

中間取りまとめに関する発電用原子炉設置者の見解等についての事故分析検討会における主な議論

【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(中国電力株式会社)】

	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>第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)</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> <p>■3元図をもとに4%から燃焼が始まって、13%以上で爆轟という認識。その間に爆発的燃焼がある。新規規制基準の審査の中では4%に至らないよう設計を進めている。4%～13%のところでの程度の爆発力をもって被害を与えたかについては、新たな知見としてまだ収集できていない。8%では濃度として少ないのではないかという考え。</p> <p>【水素滞留】 ○水素ガスの挙動として、定性的には水素等は軽く密度が低いので上向きの浮力があるとされているが、爆発による破損状況からはオベフロより下の階に水素がある程度あったと考えられる。原理として物が上がっていくと考えを集中させるのではなく、ゆっくりと漏えいする場合など漏えいしたフロア(オベフロより下階)へそのまま拡散するなどの視点が必要と考えている。</p> <p>■島根2号機の原子炉ウエル排気ラインは、1Fと配管接続が異なっている。島根2号機ではウエルから一度立ち上がり、壁を貫通してダクトに接続され、そのダクトはオベフロに開口しているため、ダクトをそのまま流れるのであれば、オベフロに流れていくと考えている。PCVから水素が出てくる際、勢いよく出る場合と漏えいのようにゆっくり出てる場合で濃度や影響も違ってくる。ご指摘の部分について反映し、そういった発想もあり得るといった前提で検討したい。</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、水素の出でく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>■ウエルから水素が出てくるということは想定されるため、ウエル付近を中心にしてオベフロ内にある程度分散して配置している。燃料プールの辺りもプール事故の観点から配置。この状況をGOTHICを用いて拡散状況を確認し、PARの能力を仮定した上で評価し、可燃限界までいかないという評価結果となっている。</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で。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>■格納容器の構造等から一番大きなフランジ、パッキン等での漏えいの可能性が高いが、トップヘッドフランジの部分が想定される中で一番大きく、1F事故では赤外線による直接加熱などで傷んでいたと考えている。フランジ以外のベネは、普段のメンテナンス時からそう漏れ出るような構造ではなく、機器搬入ハッチや人のハッチについては個別に評価している。どの程度確からしいかという点については、工学的で考えられるレベルで評価したところで、現状取り得る最大限の評価結果として採用している。GOTHICについても理論的に取り得る拡散や挙動という意味では、逆に信頼できないというところもまだないかと思っており、現時点の評価としては、使いうる一番確からしいものと考えている。</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> <p>■まずは第一段階として、PARを適正に配置し、場合によっては原子炉建屋外へ逃がすという別の手段を備えており、PARだけに全てを委ねているわけではないという認識。ブローアウトパネルも開閉可能な構造で遠隔での操作も可能としており、色々な手段を講じることで後段の対策というのを自主的なものも含めてやっていきたい。</p>	<p>(5)－1①関係 (ア) 爆発が発生する水素濃度等について知見が必要との見解か。そうであれば、1F固有の問題ではないのではないか。</p> <p>以下、島根2号機について回答する。 (ア) PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、原子炉建物4階(以下「オベフロ」という。)より下階階の水素爆発を防止できる設計としている。</p> <p>(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> <p>(ウ) 第980回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会(2021年6月3日)資料1(島根原子力発電所2号炉 原子炉ウエル排気ラインの影響及び対策について)の3ページ(以下「水素ガスの挙動に与える影響」という。)の①に示されている内容が成立すると考えた根拠を示すこと。</p> <p>(エ)「水素ガスの挙動に与える影響」の①に示された内容の信頼性が確保されない場合、「水素ガスの挙動に与える影響」の②及び③に示された内容を見直すことはあり得ると理解してよいか。</p>	<p>空気、水素、水蒸気の3元図によると、水素濃度8%程度は可燃領域に入るが爆轟領域には入っておらず、8%程度で爆燃にまで至るかについては知見拡充が必要であると考える。 中間取りまとめによると、1F3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力は300～500kPaであると試算されており、水素燃焼によりその圧力をもたらす水素濃度は8%より高かった可能性があると考えられる。</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>	<p>① 有</p> <p>水素爆発時の映像分析から3号機の水素爆発は単純な非常に短時間で爆発ではないこと、原子炉建屋3階天井部の梁等の損傷状況及び爆発応答解析結果から原子炉建屋4階での水素の爆燃が示唆されていることについて、異なる見解は無い。 ただし、原子炉建屋4階の水素濃度が8%程度で爆燃が発生したのかについては知見拡充が必要である。</p> <p>② 要</p> <p>3号機の原子炉建屋4階で水素の爆燃が発生したことについて、原子炉建屋4階への水素の漏えい経路及び爆燃に至った水素濃度に関する調査が必要である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。</p>			
	<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。</p> <p>(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> <p>(ウ) 第980回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会(2021年6月3日)資料1(島根原子力発電所2号炉 原子炉ウエル排気ラインの影響及び対策について)の3ページ(以下「水素ガスの挙動に与える影響」という。)の①に示されている内容が成立すると考えた根拠を示すこと。</p> <p>(エ)「水素ガスの挙動に与える影響」の①に示された内容の信頼性が確保されない場合、「水素ガスの挙動に与える影響」の②及び③に示された内容を見直すことはあり得ると理解してよいか。</p> <p>(ウ) 原子炉ウエル排気ラインは原子炉棟空調換気系ダクトに接続し、当該ダクトは原子炉建物3階以下に向かう下向きのダクトの手前で、オベフロに開口する上向きのダクトを有することから、ドライウエル主フランジから原子炉ウエルに漏えいした高温のガスが原子炉ウエル排気ラインに流入する場合、流入するガスの密度は比較的小さいため、オベフロ側に向かう上向きの浮力が生じると考えられることから、この浮力によって原子炉建物3階以下に水素ガスが流入するとしても若干量であると考える。</p> <p>(エ) 原子炉建物3階以下への水素ガスの流入量が若干量でない場合を想定すると、原子炉建物3階以下の原子炉ウエル排気ライン付近への水素濃度計の追加等の対策が必要となる可能性がある。 今回は原子炉ウエル排気ラインについて、原子炉ウエル隔離弁のフェイルクローズの空気作動弁への変更又は原子炉ウエル排気ラインの閉止の対策を実施することとしたが、原子炉建物内の水素ガスの挙動に関する新たな知見が確認された場合には、必要な対応を実施する。</p>	<p>③</p> <p>PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、オベフロより下階階の水素爆発を防止できる設計としている。 また、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて上昇すると考えられることから、オベフロに静的触媒式水素処理装置(以下「PAR」という。)を設置することとしている。 なお、D/W主フランジからオベフロに水素ガスが漏えいすることを想定した場合には、オベフロから開口(大物搬入口)を通じて下階階に水素ガスが流入することも考えられるが、その場合でもオベフロにPARを設置することにより、各フロアの水素濃度が可燃限界未満であることを確認している。 【島根3号機】(建設中) 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p>	<p>④</p> <p>その他の見解等はない。</p>			
	<p>【可燃性ガス】 ○3号機の水素爆発の映像を分析したところ、火炎に色があったり、爆発の後に上がっていく大きな黒い噴煙があるなど、いわゆる水素だけの爆発で起きたものではなく、水素以外の可燃性ガスの存在があるのではないかと議論している。そのため、ケーブルや塗装などの知見を基礎的な部分から積み上げていきたい。</p> <p>○1Fの場合、40年前に敷設した古いケーブルが反応した可能性があり、同じケーブルが手に入るかという難しい部分もあるが、基礎的な実験を行う場合、同じようなものを使いたいと考えている。具体的には、窒素雰囲気中で、例えば燃料デブリが落ちてきたものに触れたり、その近傍にあって非常に高温になったり、あるいは蒸気がかかって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> <p>■例えば、島根1号機であれば、40年運転を迎えるにあたり、ケーブルの取替え計画もあり該当するケーブルがあるのではないかと考えている、そういった実験の材料として期待されているというイメージを持っていた。</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。</p> <p>(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。</p> <p>(ア) 水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関して、ケーブルの量、塗装の種類等の調査について協力可能である。</p> <p>(イ) ケーブル被覆等からCO等が発生することが考えられるが、現状では、水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)について詳細な知見は有していない。</p>	<p>(5)－2</p> <p>また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。</p>	<p>① 無</p> <p>水素爆発時の映像で確認された火炎の色から、3号機の水素爆発において水素ガス以外の可燃性ガスが寄与している可能性があることについて、異なる見解は無い。</p> <p>② 要</p> <p>PCV内の水素ガス以外の可燃性ガスの発生が水素爆発を助長するものであったかの調査が必要である。 調査については、3号機の水素爆発の詳細な状況について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。</p> <p>③</p> <p>【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時に発生する可燃性ガスに関して、MCCIによりベネスタル内の壁面コンクリートが約4cm侵食されることで約1kgのCOが発生するが、COがPCV気相部に均一に分布すると仮定した場合、CO濃度は約0.004%であり、COの可燃限界濃度12.5%よりはるかに低いと評価している。 可燃性ガスによる爆発に関しては、事故時の発生量が多く、可燃限界濃度も低い水素ガスに着目し、水素爆発対策を実施している。 【島根3号機】(建設中) 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。</p> <p>④</p> <p>その他の見解等はない。</p>		

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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		(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) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、ベントに成功しなかった要因として、駆動用空気の漏えいや電磁弁の励磁回路の不具合によりベント弁が開けなかったこと、ドライウェルからの漏えいがあったことが考えられる。 (イ) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、3号機のベントは2回以外には成功していないと考えられる。	(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	① 無 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、異なる見解は無い。
						② 否 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、更なる調査は不要である。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、ベントを複数回実施可能な設計であるが、ベント実施後においては、残留熱除去系等のPCV除熱機能の復旧をもって、ベントを停止する運用としていることから、ベント弁の開閉操作は複数回実施しない運用としている。 なお、格納容器フィルタベント系については、ベント弁をフェールアサイズのMO弁としており、駆動源喪失時においても弁が閉止することはない。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④ その他の見解は無い。
【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のを実測したような経験はあるのか。 ■具体的に測定した結果は持ち合わせていないが、例えば、原子炉建屋の空調機が停止し、非常用ガス処理系も止まっているというような状況であれば、基本的にはほとんど動かない状態となる。非常用ガス処理系が動いている場合には、風量として測っていたものではないが、非常用ガス処理系の吸込み配管の方に向かって、原子炉建屋の空調機が動いているときよりもはるかに緩い流れで動いていくものと考えている。 ○1F事故の際は、建屋の中は、空気、あるいは水蒸気も多少入っているかもしれないが、軽いガスが入ってきたときにどんな挙動をするのか。実験的に何かやりようがあるのではないかと。実機を持った事業者がアイデアを出し、空気の中に軽いガスが混じった場合にどんな挙動をする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。	1F3号機から4号機に水素ガスを含むベントガスが流入しているが、4号機の原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界到達後、水素爆発するまでの間、着火源が無かったことが要因として考えられる。	(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 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。	
						② 否 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、更なる調査は不要である。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系は、他号機の設備と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。
						④ その他の見解等は無い。
【水素の検知と処理】 ○水素が出てきたときに水素の検知と処理、あるいはその処理ができない場合は対策を考える必要がある。水素の検知は対応が図られている。一方、処理については、PARだけで大丈夫か。何か技術開発する余地があるのではないかと。あるいは、対策として、ガスの流れを把握し、ブローアウトパネルを開けることでガスが全て放出されるか事業者として把握していただきたい。 ■可燃性の水素での実際の挙動の確認は難しくできないと考えているが、軽いものとして、例えばヘリウムガスなどを使って測定した拡散挙動がコードなりで事前に解析したものと同程度、挙動が一致するかというような観点で確認してみるということはある。また、PAR等についても実機を模擬した環境なりを、今まであるデータにさらに蒸気環境であるとか、いろいろな環境を追加することで精度を上げていくことはできる。 【ブローアウトパネル】 ■1F2号機では、PARが使えないときの最終的なものとしてブローアウトパネルを開けて放出することが実証されたと考えている。ある程度開放部分を作ることで水素が漏えいする、漏れていって爆発を防げたというところ。PARをまず規制の中で技術的に確認できる最良のものとして使っており、さらにバックアップとして、ブローアウトパネルの開放などを考えている。 ○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つと前向きになってもいいのではないかと。 ■オベフロ以外のところに水素が滞留して、そこから爆発したという情報は承知している。部屋になっている部分から漏れた水素が部屋の外に出るのは難しいが、BWRの建物の構造として、建屋全体が大物搬入口を通じて一つの空間になっており、各階の通路などある程度の空間部分が広がっているところについては、オベフロの水素濃度が下がれば、水素の濃度としては下がっていくと考えている。 【着火源】 ■1F3号機で4階が水素爆発の起点になっているが、爆発の起点となるところというのは、水素濃度が支配的なものではなく、着火源のありなしによるものと思っている。偶発的に4階が着火源になったと考えている。 ○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。	静的触媒式水素処理装置(PAR)による水素処理及びベントによる水素排出を実施した上で、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合においては、原子炉建物内から水素ガスを排出する設備が有効であると考えており、オベフロに設置するブローアウトパネルにより水素ガスを外部へ排出することとしている。 なお、ベント実施後に原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合には、緊急時対策要員がブローアウトパネルの開放操作を実施する手順を整備している。	(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 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、異なる見解は無い。	
						② 否 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、更なる調査は不要である。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 PCVからの漏えいが想定される箇所(原子炉建物原子炉炉棟4階、SRV補修室、CRD補修室、所員用エアロック室、トラス室)及びSGTS吸込配管近傍に水素濃度計を設置し、水素の漏えい状況を監視する設計としており、水素濃度計の指示値が上昇した場合には、PCVからの漏えいが考えられることから、運転員はベントによる水素排出及びPARによる水素処理状況を確認する運用とする。 また、建物周辺(屋外含む)で作業を実施している緊急時対策要員については、水素濃度計の指示値が上昇した場合は、緊急時対策本部の指示に従って、ベント実施基準(2.5vol%)までに、安全確保のための緊急時対策所等に待避する運用とする。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を今後実施する予定である。
						④ その他の見解は無い。

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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	
【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし				① 無 2号機におけるベントの成否については、RD付近の線量率がベントガスにより生じると考えられる汚染の程度をはるかに下回っているほか、3号機のRD付近の線量率と比較して明らかに低いことから、2号機のRDは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと考えられるため、 異なる見解は無い。	
	(1)ー1②関係 (ア) 福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社)に示されている2号機においてサプレッションチェンバからのベントが成功しなかった原因としてドライウエル圧力とサプレッションチェンバ圧力に差が生じていたことについて、原子力規制庁は測定結果等の事実関係に疑義があると考えているが、当該原因について、さらなる仮説等はあるか。	1F2号機においてドライウエル圧力とサプレッションチェンバ圧力に差が生じていたことについて、PCV内の圧力の測定結果に疑義があることについて認識は同じである。 1F2号機の現場状況、設備情報等の詳細を把握していないため、当該原因について、さらなる仮説はない。	(1)ー1	② 要 東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、2号機においてサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)からのベントが成功しなかった原因としては、RDの作動圧力だけでなく、ドライウエル(以下「D/W」という。)圧力が約750kPa[abs]に上昇した一方で、S/C圧力が約300~400kPa[abs]で推移したことも考えられるため、PCV内の圧力が均一化しない状況に関する調査が必要である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。	
			(1)ー1	③ 1. AM対策当時の状況 【島根1, 2, 3号機共通】 シビアアクシデント時以外の場合に弁の誤操作や漏えいによってSGTSフィルタをバイパスすることを防止するため、耐圧強化ベントラインのSGTSフィルタをバイパスする箇所にRDを設置することとし、RDの設定破裂圧力は、島根1, 2号機において450kPa[gage]、島根3号機において327kPa[gage]に設定していた。 【RDの設定破裂圧力の考え方】 ・事故発生防止については、確実にPCV健全性を保つ観点から、 ベント開始圧力をPCVの最高使用圧力である1Pdに設定。 ・事故影響緩和(炉心損傷後のベント)については、PCV内に大量のFPが放出されており、可能な限り時間的な余裕を確保する観点から、ベント開始圧力をPCV健全性が確認されている2Pd(最高使用圧力の2倍)に設定。 ・ RDの設定破裂圧力はベント開始圧力1Pd~2Pdを踏まえ、PCVの隔離機能を阻害しないよう、破裂圧力の許容差(±5%)を考慮しても1Pd(島根1, 2号機:427kPa[gage]、島根3号機:310kPa[gage])を下回らない圧力に設定。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 早期にベントが必要になった場合でも確実にベントを成功させるよう、以下の対策を実施することとしている。 ・ 格納容器フィルタベント系のRDの設定破裂圧力は、ベント開始圧力よりも十分に低い圧力(80kPa[gage])に設定することとしている。 ・ 耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとし、SGTSフィルタをバイパスする箇所には隔離弁を2重で設置する設計 としている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付参照。	
				④ 2号機のRDの作動圧力については、東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、PCVの最高使用圧力と同じ427kPa[gage]であり、PCV設計圧力の1.0倍であると考える。	
【二次格納容器】 ○BWRにおける二次格納容器に期待している機能なり性能というのをどう捉えているのか。閉じ込めを期待しているのか、一定のDFを期待しているのか。 ■原子炉建屋の中に使用済燃料があり、この使用済燃料の燃料取扱いは格納容器でカバー出来ない、これが発生すると非常用ガス処理系(SGTS)が作動し原子炉建屋が隔離されるという状態となる。 これ以外にも原子炉建屋に放射性物質が出てくる事故はあるので、そういった事象を踏まえて、二次格納という言葉が適切かどうかは別にして、一応外部に出さないというところがある。 原子炉建物の気密性の試験などで気密が担保出来ることは確認している。 ○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。 ■完全な格納施設ではないと感じている。 どちらかという公衆への被ばく低減のための設備、格納というよりは被ばく低減のための設備ではないかと捉えている。 格納容器からの漏えい率によって建物の中に放出される部分をSGTSを使ってフィルタを通して外に、放出量を低減するという意味で放出放射性物質の低減というふうには捉えている。そういう意味で、PWRにおける放射性物質の低減のためのアンユラス部分に相当するのではないか。 ○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らもう持っている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えば、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らうと考えている。 ただし、SAを考えたときに水素が漏れい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のアン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、 容量という点ではサプレッション・プールで補ってはいけるものの、容積だけ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。 ○BWRでは、格納容器を小型化するときに、中にはなるべく物を置かないようにしたため、 運転あるいは安全系の補機で必要なもので近くに置きたいものをその周りに置くために建屋として置かれたとも考えられる。 設備のレイアウトみたいな観点も当然あったと考えられる。				① 無 AM対策当時のPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があることについて、 異なる見解は無い。 ただし、新規制基準対応においては既に意義や役割を検討済みである。 ② 否 新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討していることから、更なる調査は不要である。 ③ 1. AM対策当時の状況 【島根1, 2, 3号機共通】 PCV破損防止対策として実施する耐圧強化ベントについて、PCVの隔離機能を阻害しないようPCVハウジングを維持する考えから、(1)ー1③に記載の設計としていた。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、PCV破損に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討しており、設備、手順、体制等に反映している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ④ 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。 ④ その他の見解等はない。	
		以下、島根2号機について回答する。島根3号機についても、同様の対応を予定している。 (ア) 新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、根拠となる解析を行っている。 例として過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)のシナリオでは大LOCAに伴い炉心が損傷し、PCV圧力及び温度が上昇するが、PCV代替スプレインにより圧力及び温度の上昇を抑制し、水位制限到達後に格納容器フィルタベント系によりベントすることで減圧・除熱することとしている。これらの対策の有効性は解析により確認しており、PCVの限界圧力・限界温度に到達しないこと、Cs-137の総放出量が評価項目(100TBqを下回っていること)を満足していること、安定状態を維持できることを確認している。 (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。	(イ) 新規制基準の有効性評価において、水蒸気以外にも、ジルコニウム-水反応により発生する水素、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、MCCIで生じる水素やCO、CO ₂ などの非凝縮性ガスによる加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの過圧に対して有意な影響がないことを確認している。 (ウ) PCV破損防止対策は、AM対策時も現在も放射性物質の大量放出防止が最も重要な目的であると考えている。そのうえでAM対策時はPCVハウジングの維持を最優先し、できるだけベントを遅延させることとしていた。新規制基準の有効性評価において検討した結果、格納容器フィルタベント系によりベント時の放射性物質の放出量を低減できるようにした上で、適切なタイミングでベントできるよう、設備、手順、体制等に反映した。	(1)ー2	

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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が破裂したこととベントに成功している。	① 無 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 添付資料3-3」で報告されているPCV圧力がRDの設定圧力には到達していなかったこと及びベント成功に繋がったと考えられる以下の内容から、意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。 ・PCV圧力が一旦急上昇し、その後に低下傾向を示していること。 ・PCV圧力の急上昇と同じタイミングで原子炉圧力が急減したこと。 ・S/C圧力がADS設定値に達していたこと等、ADS作動に必要な条件がすべて達成されていたと考えられること。 ・SRV作動を示す点滅があったこと。
						② 否 ①の報告内容に異論はなく、適切な推定であると考えられることから、更なる調査は不要である。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 隔離弁の操作のみでベントできるよう、格納容器フィルタベント系のRDは設定破裂圧力を十分に低い圧力に設定し、耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとしている。RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。 【島根3号機】(建設中) 新規基準準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④ その他の見解等はない。
	【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)	i. 島根原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内的事象PSAの結果から抽出しており、炉心の健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、電源喪失、高圧注水・減圧失敗、未臨界確保失敗等、PCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、貫通部過温、PCV雰囲気直接過熱等を抽出した。 ii. 抽出したシーケンスの事象発生を防止するために有効な機能として、電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能に係るAM対策が有効であると考え、現有する設備を最大限に活用することを第一に考慮した検討を行った。なお、AM対策の実施にあたり、既存の安全機能への影響を確認している。 iii. 上記検討の結果、以下のAM対策を抽出し、整備した。 ・原子炉停止機能:代替反応度制御 ・原子炉及びPCVへの注水機能:代替注水設備、原子炉減圧の自動化 ・PCVからの除熱機能:PCVからの代替除熱、残留熱除去系の復旧、耐圧強化ベント ・電源供給:電源融通、非常用ディーゼル発電機の復旧 iv. iiiで抽出したAM対策について、iiで検討した機能、効果を確認するため、AM対策の整備前/整備後の状態でPSAを実施した。この結果、炉心及びPCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスについて、炉心損傷頻度が約7割、PCV破損頻度が約9割低減することを確認しており、AM対策を整備することで期待した電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能が有効であることを確認した。 AM対策の検討において、PSAで抽出したシーケンス、AM対策及びAM対策における既存の安全機能への影響確認一覧を添付1に示す。			

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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壊リスクの拡大を招いている。	① 無 耐圧強化ベントラインはSGTS配管へ接続され、SGTSフィルタ出口とはフェイルオープン(以下「AO弁」という。)及びグラビティダンパで隔離される構成であり、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガスが逆流しうる系統構成であったこと及びSGTSフィルタで汚染が確認されていることから、1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流、汚染があったと考えられるため、異なる見解は無い。
					② 要 1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流に伴い、水素も逆流したと考えられるが、原子炉建屋内まで逆流しているか不明であるため、 原子炉建屋へのベントガスの逆流に関する調査 が必要がある。調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。
	(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と非常用ガス処理系のような異なる系統の接続例としては、AM対策として実施した消火系・復水輸送系と残留熱除去系(原子炉への注水又はPCVスプレイ)の接続がある。残留熱除去系との取合いについて、通常時は弁により隔離し、使用時のみ弁操作し系統構成することから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。			③ 1. AM対策当時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) 耐圧強化ベントラインについては、窒素ガス制御系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁等はフェイルオープン(AO弁)で構成されており、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しうる系統構成であった。 【島根2号機】 耐圧強化ベントラインについては、SGTSから分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルオープン(AO弁)で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTSフィルタには逆流しない系統構成であったが、SGTSからの分岐箇所の上流側に原子炉建物からの吸気ラインがあり、その隔離弁はフェイルオープン(AO弁)であるため、自号機の原子炉建物内へのベントガスが逆流しうる系統構成であった。 【島根3号機】(建設中) 耐圧強化ベントラインについては、不活性ガス系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルオープン(AO弁)で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成であった。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの他系統との隔離について、以下の対策を実施することとしており、他系統に逆流しない設計としている。 ・格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインのSGTSからの分岐箇所を変更し、SGTSとの接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成である。
					④ その他の見解等はない。
【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ことについて、異なる見解は無い。
					② 否 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については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
	(2)-2③関係 (ア) 1. の「AM対策の共通的な考慮事項」に示されている起回事象(内的事象)を踏まえた設計(「既存設備を最大限に活用して対策を整備。」等)について、これらは設計にどのように反映されたのか。	AM対策の共通的な考慮事項に関して、耐圧強化ベントラインの設計に反映した事項を以下に示す。 (1) 既存設備を最大限に活用して対策を整備 PCVからの取り出しラインとして既存の窒素ガス制御系、排気ラインとして既存の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)を活用することとし、新規ラインとしてSGTSフィルタをバイパスするラインを設置した。 (2) シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計 新規ラインを含めて最高使用圧力・最高使用温度はSGTSの設計条件とし、PCVの最高使用圧力の2倍・最高使用温度までの実力耐力があることを確認した。 (3) 耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計 耐震クラスは接続するSGTSの耐震クラスに整合させ、耐震Sクラス(当時耐震Aクラス)とした。 (4) 非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計 耐圧強化ベントの際に操作が必要な空気作動弁(以下「AO弁」という。)及び電動弁(以下「MO弁」という。))については、既存の非常用電源から受電して弁操作を行う設計とした。			③ 1. AM対策当時の状況 【島根1、2、3号機共通】 AM対策の整備に関しては、共通的な観点として以下を考慮していたが、非常用電源の長時間にわたる喪失(津波等の外部ハザード及びプラントの同時被災)については考慮していなかった。耐圧強化ベントラインについては、系統構成に必要な弁の操作について、非常用電源が使用可能な状態であることを前提条件として設計していた。 [AM対策の共通的な考慮事項] 起回事象として内的事象を対象としたPSAの結果から、炉心損傷への寄与の大きいシーケンスの事象発生を防止するために有効な対策及びPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出し、抽出されたAM対策については、起回事象(内的事象)を踏まえて以下の設計としていた。 ・既存設備を最大限に活用して対策を整備。 ・シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計。 ・耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計。 ・非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの系統構成に必要な弁の操作について、以下の対策を実施することとしており、非常用電源が無い場合でもベントを実施可能な設計としている。 ・格納容器フィルタベント系の排出経路の隔離弁はMO弁であり、人力により容易かつ確実に操作可能な設計。 ・耐圧強化ベントラインの排出経路の隔離弁のうちフェイルクローズのAO弁については、原子炉建物付属棟内に設置した空気ポンプにより操作可能な設計。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④ その他の見解等はない。

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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	<p>【排気筒の構造】 ○耐圧強化ベントについて、BWR各社で排気筒を経由してベントを出すという共通の認識だったとしているが、事故分析では当該排気筒は非常に汚染の程度が高かった。根本的なところとして、<u>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</u>であり、<u>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</u>等の知見はないか。</p> <p>■AM対策を始めた当初の時点から言うと、<u>そこまで配慮していたものではない</u>。流動等の解析の結果をもってできるといったものではなかった。島根2号機の<u>フィルタベントの解析を踏まえると、SGTSの配管の径であれば、ある程度上がっていく</u>ことは分かっているが、<u>排気筒のように太い径のところにベントの少量の気体が入っていくときには、挙動としてやはり違って、上昇していく力が弱く、下に滞留しやすい</u>というような結果は当社も一応把握している。仮に1Fのように耐圧強化ベントを使っていた場合、太い排気筒の中へ入っていけば少し流動は想定していたものと違っていたのではないかと考えている。</p>	<p>(3)ー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。 (イ) 島根原子力発電所2号機建設時に同発電所1号機の設計から変更した際の検討経緯を示すこと。 (ウ) 1. の【島根2号機】【島根3号機】(建設中)の1つ目のボツ「SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。」について、どのように「確実に」排出されるようにしたのか。</p>	(3)ー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号機におけるベントに関して、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設計となっていたことについて、異なる見解は無い。
					②	否	1号機におけるベントに関して、 <u>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</u> となっていたことについて、異なる調査は不要である。
【排気筒の構造】 特に議論なし		<p>(3)ー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。 また、1Fのベントガスについては、排気筒の手前で自号機への逆流及び他号機への流入があったと考えられるが、このうち<u>自号機への逆流については、フェイルオーバーの空気作動弁で隔離する設計であった島根1号機及び島根2号機においても同様に起きる現象であった</u>と考える。 各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付2に示す。</p>	(3)ー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	排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、異なる見解は無い。 なお、排気筒内ではベントガス流速が小さいため、排気筒内で蒸気凝縮により発生するドレンをベントガスによって排気筒頂部から排出できず、気液対向流が発生し、排気筒内面に付着した放射性物質がドレンに随伴してローポイントに蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった可能性も考えられる。
					②	否	排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、異なる調査は不要である。
					③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 ・格納容器フィルタベント系は、原子炉建物頂部まで設置している専用の排気管4本で排出する設計であり、排気管内において滞留するようなベントガス流速とはならないため、排気管下部で高い汚染は発生しないと考えられる。なお、排気管内面に付着する放射性物質が全てドレンに随伴して排気管下部に溜まることを想定して線量率を評価した結果、排気管下部周辺への短時間のアクセス等は可能な線量率であることを確認している。 ・耐圧強化ベントラインは、単独で排気筒頂部まで設置しているSGTS排気管から排出する設計であり、SGTS排気管内において滞留するようなベントガス流速とはならないため、SGTS排気管下部で高い汚染は発生しないと考えられる。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。	
					④	その他の見解等はない。	

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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	【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ことについて、異なる見解は無い。
						② 否 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については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
						③ 【島根1, 2, 3号機共通】 1. 建設時の状況 SGTSについては、フィルタにより処理したガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から高所排出する設計としていた。 設計基準事故時及び通常運転時にSGTSを経由して排出されるガスは、原子炉建物内又はPCV内の雰囲気(空気又は窒素)であるため、SGTS配管構成の検討においてガスの滞留や水素ガスの混合状態は考慮されていなかった。 2. AM対策当時の状況 ③ 耐圧強化ベントラインについては、SGTS配管を経由し、ベントガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から排出する設計としていたが、排出経路におけるベントガスの滞留については考慮していなかった。 また、炉心損傷に至った場合に水-金属反応により発生する水素ガスがPCV内に放出されることは想定していたものの、耐圧強化ベントラインについては、不活性化されているPCV内の雰囲気ガスを排出すること、配管内は空間容積が小さく、開放系であったことから、水素燃焼により配管が損傷することは考慮していなかった。 なお、耐圧強化ベントラインを設計した当時の事故シナリオでは、有効性評価の水素燃焼シナリオのように長期間(事故後1週間)水素ガスが発生するシナリオを考慮していなかった。 ④ その他の見解等はない。
				④ ④ その他の見解等はない。		
ベント機能	【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 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必要があることについて、異なる見解は無い。
						② 否 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は、島根原子力発電所の排気系統ではベントガスの滞留及び水素燃焼防止を考慮した設計としているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、排気筒に接続しておらず、排気管内でベントガスが滞留しない系統構成としている。 また、系統内における水素燃焼防止に関しては、以下の対策を実施することとしている。 ・格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ、ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素バージを行うことが可能な設計としている。排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、排気筒頂部まで設置しているSGTS配管を流路として排気する設計としており、また、排出経路の枝管にはベントガスが滞留する可能性が否定できない箇所があるものの、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはない。 ・耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、系統内の水素濃度低下の観点で、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ④ その他の見解等はない。
			④ ④ その他の見解等はない。			
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、ドライウエルの中がスクラッピングプールに放出される経路が生じる可能性がある。	① 無 スクラッピングを経由せずにPCV外に放出される経路について、真空破壊弁の故障により生じる可能性を否定できるものではないため、異なる見解は無い。
						② 要 福島第二原子力発電所1号機において真空破壊弁のシール材が外れた原因及び時期が不明であるため、原因分析に関する調査が必要である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDIにより実施されることが適切と考える。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 スクラッピングを経由しない場合はサブプレッションプールにおける放射性物質の除去が期待できないが、その場合でも格納容器フィルタベント系により放射性物質を除去することが可能である。また、耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用することとしている。 なお、真空破壊弁については、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造で、簡単には外れにくい構造としており、仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、D/W側からの圧力が掛かっている状態においてはS/Oに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、D/W側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。 真空破壊装置のガスケットについてはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。 【島根3号機】(建設中) 島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ④ その他の見解等はない。
			④ ④ その他の見解等はない。			

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)		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	【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	スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を漏えい経路として追加することについて、 異なる見解は無い。	
						② 否	被ばく評価及びセシウムの放出量評価において、D/Wベントによる評価も実施しており、D/W中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を評価しているため、更なる調査は不要である。	
			LOCAや圧力容器の損傷によりPCV内に蒸気が漏洩した際に、 真空破壊弁の閉鎖等によりサブプレッションチェンバの蒸気凝縮効果が得られない場合、蒸気凝縮効果が得られる場合と比較してPCV内の圧力及び温度が上昇する。しかしながら、PCVスプレイの実施により圧力及び温度は抑制されるため、真空破壊弁の故障による長期的な影響は小さいと考えられる。 LOCAや圧力容器の損傷が無い場合、原子炉で生じる蒸気はSRV又原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)排気管を通じてサブプレッションチェンバへ導かれることから、真空破壊弁の故障による影響は無い。 なお、PRAの高度化として、イベントツリーに真空破壊弁の閉鎖状態に係る分岐を設けることを検討している。				③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することではなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 被ばく評価及びセシウムの放出量評価においては、D/Wベントによる評価も実施しており、D/W中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を評価している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④	今後、PRAにおいて、真空破壊弁の故障により蒸気凝縮されないことでPCV圧力が上昇する場合を考慮した評価を実施する予定である。	
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の不安定動作について、駆動用窒素の不足のみならず、逃がし弁機能の制御機構等何らかの未説明要素があることについて、 異なる見解は無い。	
			(ア) 当社として 以下の協力が可能 である。なお、「iii. SRVの動作に関する実証実験の実施」に関しては、協力内容について今後調整が必要であると考えられる。 i. SRV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の動作に関する実証実験の実施 (イ) SRVの不安定動作に関する協力内容は、現状上記以外には無いと考えられるが、今後、SRVの不安定動作に関する新たな知見が確認された場合には、必要な協力をを行う。				② 要	SRVの不安定動作について、 逃がし弁機能の制御機構等の未説明要素に関する調査が必要 である。 調査については、SRVの不安定動作について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
			(6)-1③関係 (ア) 島根原子力発電所の各号機に設置されているSRVは東芝設計と異なるか。 島根1, 2, 3号機のSRVの設計内容(作動機構等)を添付3に示すが、東芝設計の詳細情報を有していないため、その差異については把握していない。				③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SRV動作に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、以下のとおり対策を実施している。 ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、重大事故等の取束に必要な窒素ガス供給量を有する窒素ガスボンベ(15個)及び予備の窒素ガスボンベ(15個)を配備することとしている。 ・ SRV用電磁弁及びSRVシリンドラのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
				④	その他の見解等はない。			
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	SRV以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に把握する必要があることについて、 異なる見解は無い。	
			(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。 SRVに関しては、SRV本体、SRVシリンドラ、SRV用電磁弁等についてSA環境下での耐環境性を確認しており、SRVの耐環境性向上対策として、SRVシリンドラ及びSRV用電磁弁のシール部を改良EPDM製シール材に変更することとし、シール性能を蒸気暴露試験により確認している。 SRV以外で不安定動作の可能性のある機器に関しては、SA環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求がある機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアライズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認していることから、不安定動作は発生しないと考えられる。 また、SA環境下で使用する計測機器については、耐環境試験等により、SA環境条件に対する耐環境性を有する設計とすることとしており、計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段についても整備している。				② 否	SRV以外の機器における不安定動作の可能性については、島根原子力発電所ではPCV内のSA時に動的要求があるSRV以外の機器についてSA環境下での健全性を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
			(ア) 1FのSRVの不安定動作の要因の一つとして推測される 駆動用窒素の不足に関しては、逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計 としている。1FのSRVで不安定動作が生じた原因は特定されていないが、島根2号機のSRVはSA環境下での健全性を確認しており、 現状想定しているSA環境下では不安定動作は生じないと 考えられる。 (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。 (イ) SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁、逆止弁があるが、(6)-2②関係の回答のとおり、不安定動作は生じないと考えられる。				③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器としては、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアライズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認しているため、不安定動作は発生しないと考えられる。 SA条件下における計測機器の信頼性については、(7)-3に記載する。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
							④	その他の見解等はない。

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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、SRV上流側の原子炉圧力の上昇に伴いバネに打ち勝って、圧力が自動解放される単純な機構であり、バネの横弾性係数が低下したこと以外の要因としては、 事故時の繰り返し作動により弁体シート面に顕著な歪れが生じることで、作動開始圧力が低下することが考えられる。	(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 SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。
					②	否 SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。
					③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため、SRV作動に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SRVの安全弁機能の作動圧力が低下した要因として考えられるPCV雰囲気温度上昇に対しては、格納容器代替スプレイ系によりPCV雰囲気温度低下が可能な設計としている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④	その他の見解等はない。
【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。 ■ 1F事故に対する実証試験など、特にBWR電力で取り組むべきところは多々ある と考えている。例えば、資材の提供も含めて色々考えられることはある。BWR電力として、できる協力はしっかりしていく。 ○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 。 ■ 安全性向上に寄与する部分については、電力会社としても積極的に協力することは使命だ と考えている。 あまりにも学問的になり過ぎると難しい面も出てくるが 、既設炉または既設BWRの安全性向上に寄与する部分には積極的に関与したい。	(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時に想定される環境下での機器の挙動については、評価を行い、健全性を確認しているが、 想定を超える環境下での機器の挙動については、1F事故調査で得られた知見に基づき、事業者及びメーカーにて対策への反映を検討すべきと考える。	(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時の機器の挙動に関する知見を集積する必要があることについて、異なる見解は無い。
	(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。	機器の設計においては、使用条件を想定した上で設計余裕を確保し、その余裕を把握することを基本としている。 SRVの作動回数に関して、逃がし安全弁素ガス供給系の窒素ガスポンプは、以下の①及び②を考慮した必要個数15個に加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして5個以上確保することとし、余裕を見て合計30個を確保する設計としている。 ① 事故発生からRCICポンプが運転している間(8時間)の逃がし弁機能を動作させるために必要なポンプ個数 ② SRVを7日間開保持するために必要なポンプ個数			②	要 SA時に機能を期待している機器のSA環境下における健全性については確認しているが、SA時の機器の挙動に関する知見について今後も調査が必要である。調査については、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因等について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
					③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時に機能を期待している機器については、 SA環境下における健全性を確保する設計 としている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④	その他の見解等はない。
減圧機能 【SA環境下の試験等】 ○ 知見の集積に関連して、具体的な試験、電力でできない試験等を提案し、それに応じ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 。 ■事業者として1Fと同じ1号機を有しており、 比較的、格納容器の中もクリーンな状態 であり、 ご協力できることはある と思うので検討したい。			(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 原子炉圧力計の基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が小さくなること等が確認されているため、SA条件下での計測機器の信頼性の検証が必要であることについて、 異なる見解は無い 。
					②	否 SA条件下での計測機器の信頼性については、島根原子力発電所ではSA計器に対してSA条件を考慮した耐環境試験等を実施することとしているため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
					③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため、SA計器の使用に至る事象は考えられないため対策不要。なお、燃料プールの冷却の把握として、事故時環境(温湿度)を考慮した熱電対式の水位・温度計を設置している。 【島根2号機】 【AM対策計器】 AM対策として設置していたD/W、S/C圧力計等は、設計基準事故時の環境条件を考慮した設計としていたが、計測レンジについてはシビアアクシデント時のパラメータ変動範囲を考慮した設計としていた。 【SA計器】 SA条件下での計測機器の信頼性を確保するため、SA計器に対して以下を実施することとしている。 ・耐環境試験を実施し、各機器の設置場所におけるSA時の環境条件(温度、圧力、湿度及び放射線)に対する耐環境性を有する設計とする。 ・非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合においても、代替電源設備により給電できる設計とする。 ・代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、一部の計測機器について、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。 ・計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段によりパラメータの推定ができる設計とする。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④	その他の見解等はない。
【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 原子炉圧力計の基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が小さくなること等が確認されているため、SA条件下での計測機器の信頼性の検証が必要であることについて、 異なる見解は無い 。
					②	否 SA条件下での計測機器の信頼性については、島根原子力発電所ではSA計器に対してSA条件を考慮した耐環境試験等を実施することとしているため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
					③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため、SA計器の使用に至る事象は考えられないため対策不要。なお、燃料プールの冷却の把握として、事故時環境(温湿度)を考慮した熱電対式の水位・温度計を設置している。 【島根2号機】 【AM対策計器】 AM対策として設置していたD/W、S/C圧力計等は、設計基準事故時の環境条件を考慮した設計としていたが、計測レンジについてはシビアアクシデント時のパラメータ変動範囲を考慮した設計としていた。 【SA計器】 SA条件下での計測機器の信頼性を確保するため、SA計器に対して以下を実施することとしている。 ・耐環境試験を実施し、各機器の設置場所におけるSA時の環境条件(温度、圧力、湿度及び放射線)に対する耐環境性を有する設計とする。 ・非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合においても、代替電源設備により給電できる設計とする。 ・代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、一部の計測機器について、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。 ・計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段によりパラメータの推定ができる設計とする。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④	その他の見解等はない。

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	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	回答内容、理由
【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし			(8)-1		① 無 意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。
				② 否 意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる調査は不要である。	
				③ RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。	
				④ その他の見解等はない。	
【ADSの作動に関する設計条件】 特に議論なし			(8)-2		① 無 S/C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に伴い、意図せずADSが作動したと考えられるため、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認が必要であることについて、異なる見解は無い。
				② 否 SA時のADSの作動に関する設計条件等については、島根原子力発電所では低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知するような設計ではないため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)	
				③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ADS作動に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 低圧EGCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力ではなく、ポンプモータの遮断器閉信号をADS作動論理に取り込む設計としているため、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象が生じることはない。 【島根3号機】(建設中) 先行ABWRと同様の設計とし、RCICを除くEGCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力をADS作動論理に取り込んでいる。ポンプ運転信号として検出する圧力の設定値は、PCV圧力2Pdから更に余裕を持った設定値としており、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象は生じないと考えているが、同事象を踏まえ、設計見直しの必要性について今後検討を行う。	
				④ その他の見解等はない。	
【水素によるPCV加圧】 特に議論なし			(8)-3		① 無 水素のふるまいの影響を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。
				② 否 水素のふるまいの影響については、有効性評価において評価しているため、異なる調査は不要である。	
				③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、PCVの水素による加圧等に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 水素による加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの加圧に対して有意な影響がないことを確認している。 【島根3号機】(建設中) 新規基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。	
				④ その他の見解等はない。	