

日本原子力発電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(日本原子力発電株式会社)】

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>			(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえ、原子炉建屋の破損の要因は、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。	① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。	
		(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。			1Fにおける建屋内の構造物や機器の構造・強度等のデータと水素燃焼による損傷状況をより詳細に調査し、水素燃焼評価や構造応答評価により実際の状態と比較することで、水素燃焼発生時の状況に対する考察が深まると考えられる。	② 要 1Fにおける水素燃焼発生時の着火位置や燃焼条件については未だ不明確な部分が多く、継続的に調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		(ア)東海第二発電所では、SGTSの機能により建屋全体の水素滞留及び濃度上昇の防止が可能である。また、SGTSが使用できない場合でも、大物搬入口ハッチ等の開口部によりフロア間の通気性を維持し、各フロアにガスが滞留せずPARが有効に機能することを評価により確認している(添付②)。さらに、5階面にも原子炉建屋外側ブローアウトパネルが設置されており、水素濃度上昇時には開放により排出が可能である。 (イ)滞留する水素の濃度が均一とならない要因としては、機器ハッチ付近といった局所に水素が滞留することが考えられる。そのような箇所には水素濃度計を設置しており、水素濃度が2vol%以上となった場合にはPCVベントによりPCVからの水素漏えいを抑制するとともに、それでもなお水素濃度が上昇する場合には原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により水素を排出することとしている。 その上で、水素挙動に関しては継続的に知見を収集するとともに、新たな知見が得られる都度、対策への反映等を検討していく。 添付②東海第二発電所 重大事故等対処設備について(補足説明資料)【抜粋】<平成30年9月18日> ※添付①～添付③については、最終欄参照。			③ 1F事故以前においては、炉心損傷及びPCV破損を防止することを主眼にAM整備を行っていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、SA時に想定される水素の発生・漏えい量を保守的に想定した上で、必要な容量を有する水素濃度低減設備をPCV内又は原子炉建屋内に設置するとともに、原子炉建屋内のPCVからの漏えいが想定される箇所に水素濃度計を設置するとともに、想定を上回る水素濃度の上昇が生じた場合でも、水素濃度が可燃領域に至る前に水素を排出するための設備及び手順を整備する。 上記の検討においては、 トップヘッドフランジや機器ハッチといった水素の漏えい可能性のある各所について、漏えい量等を保守的に設定した上で対策の有効性を確認している。	
		(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>【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>			(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている火災や爆燃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 火災等の性状により、水素以外の可燃性ガスが含まれていた可能性について異なる見解はない。
<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>		(ア)1Fにおける可燃性ガスの影響については引き続き知見の整理・検討が必要と考えており、可燃性ガスの発生源となり得るもの(ケーブル・塗装等の種類・場所・量)に係る情報提供等の協力が可能である。 (イ)溶融炉心の高温影響等により、ケーブル材料から可燃性ガスが生じる可能性はあると考えられるが、発生するガスの種類や量等の詳細な知見は現状では有していない。				② 要 1F3号機における水素以外の可燃性ガスについては、その発生メカニズムや発生源(有機化合物等の種類・場所・量)について継続的に調査・検討する必要があると考える。(原子力規制庁の調査に協力)
<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GOTHIC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>					③ 原則として、可燃性ガス対策においては水素の処理・漏えい低減及び排出により、PCV内外における水素燃焼を防止することが重要であると考えており、(5)-1③に記載のような各種対策を確実に実施・維持していく。その上で、水素以外の可燃性ガスの発生可能性や燃焼への影響についても、新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。	
<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>					④ なし	
<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、爆発の後には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>			(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。	
	<p>【可燃性ガス】 ○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、どういイメージを持っているか。</p>				(ア)当時の現場状況の詳細は不明であるが、ベントラインの系統構成に用いていた弁開放用のコンプレッサ圧力やバッテリー電圧の不足、それらの接続状況の不安定さにより、ベント操作が成立しなかった可能性が考えられる。 (イ)ベント操作によるPCV圧力の低下が成立しているものは、成功と判断されている2回のみと考えられる。	② 否 1F3号機におけるPCV圧力やベントに係る挙動については、概ね把握されており、更なる調査・検討は不要である。
		(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。				③ PCVベント設備の信頼性確保については(1)-1③に記載のとおりであり、必要の際に確実にベント操作ができるよう配慮する。 これに加え、ベント操作実施時は、PCV内やベント設備に付随する計測機器により、ベント設備が確実に作動していることを確認する手段及び手順を整備する。
						④ なし
<p>【ベント回数】 特に議論なし</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 (〇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
水素防護	<p>【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くては、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。</p> <p>【建屋内の空気の流れ】 〇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>〇1F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。</p>	<p>(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。</p>	<p>原子炉建屋は、管理区域境界としての機能も担っているなど、ある程度の気密性を有している。1F事故時のようなSBO状態においては、建屋内の対流がほとんどなかったものと想定される。特に4号機は全燃料取出し状態であり有意な熱源もなかったために、水素がほぼ静的に蓄積したことで長時間の滞留が生じたものと推察される。</p>	(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。	<p>① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。</p> <p>② 否 1F4号機における水素の流入・滞留及び爆発の推移については概ね把握されており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 原子炉建屋における水素対策については、(5)-1③に記載のとおりであり、水素燃焼が発生しないよう種々の対策を実施する。</p> <p>④ なし</p>
	<p>【水素の検知と処理】 〇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。</p> <p>【ブローアウトパネル】 〇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もいいのではないか。</p> <p>【着火源】 〇1F3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>(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るか。</p> <p>(イ) 原子炉建屋の水素燃焼防止対策は、水素濃度を可燃限界に到達させないことを前提として対策を講じるとともに性能を確認している。「水素濃度が想定を超えて上昇する場合」は、水素対策の性能評価結果を超えて水素濃度が上昇し、上記(ア)の対策も功を奏せず、可燃限界(4vol%)に近接・超過するような状況を想定している。</p> <p>※添付①～添付③については、最終欄参照。</p>	<p>(ア) 原子炉建屋の水素燃焼防止対策としては、SGTSによるガス排出やPARによる水素濃度抑制の有効性を評価している。それでもなお水素滞留が生じ水素濃度が2vol%以上となった場合には、PCVベントによりPCVからの水素漏えいを抑制するとともに、さらに水素濃度が上昇を継続する場合には、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により水素を排出することとしている。原子炉建屋外側ブローアウトパネルは原子炉建屋に複数設置されており、1枚当たりの開口面積が15m²程度あることから、1枚の開放でも十分に水素排出が可能である(添付③)。</p> <p>(イ) 原子炉建屋の水素燃焼防止対策は、水素濃度を可燃限界に到達させないことを前提として対策を講じるとともに性能を確認している。「水素濃度が想定を超えて上昇する場合」は、水素対策の性能評価結果を超えて水素濃度が上昇し、上記(ア)の対策も功を奏せず、可燃限界(4vol%)に近接・超過するような状況を想定している。</p>	(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。	<p>① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。</p> <p>② 否 1F4号機における水素爆発時の状況については概ね把握されており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ (5)-1③に記載のとおり、原子炉建屋における水素濃度の上昇及び水素燃焼の発生が生じないように、種々の対策を実施する。その上でなお原子炉建屋の水素濃度が想定を超えて上昇する場合の運用(周辺作業の禁止等)について、検討を行う。</p> <p>④ なし</p>
	<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。	<p>① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。</p> <p>② 否 東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)2号機において、ベントが成功しなかった要因(PCV圧力とRD作動圧力との関係)については概ね解明されており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 東海第二発電所におけるアクシデントマネジメント(以下「AM」という。)整備時の耐圧強化ベント系のRD作動圧力の設計思想は、1Fと同様であり、RD作動圧力を約kPa[gage](1Pd:310kPa[gage])に設定していた。(当時のPRAの知見に基づき、崩壊熱除去機能喪失を起因とするCDFの低減効果に着目する等、主にPCVの過圧破損を防止するための設備として期待していたこと、設計基準を超えた状態での使用を想定していたことにより、PCV最高使用圧力でのRD作動圧力の設定は妥当なものと判断していた。)</p> <p>1F事故時の教訓を踏まえ、PCVベント設備は必要ときに確実に使用できるよう、弁を遠隔操作・現場操作するための設備や手順を整備するとともに、ベント操作時に確実に作動する低いRD作動圧力(東海第二発電所の場合:約0.08MPa[gage])を設定する。</p> <p>④ <u>敦賀発電所1号機は、耐圧強化ベント系をAM策として採用していない。</u>(耐圧強化ベント系のCDF低減効果は小さいと判断したため) AM策としては、一弁の開動作のみによって除熱可能な非常用復水器(以下「IC」という。)への更なる水補給手段を整備することとした。(交流電源喪失においても炉心冷却及び除熱が可能である特徴を考慮したため)</p>
	<p>【二次格納容器】 OBWRI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>〇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。</p> <p>〇歴史的な流れからすると今のようなSAの状態というか、これを考慮して格納容器の設定がなされたのではない。ある程度、耐圧なり、温度なりに条件を与えて、相応に頑強なものだということで、SAみたいなものがあったも持つであろうという想定の下に存在している。SA時には格納容器の中にソースタームが放出されるわけで、格納容器のベネやハッチからどうしても漏れることとなる。その漏れるものをどうするかということで、結果として、元々BWRは格納容器を小さめに造っているのだから、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のようにアンユラス部を造ることが出来なくて、建屋で囲うという設計になったのだろうと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏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。</p> <p>〇炉心に対しては、PWRのアンユラスとのイメージが一番近いかという感じ。特に、BWRは格納容器の容積が小さいため、熱容量という点ではサブプレッション・プールで補ってはいけるものの、容積だけはどうにもならないので、アンユラスみたいなものに替えて比較的大きな空間を、さらに燃料プールもあるからという設計思想と理解。そうだとするとやはり二次格納容器と呼ぶのはどうかという感じとなる。</p> <p>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か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>(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。</p> <p>(イ) SA対策の有効性評価においては、水蒸気だけでなく、想定し得る非凝縮性ガスの存在を考慮している。具体的には、水-γ反応による水素発生やPCV内アルミ・亜鉛の酸化による水素発生、水の放射線分解による水素・酸素発生といった非凝縮性ガスの影響を考慮している。</p> <p>(ウ) PCV破損防止対策は、事故状況(PCV圧力・温度等の挙動や原子炉圧力容器破損の徴候等)を把握し、事前の評価に依らず必要な時に必要な対応を行うことを目的として、監視計器やPCV破損を防止・緩和するための設備及び手順を整備することが適切であると考ええる。</p>	<p>(ア) 重大事故等(以下「SA」という。)対策の検討に当たっては、考慮すべきPCV破損モードを網羅的に整理した上で、それらを防止するために必要な対策を検討していることから、各種のPCV破損防止対策の意義・役割を明確化した上で対策の整備を行っている。</p> <p>(イ) SA対策の有効性評価においては、水蒸気だけでなく、想定し得る非凝縮性ガスの存在を考慮している。具体的には、水-γ反応による水素発生やPCV内アルミ・亜鉛の酸化による水素発生、水の放射線分解による水素・酸素発生といった非凝縮性ガスの影響を考慮している。</p> <p>(ウ) PCV破損防止対策は、事故状況(PCV圧力・温度等の挙動や原子炉圧力容器破損の徴候等)を把握し、事前の評価に依らず必要な時に必要な対応を行うことを目的として、監視計器やPCV破損を防止・緩和するための設備及び手順を整備することが適切であると考ええる。</p>	(1) - 2	このことを踏まえると、事象進展に応じてPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	<p>① 無 事象進展に応じた事故対策の目的・役割を検討・整理することは重要であり、異なる見解はない。</p> <p>② 否 PCV破損防止対策は、各種のPCV破損モード及び事象進展に応じて、その役割や目的を明確にした上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討については不要である。</p> <p>③ AM整備時は、PCVからの除熱機能をさらに向上させるものとして、過圧破損防止に係るAM策を抽出していた。 重大事故等(以下「SA」という。)対策の有効性評価に係るシーケンス選定においては、耐圧強化ベント系をはじめとしたAM策を考慮しないPRA結果に基づき、事故シーケンスの選定及び必要な対策の検討を行っている。 その上で、事象進展に応じて各種のPCV破損防止対策に期待される役割等を明確にした上で容量・耐性その他の設計を行い、それらを使用する判断基準についても、過圧/過温破損防止や水素燃焼防止といった目的ごとに明確に手順化することで、確実に効果的に機能を発揮できるよう配慮している。</p> <p>④ なし</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
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	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。	① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
						② 否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については分析されたものと相違ないと考えているため、更なる調査・検討は不要である。
						③ 東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じである。ただし、1F3号機と比較して、低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じである。ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。
						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ージメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネージメント対策(以下「AM対策」という。)について、以下の事項を回答すること。 i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。 ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策(設計、施工及び運用)を講じる方針としたのか。(想定したアクシデントごとに示すこと) iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと) iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。(対策ごとに示すこと)	AM策の整備においては、当時のシビアアクシデントに係る知見やPRAの知見に基づき、プラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象(アクシデント)や対策機能を整理し、具体的な対策の検討及び整備を実施した。それらの内容について添付①に示す。 添付①AM策整備当時のシビアアクシデントに係る知見及びPRAの知見に基づくプラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象及び対策機能等の整理 ※添付①～添付③については、最終欄参照。			
	[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)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。	耐圧強化ベント系は、上流側(PCVからの取出し側)において換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系との接続があるが、これらの系統への隔離弁はフェイルクローズ設計となっている。 その他、AM整備時において上位クラスの系統の改造や接続を行ったものとして、代替制御挿入(ARI)用の電磁弁等の新設、ベスタル注水ラインの新設、高圧炉心スプレイ系非常用480V母線からの融通回路の新設があるが、いずれも隔離弁や遮断器で分離するまでの範囲は上位クラスと同等の設計とする配慮を行っていた。	(2)-1		① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
					② 否 耐圧強化ベント系及びSGTSの系統構成やベントガスの流入メカニズム等については概ね明らかとなっており、更なる調査・検討は不要と考える。	
					③ 東海第二発電所における耐圧強化ベント系の系統構成は、1Fと同様に、SGTS配管へ接続されており、SGTS側を隔離する弁(SGTSフィルタ出口側の隔離弁)はフェイルオープン設計である。(工学的安全施設設計としてフェイルセーフにするという考え方に基づいたものであるが、耐圧強化ベント系を使用する場合の逆流を想定し、全交流電源喪失(以下「SBO」という。)時でも当該隔離弁を閉止維持できるよう弁駆動用窒素ポンペを配備していた。ただし、直流電源の喪失状態が生じた場合には、1Fと同様に隔離機能が喪失していたことが考えられる。) 1F事故時の教訓を踏まえ、新設のPCVベント設備の排出流路については原則として他系統との接続は行わない等の設計上の配慮を行う。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前のみ使用する運用とする。	
					④ 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		① 無 AM整備時の検討経緯を確認することは、今後のプラント安全管理においても有用と考えられ、異なる見解はない。
					② 否 1F事故時の教訓を踏まえ設備の設計・施工及び運用を適切に検討・実施するため、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。	
					③ AM整備時においては、既存設備との接続部は隔離弁により機能的に分離し、分離可能となる範囲までは上位クラスと同等の設計を行う他、単一の誤操作や誤動作による既存の設計基準対象施設等への悪影響がないよう配慮の上、設計を行っていた。ただし、(2)-1③に記載のような教訓が得られたことから、当時の検討経緯やこれらの教訓を踏まえ、設備の設計・施工及び運用を適切に反映していくことが重要であると考えている。 今後の設備管理においては、各種設備が相互に悪影響を及ぼさず要求機能を確実に発揮できるよう、設計等の管理を行う。	
					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
【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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
					② 否 排気筒を含む耐圧強化ベントの流路構造については確認されており、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。	耐圧強化ベント系の排出方法について、SGTS配管に合流させ排気筒へ導く設計についてはBWR各社での共通認識であったが、その後流の排出方法(排気筒頂部/底部)についての共通認識の記録は確認できなかった。 耐圧強化ベント系は、既存のSGTSを活用することを基本とし、低圧設計部(ファン・フィルタ等)にバイパス配管を設ける思想であったため、元々のSGTS排気配管と排気筒の接続関係がプラント毎に異なっていたものと考えられる。			③ 東海第二発電所の耐圧強化ベント系の排気配管は、1Fと同様に、SGTSの排気配管に合流する設計となっている。ただし、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されている点は異なる。 なお、本設計は耐圧強化ベント系の設置以前からのものであり、AM整備時に変更したものでない。
					④ なし
【排気筒の構造】 特に議論なし			(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
	(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。	排気筒はSGTS配管よりもかなり大口径となっていることから、ベントガスは、排気筒内へ流入した際に流速を失い、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したものと考察している。 なお、耐圧強化ベント系とSGTSの合流部については、当時よりベントガス流入の可能性を考慮し、SGTS側を隔離する弁に対して専用弁閉止用ポンペを配備していた。			② 否 排気筒下部の汚染原因は明らかとなっており、更なる調査・検討は不要である。
					③ 東海第二発電所における耐圧強化ベント系の排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部での高い汚染が生じない構造となっている。 1F事故における教訓等を踏まえ、炉心損傷後のベントはフィルタベント設備を用いて実施することにより、放射性物質による汚染等を低減する。また、PCVベント設備の排出流路については、排気流路を上り勾配にする。分岐を少なくする。窒素封入により不活性化する。流路や排気口は事故対応への影響を考慮して位置を定めるといった、ベントガスに含まれる放射性物質や可燃性ガスによる影響を考慮した設計とする。
					④ 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 AM整備時の検討経緯を確認することは今後のプラント安全管理においても有用と考えられ、異なる見解はない。
					② 否 AM整備時には、ベントガスの挙動等の想定に十分でない点があった。今後の対策においてはこれらを適切に考慮しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。
					③ 東海第二発電所におけるAM整備時の耐圧強化ベント系の系統設計については、排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部の高い汚染が生じない構造となっている他、200°C2Pdまでの耐力を確保するなど設計上の配慮も行っていた。 ただし、炉心損傷後のベントガスについては、サブプレッション・プールでのスクラビングに期待しサブプレッション・チェンバ側からベントするといった検討はなされたものの、ベントガス中の水素の含有量といった想定には十分でない点もあり、1Fと同様に水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計となっていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、新設のフィルタベント設備については、SA時の状態を踏まえ(3)-2③に記載のような各種の配慮を確実に実施する。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前のみ使用する運用とする。
					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 ベントガスの性質・挙動等を考慮した上で、設備の設計・管理を行うことは重要であり、異なる見解はない。
					② 否 PCVベント設備は、ベントガスの性質・挙動に配慮した上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討は不要である。
	(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)。	格納容器圧力逃がし装置の排気系統では、ベントガスの滞留が生じないよう設計上の配慮を行っている。 具体的には、PCVからフィルタ装置までを連続下り勾配、フィルタ装置以降を連続上り勾配にするとともに、水素が滞留する可能性がある上向きの枝管が存在する場合は、必要に応じ主排気ラインへの還流配管を設置することにより、水素滞留を防止する計画としている。 また、系統内は窒素により不活性化させた状態で待機するとともに、ベント実施後もPCV内やベント系統内へ窒素置換することで、水素の滞留・燃焼を防止する。			③ (3)-3③のとおり、耐圧強化ベント系は水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計であったことを踏まえ、(3)-2③や(3)-3③に記載のとおり、PCVベント設備については排出されるベントガスの性質・挙動に配慮した設計及び運用を行う。 また、ベント実施後は窒素置換により水素ガスの滞留を防止するとともに、配管等に付着した放射性物質を考慮して進め方や線量評価を行うといった、ベントガスの特徴に配慮した対策とする。 今後ベントガスの性質・挙動について新たな知見が得られた場合には、事故対策や手順への反映を検討していく。
					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	
ベント機能	[真空破壊弁の故障] 特に議論なし			(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時に生じると、ドライウェル中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性がある。	① 無	1Fにおける真空破壊弁の故障有無については明確でないが、故障が発生した場合に各種のプラント挙動に影響が生じ得ることについて異なる見解はない。
						② 要	事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
						③	真空破壊弁は、動作機構が単純であり信頼性の高い設備であると考えられる。その上で、今後も真空破壊弁の計画的な保全を継続的に実施し、機器の信頼性確保を行う。なお、耐環境性向上のために、真空破壊弁のシール部に対して改良EPDM材を適用することについても検討を実施している。
						④	なし
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	真空破壊弁の故障による影響については今後の検討が必要と考えられ、異なる見解はない。
		(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。	事故時に真空破壊弁が故障した場合のPCV圧力挙動といった事故進展への影響を解析等により確認するとともに、PRAへ取り入れた場合の影響確認を行うことを検討している。			② 要	事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
		(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。	ドライウェルからのガスがサブプレッション・プールを経由しないことにより、PCVの圧力抑制能力やFP除去能力の低下が生じる可能性があると考えられる。また、PCVベント時においては、サブプレッション・チェンバからベントを実施した場合でもドライウェルのガスがスクラビングされないため、放射性物質の放出量が大きくなる可能性がある。			③	(4)-1③に記載のとおり、真空破壊弁の信頼性確保対策を継続的に実施する。一方で、福島第二原子力発電所1号機において、真空破壊弁の損傷が確認された実例も踏まえ、真空破壊弁の閉固着等が生じた場合の影響についても、東海第二発電所のPRAモデル高度化の一環として検討を行っている。 なお、東海第二発電所のPCV破損防止対策の有効性評価においては、サブプレッション・プールでのスクラビング効果(放射性物質の捕集効果)を考慮せずベントガスを放出する場合の評価として、ドライウェルからのベントを想定した場合の評価を実施しており、その場合でも放射性物質の放出抑制効果が得られることを確認している。
						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(中途閉鎖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	SRVの中途閉鎖状態に関する検討事項は、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		(6)-1②関係 (ア)中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、以下の協力は可能か。 i. 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)に関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有 ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有 iii. SRVの作動に関する実証実験の実施 (イ)上記以外に協力可能な内容はあるか。ある場合は、どのような協力が可能か。	(ア)「i SRVに関する設計情報(設計図書、施工図面等)」及び「ii SRVに関する作動原理(作動ロジック等)」について、共有が可能である。「iii SRVの作動に関する実証実験の実施」についても協力可能であるが、詳細な協力内容については今後の調整が必要と考えている。 (イ)SRVについては、過去の電力共同研究において想定されるSA環境下における動作確認試験を実施しており、この内容の開示が可能と考える(他電力・メカとの合意調整が必要)。			② 要	1Fにおける駆動源喪失時のSRVの挙動の詳細については未解明の部分があり、更なる調査・検討が必要と考えられる。(原子力規制庁の調査に協力)
		(6)-1③関係 (ア)「SRVから冷却材流出が継続する状態」とはどのようなプラント状態と分析しているのか。	1FにおいてSRVの不安定動作が生じていた際は、原子炉への注水がない状態で、炉内の冷却材が蒸気となりSRVを経由してサブプレッション・チェンバへ流出し続けていた状態と考えている。			③	1F事故以前においては、電源や圧縮空気を喪失した場合のSRVの不安定動作について検討の実績はなかった。 一方で、不安定動作が生じない場合でも、SRVから冷却材流出が継続する状態であったことに変わりはなく、1F事故における事象進展においては、大きな影響はなかったものとする。 SRVや加圧器逃がし弁による原子炉減圧機能は事故対応において非常に重要であり、確実に機能を維持する方策として、電源や窒素供給設備の強化を行うとともに浸水防護等によりこれらの機能の喪失を防止する。また、東海第二発電所では、炉心損傷が進展し高温ガスがSRVに流入する場合の環境緩和策としてPCVスプレーを実施する手順を整備するとともに、SRVの高温耐性試験を踏まえSA環境下における健全性を確認している。
						④	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	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		(6)-2②関係 (ア)電源喪失時の機器挙動の把握について、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	SBO時等の機器の駆動源喪失時には、1FのSRV挙動に見られたように、バッテリー電圧や駆動窒素圧、駆動蒸気圧等の低下度合い、また原子炉圧力といったプラント状態との兼ね合いによって、機器の動作状態が不安定に変動する可能性があると考えられる。これらを踏まえてどのような状態が起こり得るのかを整理・検討することが有用であると考えられる。			② 要	SRVやその他機器について電源や圧縮空気等の駆動源を喪失した際の挙動を網羅的に把握しておくことは、今後の事故対策の検討に活用できる可能性があることから、更なる調査・検討が必要と考えられる。(自社/他の電力会社)
		(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)SBO条件下においてもSRVの機能が維持されるよう、専用の窒素供給設備を配備する等の対策強化を行う。その上で、それらの機能についても喪失した場合に、東海第二発電所のSRVも1Fと同様の不安定動作が生じる可能性がある。 (イ)SBO条件下において継続的に動作を行う機器として、SRVの他には原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系がある。これらの機器は駆動タービンへの蒸気供給量を制御しポンプの運転状態を制御するが、この機能が電源喪失等により失われた場合には、原子炉の圧力や蒸気発生量に応じて動作が不安定となる可能性がある。なお、上記以外の網羅的な要因(信号系の故障等)による機器の不安定動作については、発生の可能性及び影響について今後の整理・検討課題であると考えている。			③	SA対策の有効性評価においては、SBO状態についても考慮した上でプラントの挙動や対策の有効性を確認している。 また、(6)-1③に記載のような対策を確実に実施することで、SRVやその他機器の機能維持に万全を期す。その上で、電源及び圧縮空気といった駆動源を喪失した場合の機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
						④	敦賀発電所1号機のICについては、直流電源駆動の隔離弁の操作により原子炉の減圧・冷却を制御する設計となっており、交流電源喪失といったICを使用するシナリオについても訓練を実施するとともに、実機での動作実績も踏まえICの使用に係る経験を蓄積していた。 なお、直流電源が喪失した場合に交流電源駆動の隔離弁が閉止する設計は1F1号機と同様であり、直流電源の復旧(母線の受電確認)後に隔離信号をリセットし、ICを復旧する手順としていた。

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
【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の安全弁機能はバネによる単純な機械的機構であり、高温によるバネ力の低下が作動開始圧力の低下要因と考えている。	(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 SA環境下においては機器の挙動が変化するものと考えられ、異なる見解はない。
					② 否 1F事故時のSRVの安全弁機能の動作については、SA環境下における挙動の変化が概ね判明しており、更なる調査・検討は不要と考える。
					③ AM整備時においても、SA条件について一部検討を行っていた。(例:東海第二発電所のPCV内のベドスタル注水配管には200°C2Pdの耐力をもたせる。) SA設備については、機能に期待する状況及び想定される環境条件を網羅的に整理した上で、SA条件下においても確実に動作するよう、より厳密に耐性・信頼性を確保する。
					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機器やプラント挙動に影響を与え得る機器については、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事業者・メーカー・研究機関等にて継続的に知見の収集及び検討を行うべきものとする。	(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、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時に機能に期待する機器やプラント挙動に影響を与え得る機器については、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。 想定を超える環境条件下での機器の実耐力や駆動源を喪失した場合の作動回数等については、事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われる。継続的な調査・検討が必要と考える。			② 要 設計上の想定を超えるような環境条件における機器の挙動等を把握・整理しておくことは、今後の事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われるため、継続的な調査・検討が必要と考える。(自社/他の電力会社)
【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)-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 SA環境下における計測機器の信頼性を把握することは極めて重要であり、異なる見解はない。
					② 否 SA条件下における計測機器の信頼性については、耐環境試験により健全性を確認しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にて計測機器の信頼性の調査を行う場合には協力する。
【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。	③ SA時に期待する計測機器については、想定されるSA環境条件を考慮した上で確実に動作するよう、耐環境試験等により健全性を確認し、必要な耐性・信頼性を持たせた設計とする。また、計測計器には多重性を持たせるとともに、機能喪失時の代替パラメータを定め、手順を整備する。 なお、設計上の想定を超えるような環境条件における計測機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
					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(サブレー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 意図せずADSが作動しPCVの圧力上昇及びベントの作動が起こったことについて、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
					② 否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、更なる調査・検討は不要である。
					③ 東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイム及びびタイム作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、1F3号機と比較して、低圧ECCS作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。
					④ 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイム及びびタイム作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。

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
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 ADSの作動条件を確認し、意図せぬ動作の可能性について検討することは重要であり、異なる見解はない。
					②	否 ADSの作動条件は適切に設計されていると考えており、更なる調査・検討は不要である。
					③	ADSの作動に関する設計の考え方は(8)-1③に記載のとおりである。
					④	なし
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 水素等による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響を把握することは重要であり、異なる見解はない。
					②	否 水素による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響は、現行のSA対策の有効性評価において適切に考慮しており、更なる調査は不要と考える。
					③	PCV破損防止対策の有効性評価においては、ジルコニウム(Zr)-水反応やその他の現象(水の放射線分解等)による水素発生について保守的に評価し、PCV圧力への影響を確認している。また、設計漏えい率等に基づきPCVからの漏えい量を考慮した評価も実施している。今後の各種評価においてもこれらの影響を適切に考慮していく。
					④	なし

※ 添付①～添付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 日本原子力発電株式会社 を参照のこと。