない場合、想定される環境条件を超えることも考えられるが、そのような状況における機器の挙動に関する知見についても、継続的に収集していく方針としている。新たな知見が得られ次第、対策を検討していく等、更なる安全性向上策について検討していく。	(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 当社としても、SA時の機器の挙動に関する知見の集積が必要であると認識しているため、異なる見解はない。		
		(7)-2②関係 (ア) SA時の機器の実力値(作動回数の限界値等)を把握すべきではないか。			想定する環境条件をはるかに超える状態における機器の挙動や作動回数等の知見拡充は、一層の安全性向上を図るうえで有益であり、継続的な調査が有効であると考える。	② 否 新規基準におけるSA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。	
【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。				(7)-2		③ (6)-2③に記載のとおり。	
						④ なし	

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7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
【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 当社としては、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の検証が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
					②	否 (7)-2②に記載のとおり。
					③	(6)-2③に記載のとおり。 また、計器故障時の代替パラメータによる対応手段により、パラメータの推定が可能な設計としている。
					④	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)-3①に記載のとおり。
					②	否 (1)-3②に記載のとおり。
					③	(1)-3③に記載のとおり。
					④	なし
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 当社としては、SA時のADS作動に関する設計条件等の確認が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
					②	否 ③に記載のとおり設備を設計しており、SAに至る各事象に対して対処できると考えているため、SA時のADSの作動に関する設計条件等について、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
					③	SAIに至る各事象に対して対処するため、LOGAへの対処を想定し設計しているADSに加え、過渡事象への対処を想定し設計しているAM-ADSを整備している。また、 過渡事象のうち原子炉停止機能が喪失する事象に対してはADS作動阻止回路を整備し、ADSおよびAM-ADS作動に伴う冷水注入による急激な出力上昇を防止する設計としている。 さらに意図しないADS作動に対しては手動で阻止可能な設計としている。 また、設計においては、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としている。
					④	なし
【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 当社としては、水素による加圧およ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確認が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
					②	否 ③に記載のとおり、適合性審査の有効性評価において解析コードMAAPを用いた事象進展解析により、PCV内で発生する水素によるPCV加圧を考慮した評価を実施し、影響の程度を確認していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
					③	適合性審査の有効性評価において解析コードMAAPを用いた事象進展解析により、水素によるPCV加圧を考慮した評価を実施し対策の成立性を確認しており、整備済の手順で対応が可能であることを確認している。 さらに、PCV内のグレーチング等で用いられている亜鉛およびアルミニウムの金属腐食反応により水素が発生する場合を仮定しても、PCV圧力へ有意な影響がないことを確認している。
					④	なし

※ 表1~表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7月2日 東北電力株式会社を参照のこと。