

電源開発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(電源開発株式会社)】

	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9月6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><b>【水素濃度】</b> 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>				無	<p>1F事故中間取りまとめに記載の1F-3号機及び1F-4号機原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、原子炉建屋破損の主要因は、水素の爆燃現象によって生じた圧力による可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。</p>
	<p><b>【水素滞留】</b> 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、上層階に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が、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かと考えるか。</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>(5) - 1 関係 (ア)オベ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)1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウエル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。</p>	<p>(ア)オベレーションフロア(以下「オベフロ」という。)以外のフロアの水素滞留対策として、以下を実施している。 ・PCVから原子炉建屋への漏えいを抑制するため、ハッチ等のシール材を改良EPDM(エチレンプロピレンジエンゴム)製シール材等としている。 ・ハッチ等が設置されている区画から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。</p> <p>(イ) 水素の滞留が発生しないように、ハッチ等が設置されている区画から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。その上でハッチ等が設置される区画に対しては、水素濃度計により水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇する場合には、水素の可燃限界に対して余裕を持った水素濃度でベントを実施しPCV圧力を低下させることで、PCVからの水素漏えいを抑制する手順を整備することとしている。</p> <p>(ウ) 当初設計段階から原子炉ウエル排気ラインは設置されていない。</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。	<p>・原子炉建屋での水素燃焼を防止する観点では、原子炉建屋内への水素漏えいを防止することが重要と考え、PCVシール材を改良EPDM製シール材等とし、新たに原子炉ウエル注水機能を設け、主要な漏えいパスになり得るPCVトップヘッドフランジを冷却する設計としている。</p> <p>・また、PCVから原子炉建屋内へ水素漏えいが発生した場合に備え、オベレーションフロア(以下「オベフロ」という。)に新たに設置する静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)により、オベフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。</p> <p>・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オベフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オベフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、フローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。</p> <p>・オベフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。</p> <p>・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。</p> <p>・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オベフロ及びオベフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。</p> <p>・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</p>
<p><b>【可燃性ガス】</b> 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>ドライウエ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) - 2 関係 (ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する知見も含めて収集可能か。また、収集した知見等を原子力規制庁へ提供することは可能か。</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)に関する知見を含め、知見収集について検討することとしている。 収集した知見の提供は可能と考えているが、詳細は知見収集後に調整させていただく。</p> <p>(イ) 溶融炉心からの熱影響等により、ケーブル被覆等から炭化水素ガスが発生する可能性があると考えられるが、現時点では詳細な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。	<p>1F事故を踏まえて、当社では、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集することとしている。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。</p>	
					無	<p>1F事故中間取りまとめに記載の水素爆発の発生前後の原子炉建屋の映像図等を踏まえると、1F-3号機の火災や爆煙については、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。</p>
					要	<p>・SA時においてPCV内で発生する可燃性ガスは水素が支配的になるため、PCV内ガスの原子炉建屋への漏えい防止対策(詳細は(5) - 1 を参照)を確実に実施・維持していくことが重要と考える。</p> <p>・その上で、水素以外の可燃性ガスの発生メカニズム、発生量、種類、燃焼への影響等、今後、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策について検討を実施する。</p> <p>・事故分析検討会における調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</p>
					-	以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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
<b>[バント回数]</b> 特に議論なし	(9)-1 関係 (ア)成功した2回以外のバント操作ではバ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回以外にバント成功と判断できるバント操作はあるか。	(ア) 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回進捗報告に記載されているとおり、仮設コンプレッサの使用によるバント弁駆動用空気圧の不足、バント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等によって、バ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) 1F事故中間取りまとめに記載されているとおり、バント操作実施時のPCV圧力の減圧速度の違いやD/W圧力とサブレッションチェンバ圧力の関係から、1F-3号機のバントの成功は2回のみと考えられる。	(9)-1	3号機のバント成功回数は2回である。	無	1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機のPCV圧力の変化を踏まえると、バント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
					否	当社では、意図したタイミングで確実にバントを実施できるよう、設計・運用の対応を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・新たに設置するFCVCSは、意図したタイミングで確実にバントを実施できるよう、以下の設計・運用の対応を実施している。 ・排気経路に設置している電動駆動の隔離弁は、中央制御室からの遠隔操作に加えて、現場での手動操作が可能な設計としている。 ・現場での手動操作は、SA時の環境条件を考慮して、操作の成立性を確認している。 ・また、排気経路にはPCV隔離機能の維持を目的としたRDは設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置するRDは、RD前後の差圧が kPaで破裂する設計としている。 ・設置するRDは、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。
						～ 以外に追加の見解や意見はない。
<b>[BWRにおける建屋の水素爆発]</b> BWR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号機に取り付けて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。 どれくらい水素が、もしかしら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さい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、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の頃くらいから、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なく、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ばいいというわけではなくて、どのように使うかというマネジメントをあらかじめ考えておくという準備がされてきていた。今回の事故を受けて、さらにアクシデントマネジメントが発展し、シビアアクシデントマネジメントのようなものが用意をされてきているのではないかと思うが、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、それを共有していただきたい。 炉心損傷を回避するまでの対策はそこまでのパスがいる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、どういふう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、ただど備えなくてはならない、それを怠ったのが当時の事故であったらと思う。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。 <b>[建屋内の空気の流れ]</b> 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、どれく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のか。 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ないか。	(9)-2 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。 原子炉建屋内に水素が滞留した要因として以下が考えられる。 ・1F-3号機の水素を含むバントガスが1F-4号機のSGTSを介して流入したこと。 ・原子炉建屋内の水素濃度を監視する手段及び原子炉建屋から水素を排出する手段がなかったこと。	(9)-2	3号機のバント時に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。	無	1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機及び1F-4号機のSGTSの設計及び1F事故時に1F-4号機が定期検査中であったことを踏まえると、1F-3号機のバントにより1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に爆発に至ったと考えることから、異なる見解はない。	
					否	1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に水素爆発に至った経緯は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、原子炉建屋にバントガスが逆流しない設計とし、原子炉建屋の水素濃度監視が可能な設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・新たに設置するFCVCSの排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのバントガスの逆流が生じない設計としている。 ・PCVから原子炉建屋への水素の漏れに対しては、オベフロに新たに設置するPARにより、オベフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。 ・PARの処理能力を超える水素漏れが発生した場合に備え、オベフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オベフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはバントを実施しPCVからの水素漏れを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、フローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに、放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。 ・オベフロより下階からの水素漏れに対しては、漏れいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から、水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。 ・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合には、バントを実施しPCVからの水素漏れを抑制することとしている。 ・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏れを考慮した場合でも、オベフロ及びオベフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。
						～ 以外に追加の見解や意見はない。

水素防護

	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9月6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><b>【水素の検知と処理】</b> 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><b>【ブローアウトパネル】</b> 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きている。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いえるが、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。</p> <p><b>【着火源】</b> 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。</p>					無	SA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
				(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。		原子炉建屋の水素爆発は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威である。したがって、作業員の安全確保のため、原子炉建屋内に新たに設置する水素濃度計により水素濃度を監視し、水素濃度が可燃限界に至る可能性がある場合等を含めて作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、SA対策や復旧作業を一時中断し、退避する運用を検討し、手順に反映していく方針である。
			(9) - 3 関係 (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)。			~	以外に追加の見解や意見はない。
ベント機能	<p><b>【ラプチャーディスクの設計圧力】</b> 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。	無	福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)-2号機のベントラインの構成が完了した時点で炉心が健全であったとは考え難いにもかかわらず、1F-2号機のラプチャーディスク(以下「RD」という。)近傍の線量率(約0.05mSv/h)が、2回原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)に成功した1F-3号機のRD近傍の線量率(最大約55mSv/h)を3~4桁下回っていることから、1F-2号機のRDが破裂せず、ベントは成功しなかったと考えるため、異なる見解はない。
					否	RDの現物の状態確認は実施されていないものの、1F-2号機においてRDが破裂せずにベントが成功しなかったことは、1F-2号機と1F-3号機のRD近傍の線量率の比較により明らかになっているものと考えられる。これを踏まえ、当社では、RDの設計破砕圧力を kPaとする対応を実施している。したがって、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(以下「事故分析検討会」という。)に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
						~	以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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><b>【二次格納容器】</b> 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。</p> <p>使用済燃料の方は理解出来るが、原子炉本体に関して、炉心に対して二次格納容器が一体どういう役割を期待されているのか、あるいは期待していないのか、何らかの閉じ込めを期待しているのだったら、なぜあいう設計なのか、漏えいがあった際のDFを期待していたのなら、なぜあいう設計なのか、一体何を炉心に対して期待して設計されたのかが分からない、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。</p> <p>歴史的な流れからすると今のようなSAの状態というか、これを考慮して格納容器の設定がなされたのではない、ある程度、耐圧なり、温度なりに条件を与えて、相応に頑強なものだということで、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。</p> <p>炉心に対しては、PWRのアニュラスとのイメージが一番近いかという感じ。特に、BWRは格納容器の容積が小さいため、熱容量という点ではサプレッション・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、アニュラスみたいなものに替えて比較的大きな空間を、さらに燃料プールもあるからという設計思想と理解。そうだとするとやはり二次格納容器と呼ぶのはどうかという感じとなる。</p> <p>BWR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が必要なもので近くに置きたいものをその周りに置くために建屋として置かれたとも考えられる。設備のレイアウトみたいな観点も当然あったと考えられる。</p> <p>二次格納の目的というのはやっぱり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。</p> <p>SGTSが止まってしまうと、機能として二次格納自身の本当の能力というのはなかなか発揮できないということにもつながる。</p> <p>二次格納容器、言葉がそういうふう書いてありますが、一定のところまではそういう格納容器的な機能を期待しているんだけど、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ふ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時から、あるいは運用のことから、実際の機能はどうなっているかということも含めて整理をしないといけない。</p> <p>二次格納容器の役割については、事故時に放射性物質の放出を抑制するという機能を設けることという規制要求はどの国にもあると思うが、この圧力抑制型の一次格納容器と原子炉建屋という組合せで格納容器の機能を果たすとしたのは、BWRの設計の選択であったのではないか。</p> <p>BWRでは原子炉建屋が大きくて、中にいろいろな補機が置いてあり、アクシデントマネジメントを考えると、例えば故障した機器の復旧に行くとか、あるいはモバイルの機器を接続に行くとか、いろいろなマネジメントが考えられるが、その対象となる補機がこの建屋の中にあるというのが今の状況かと思うが、そこについてはいかがか。</p>					無	事象進展に応じたPCV破損防止対策の目的や役割の検討は必要と考えるため、異なる見解はない。	
						否	1F事故を踏まえ、当社では、PCV破損防止対策について、目的や役割を整理し、設計及び運用の検討を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		(ア) 原子炉格納容器(以下「PCV」という。)は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため設置するものである。 このため、PCV破損防止対策の検討に当たっては、大間の確率的リスク評価(以下「PRA」という。)結果等を基に事象進展に応じて生じる可能性のあるPCV破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(PCV過圧・過温破損)、高圧溶融物放出/PCV雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用の破損モードを抽出し、これらによるPCV破損の発生を防止するための対策を整備することとしている。 2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答では、雰囲気圧力・温度による静的負荷(PCV過圧・過温破損)を例に対策を記載したものである。	(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。				放射性物質の閉じ込め機能を有するPCVの破損を防止するために、PCV内の気体を管理した状態で排出する対策として、FCVS及び耐圧強化ベント系を整備することとしている。 ・FCVSは、炉心損傷発生の有無に依らずに使用する対策、耐圧強化ベント系は炉心損傷の発生前に限定して使用する対策として整理している。 ・上記の整理にあたっては、炉心損傷発生の有無によってPCVから排出される気体の組成が異なり、炉心損傷が発生した場合、放出される気体には水素が含まれるため、排出経路への滞留に対する考慮が十分かどうかの観点に着目している。 ・FCVSは、排出経路に水素が滞留しないよう、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配とする設計としている。一方、「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。)設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系は、水素に対しては設計上の考慮が十分でなかったことから、水素が排出経路に滞留する可能性がある。このため、耐圧強化ベント系は炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。 また、FCVS及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置するRDの設計破裂圧力をkPaに設定し、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている。
		(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か。	(イ) 重大事故等(以下「SA」という。)時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水・ジルコニウム反応により発生する水素、PCV内の亜鉛やアルミニウムの酸化により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスの影響を考慮することとしている。 (ウ) PCV破損防止対策は、PCVの閉じ込め機能を維持し、放射性物質の環境への放出を抑制することを目的に実施するものと考えている。 なお、(ア)に示す各PCV破損モードによるPCV破損の発生を防止するための対策を講じており、このうち、過圧によるPCV破損を防止する対策であるPCVベント(以下「ベント」という。)については、PCV内の気体を環境へ排出することとなるため、フィルタ装置を設置して、可能な限り放射性物質を除去する対策を実施した上で、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計とするともに、運用手順を定めることとしている。				～ 以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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) - 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が破裂したことベントに成功している。	無	1F-3号機のウェットウェル(以下「W/W」という。)ベントライン構成が完了した時点でドライウェル(以下「D/W」という。)及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機の自動減圧系(以下「ADS」という。)作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えられるため、異なる見解はない。	
					否	1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を kPaとすること、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
							FCVS及び耐圧強化ベント系の排気経路に設置しているRDの設計破裂圧力を kPaとし、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている(詳細は(1) - 1を参照)。 ・重大事故等(以下「SA」という。)時において、意図しないADSの作動が発生しないことを確認している。また、意図しないADSの作動が発生しないことを確実にするための運転操作手順を整備することとしている(詳細は(8) - 1を参照)。
						-	以外に追加の見解や意見はない。
[AM対策] 特に議論なし		<p>アクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の検討においては、内部事象PRAを実施し、設計基準事故(以下「DB」という。)のみならず、機器の多重故障等も考慮して炉心損傷及びPCV破損に至る様々な事故シナリオ及びPCV破損モードを抽出した。この抽出結果及び国内外のAM対策の整備状況とその有効性を参考しつつ、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の観点から、安全性を一層向上させる対策の検討を実施していた。</p> <p>なお、<b>検討では、内部事象のみを対象とし、外部事象の影響は考慮していなかった。</b></p> <p>(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。</p> <p>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>				<p>AM対策は、基本的には、設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待する機能を最大限活用する方針として、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」ごとに対策を実施することとしている。なお、設計、施工及び運用の考え方は、以下のとおりである(詳細は、2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(2)-2 参照)。</p> <p>・設計 ・施工 ・製作・据付段階において、設計の妥当性確認を行うプロセスを定めていた ・運用 中央制御室からの操作を基本とし、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時に備えて現場弁手動操作手順の整備を検討していた</p> <p>検討の結果、以下のAM対策を講じることとしていた。 ・原子炉停止機能:原子炉再循環ポンプトリップ(以下「ATWS-RPT」という。)、代替制御棒挿入(以下「ARI」という。) ・原子炉及びPCVへの注水機能:代替注水設備(復水補給水ポンプ、消火ポンプ) ・PCVからの除熱機能:代替除熱手段(DWC(ドライウェル冷却系)、CUW(原子炉冷却材浄化系))、残留熱除去系(以下「RHR」という。)の故障機器の復旧、耐圧強化ベント ・安全機能のサポート機能(電源供給):非常用ディーゼル発電機(以下「EDG」という。)手動起動、EDGの故障機器の復旧、直流電源の点検頻度、代替交流電源設備</p> <p>大間原子力発電所は単機立地であり、外部電源喪失時の隣接号機からの電源融通に期待できないことから、EDGの信頼性向上を目的に直流電源の点検頻度の見直しを決定するとともに、代替交流電源の設置を検討していた。</p> <p>上記のとおり4つの機能ごとに講じることとしていたAM対策の整備前後について内部事象PRAを実施し、炉心損傷頻度及びPCV破損頻度が改善されることを確認していた。</p>	
	ベント機能						
[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損リスクの拡大を招いている。	無	1F-1号機及び1F-3号機の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)フィルタレインの線量調査の結果を踏まえると、ベントに伴いSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流が発生したことにより、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たものと考えられるため、異なる見解はない。ただし、1F-3号機にてSGTS出口弁がFail-Openの空気作動弁であり現場においても「開」の状態であることが確認されていること並びに1F-3号機及び1F-1号機のSGTSの構造を踏まえると、SGTS出口弁を閉として耐圧強化ベント系とSGTSとの確実な系統隔離がなされていれば、自号機へのベントガスの逆流は生じなかったと考える。	
					否	1F-1号機及び1F-3号機においてSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガスの逆流が発生したこと及び逆流に至った過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、確実に系統隔離が行われる設計又は手順とする。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
		<p>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。)配管の関係と同様の関係にあったAM対策は以下のとおりである。 ○代替注水手段 ・RHR配管と補給水系配管 ・補給水系配管と消火系配管 上記系統の接続箇所には通常時間の電動駆動弁(以下「MO弁」という。)を設置しており、使用時のみ運転員が開操作をするため、相互の系統に影響を及ぼすことはない。 ○代替反応度制御 ・ATWS-RPTと安全保護系 ・ARIと安全保護系 上記について原子炉水位検出器(広帯域)は安全保護系と共用するが、電気的分離を図っていることから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。</p>					
				-	以外に追加の見解や意見はない。		

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9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)		
	事項	回答内容	番号	事項	回答項目 回答内容、理由
【AM対策の設計、施工および運用の考え方】 特に議論なし	(2)-2 関係 (ア)具体的にどのような協力が可能か。 (イ)自社で調査・検討を実施しないのはなぜか。	(ア)AM対策の設計、施工及び運用の考え方について、より詳細な情報が必要な場合には提供可能である。 (イ)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)事故中間取りまとめに対する意見聴取への回答等を通して、各社の設計、施工及び運用の考え方の把握が出来ており、当社の考え方と大きな違いはないことを確認した。	(2)-2	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策設備(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		AM対策の設計については、ABWR初号炉の設計を基本としつつ、以下の方針で実施している。 ・自主保安の位置づけとし、常用系と同等の設計グレードとする。 ・設置によって既存設備の安全機能を阻害しない設計とする。 さらに、耐圧強化ベント系の設計については、以下のとおり実施している。 ・手順として整備を計画していた不活性ガス系及びSGTSを用いたPCVからの除熱手段に対して、耐圧性を強化しPCV過圧破損防止としての減圧操作の適用範囲を広げるため、低耐圧のSGTSのフィルタをバイパスする配管を新設する。 ・系統の隔離については、SGTS入口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ入口側及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との隔離弁は、空気作動弁(以下「AO弁」という。)(通常時閉、Fail-Close)とし、SBO時には全閉とする設計とする。 ・また、SGTS出口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ出口側との隔離弁は、MO弁(通常時閉、Fail-as-is)とし、SBO時には現場手動操作により閉操作が可能な設計とする。なお、耐圧強化ベント系の使用前に当該弁の全閉を確認する手順を整備する。  関連資料:工事計画認可申請書 第4回申請 参考資料1「アクシデントマネジメント対策の整備に係る工事が安全機能へ影響を及ぼさないことを説明する書類」		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。	要 当社では、AM対策設備の設計、施工及び運用の考え方についてに示すように整理した上で、新たに設置する重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の設計、施工及び運用の考え方を整理している。一方で、1FにおけるAM対策設備整備時の設計、施工及び運用の考え方は明らかとなっていないと考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
				AM対策設備及びSA設備の設計、施工及び運用の考え方は以下に示すとおり整理している。 AM対策設備の設計については、既存設備を最大限活用することとし、常用系と同等の設計グレード(AM対策設備が上位の設計グレードの機器の一部を構成する場合は、隔離弁等によって機能的分離がなされるまでの部分は、上位設計グレードと同一とする)とすることで、AM対策設備の設置により既存設備の安全機能を阻害しないことを基本方針としていた。一方、1F事故を踏まえて、新たに設置するSA設備は、DB設備と可能な限り独立性を確保し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを基本方針としていた。 AM対策設備の施工については、QMSを導入し、1F事故以前から製作・据付段階において、設計の妥当性確認(合否判定基準に従って機器、系統及び構造物が要求事項を満たしていることを確認)を行うプロセスを定めており、AM対策設備に対する要求事項が現場に反映されていることを確認する仕組みを確立していた。この仕組みはSA設備に対しても変えていない。 AM対策設備の運用については、操作は中央制御室からの遠隔手動操作を基本とし、SBO時に備えて、現場弁操作手順の整備を検討していたが、炉心損傷が発生するような環境を考慮した操作の成立性確認までは計画していなかった。一方、1F事故を踏まえて、SA時に現場操作が必要となる場合には、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認する。 1F事故を踏まえた考え方を適用した一例として、例えば新たに設置するFCVCSは、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計としている。また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作又は現場操作にて実施する手順とし、現場操作については、操作場所の作業環境確保について設計上配慮するとともに、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認している。 事故分析検討会における更なる調査・分析にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。	~ 以外に追加の見解や意見はない。
【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。鳥根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 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。	耐圧強化ベント系によるベントガスの排出経路について、SGTS排気管に接続して排出する設計はBWR各社共通の方針であったと考える。 耐圧強化ベント系をSGTS排気管に接続して以降の排気経路については、SGTSの設計に依存し、当社では設計当初よりSGTSの排気管は、主排気筒内側に独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設することとしている。	(3)-1	無	1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒底部内側の状況図等を踏まえると、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、施工及び運用であったと考えるため、異なる見解はない。
				否	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、施工及び運用であったことは、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図等から明らかになっているものと考ええる。当社では、SGTS排気管の一部として主排気筒を使用しない設計となっていることを確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
				~ 以外に追加の見解や意見はない。	
【排気筒の構造】 特に議論なし	(3)-2 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。	1Fのベントガスの挙動の特徴は以下のとおりと考えている。 ・1F-1号機では、ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計であったため、ベントガスがSGTS排気管から排気筒内に排出された際に、ベントガスの流速が低下しエアロゾル等の放射性物質の滞留が生じ、最終的に排気筒底部に沈着した。 ・SBOが継続したことで、ベントガスの排気経路の隔離を行うことが出来ず、SGTSを逆流したベントガスが、自号機の原子炉建屋へ逆流した。また、SGTS排気管の一部を号機間で共用する設計であったため、ベントガスが、他号機の原子炉建屋へ流入した。	(3)-2	無	1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機のSGTSの設計、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の上部及び底部の線量率の違い等を踏まえると、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によって排気筒下部に高い汚染が生じたものと考えられるため、異なる見解はない。
				否	排気筒下部の高い汚染が生じた理由は、明らかになっているものと考ええる。当社では、ベントガスが主排気筒内に滞留しない設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
				耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設する設計としている。 したがって、耐圧強化ベント系使用時に、ベントガスが主排気筒内に滞留することはない。  ~ 以外に追加の見解や意見はない。	

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9月6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	
[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。	無	AM対策設備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かの確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F事故を踏まえ、当社では、耐圧強化ベント系の排気管の構造やベントガスの挙動、組成等について確認を実施し、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						<p>・耐圧強化ベント系の排気経路の構造は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を經由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設し、主排気筒内でのベントガスの滞留が発生しない設計としている。</p> <p>・AM対策設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系のベントガスの挙動、組成等の考慮は、炉心損傷後の使用について、ベントガスに含まれる核分裂生成物(以下「FP」という。)はサブプレッションプールのスクラビングによる除去効果が得られるW/Wベントラインを使用することとしていた。また、<u>炉心損傷に伴う水-シリコニウム反応による水素の発生はPCVの圧力上昇要因としては想定していたものの、ベントガスに含まれる水素の滞留、燃焼の可能性については設計上の考慮が不足していた。</u></p> <p>・上記を踏まえ、耐圧強化ベント系は、炉心損傷に伴い発生する水素の考慮が不要となる。「PCVの過圧破損防止(炉心損傷前)」の役割のみを持たせることとし、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。</p>
					～ 以外に追加の見解や意見はない。	
[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。	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の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F事故を踏まえ、当社では、排気経路におけるベントガスの挙動について確認を行い、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		<p>第一原子炉格納容器フィルタベント系(以下「FCVS」という。)の排気経路は、以下のとおり、<u>水素を含むベントガスが滞留しない設計としている。</u></p> <p>・FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。</p> <p>・排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>・ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。また、排気経路に水素が滞留しないように、FCVSフィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。</p> <p>なお、耐圧強化ベント系については、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更することとしている。</p>				<p>・炉心損傷後のベントガスには水-シリコニウム反応等により発生する水素及びFPが含まれるため、新たに設置するFCVSの排気経路に対しては以下の考慮をしている。</p> <p>・排気経路に水素が滞留しないように、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。また、ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。</p> <p>・排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>・FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。また、FCVS排気管内面へのFP付着を考慮して、ベント実施後に機能を期待している機器の健全性並びに必要な現場での復旧作業の成立性を確認することとしている。</p> <p>・また、耐圧強化ベント系は、炉心損傷後のベントガス中に含まれる水素に対する設計上の考慮が十分でないため、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している(詳細は(3) - 3 を参照)。</p>
					～ 以外に追加の見解や意見はない。	
[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經由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性がある。	無	真空破壊弁が故障する可能性は否定できず、故障が生じた場合、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經由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性があると考え、異なる見解はない。
					要	現時点で想定される故障に対しては、に記載のとおり対策しているものの、真空破壊弁の故障の可能性は否定できない。そのため、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
						<p>・真空破壊弁は通常時閉状態であり、D/W圧力がW/W圧力を下回った場合に開状態となり、D/WとW/W間の差圧を解消し、PCVの健全性を維持するものである。</p> <p>・真空破壊弁は、単なる動作機構であることに加え、計画的な保全を行うこととしており、信頼性の高い設備であることから、故障する可能性は小さいと考えている。しかし、SA時の環境下において長期間閉閉を繰り返すことにより、何等かの原因によってD/Wから直接W/Wへ気体が移動する経路が生じる可能性は否定できない。</p> <p>・上記可能性の一つとして、SA時の環境下での長期間使用によるシール材の劣化等に伴うリークが考えられることから、真空破壊弁のガスケット等は改良EPDM製シール材に変更している。</p> <p>・炉心損傷後はFCVSを用いてベントを実施することとしており、真空破壊弁の故障によりサブプレッションプールのスクラビングを經由しない場合でも、フィルタ装置によりFPを除去可能な設計としている。</p> <p>・更に、ベント時にサブプレッションプールにおけるスクラビングを經由しない放出経路が生じた場合の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合のCs-137の放出量評価を実施しており、この結果から影響は大きくないことを確認している。</p>
					～ 以外に追加の見解や意見はない。	

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9月6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。	無	真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことを踏まえ、D/W内の気体がサブプレッションプールを通らずにPCV外に放出される経路の追加要否に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		(4) - 2 関係 (ア) 具体的などのような調査・検討が必要と考えるか。	真空破壊弁の故障に伴う事故シーケンスが安全性に与える影響を把握するため、真空破壊弁のPRAモデルへの取り入れを検討することとしている。今後、プラント挙動への影響の解析による確認や真空破壊弁の故障率に関するデータ収集等について検討する。			要	真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことから、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		(4) - 2 関係 (ア) 真空破壊弁の故障により、ドライウエ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。	真空破壊弁の故障により、ドライウエル(以下「D/W」という。)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、以下の影響が考えられる。 【PCV圧力への影響】 ・原子炉冷却材が直接D/Wへ放出される原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)事象では、サブプレッションプールによる圧力抑制機能に期待できないため、PCV圧力上昇が激しくなる。この場合でも、PCVスプレイを実施することによりPCV圧力上昇を抑制することが可能であると考えられる。 ・LOCA以外の事象では主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)から放出された蒸気はサブプレッションプールに直接排出されるため、真空破壊弁故障の影響は小さいと考えられる。 【Cs-137放出量への影響】 ・真空破壊弁の故障が生じた場合、W/W(ウェットウエル)ベントラインからのベント時にはスクラビングに期待できないため、放射性物質の放出量が大きくなることが考えられる。ただし、FCVSにより放射性物質を除去する対策を講じていることから影響は小さいと考えられる。 なお、スクラビングを経由しない場合の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合の放出量評価により確認している。				～ 以外に追加の見解や意見はない。
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。	無	1F事故中間取りまとめを踏まえ、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は主に窒素圧力の不足がその原因とされているが、SRVの逃がし弁機能の開信号解除圧を一旦下回った後も、不安定な動作が継続した原因は明確ではないと考えるため、異なる見解はない。
		(6) - 1 関係 (ア) 自社または他の電力会社と協力を検討を実施する場合、どのような検討が必要と考えるか。また、どのような検討が実施可能か。  (イ) 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  (ウ) 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) 当社等にて検討を行う場合においても、事故分析検討会の検討アプローチと同様になるものと考えられる。ただし、 <b>大間原子力発電所の設計(SRV本体、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。))を含めた冷却システム等</b> と1Fの設計は異なっており、直接的に検討することは困難であるため、引き続き事故分析検討会において検討を継続いただくことが望ましいと考えている。 なお、後述の(イ)のとおり協力は可能である。  (イ) .のSRVに関する設計情報及び .のSRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有は可能である。なお、共有する範囲にメーカーノウハウが含まれる場合にはメーカー協議が必要となる可能性がある。  .の実証実験への協力は可能である。なお、実証実験に対する具体的な協力内容については調整が必要と考える。  (ウ) 当面は(イ)の内容以外には考えられないが、新たに必要な知見が得られた場合には協力させていただく。			要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしており、また、SRVによる減圧機能についてSBO条件下での信頼性向上の対策を実施している。一方で、1Fで発生したSRVの逃がし弁機能の不安定動作について、1Fの設計と1F事故時の使用環境の関係等詳細が明確ではないと考えるため、事故分析検討会において、更なる調査・検討が必要と考える。
							～ 以外に追加の見解や意見はない。



	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9月6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	【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 関係 (ア)SRV以外の機器で不安定動作が生じる可能性のある機器として、どのような機器が確認されたか。	SRV以外に、SA時に機能を期待するPCV内の動的機器として主蒸気隔離弁、その他隔離弁(AO弁、MO弁)があるが、 <b>SBO条件下における窒素圧の低下による不安定動作が生じることはない</b> 。	(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。	無 SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器における不安定動作の可能性の把握は必要と考えるため、異なる見解はない。
		(イ)「影響を受ける機器は無い」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「影響を受ける機器は無い」と「不安定動作が生じる可能性のある機器は無い」は同じと考えているのか)。	(ア)窒素供給が停止した場合には、1Fと同様の不安定動作が生じる可能性があると考えられる。そのため、SBOにより、不活性ガス系からの窒素供給が停止した場合には、高圧窒素ガス供給系からアキュムレータへ窒素供給を行う設計とし、また、予備の窒素ガスポンを配備することとしている。さらに、代替高圧窒素ガス供給系により、SRVのアクチュエータに直接窒素供給を行う設計としている。 (イ)2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(6)-2 に記載の「影響を受ける機器は無い」は、「不安定動作が生じる可能性はない」と同じ趣旨で使用している。			否 1F事故を踏まえて、当社では、SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器の不安定動作の可能性について網羅的に確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						~ 以外に追加の見解や意見はない。
減圧機能	【SRV安全弁機能】 特に議論なし	(7)-1 関係 (ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であると考えられるか。	DB条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、 <b>1F事故時の環境条件が、計測機器の健全性確認が行われている範囲を超えたことが考えられる</b> 。したがって、まずは1F事故時の環境条件を調査し、計測機器の健全性確認範囲との関係の評価を行うことが望ましいと考えられる。	(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。	無 1F事故中間取りまとめのとおり、PCV内の雰囲気温度上昇によるSRVのパネの横弾性係数低下によってSRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下した他、計測機器においても設計基準事故条件下で想定している挙動とは異なる挙動を示したと考えるため、異なる見解はない。
						要 1F-3号機においてSRVの安全弁機能の作動開始圧力低下の原因は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						~ 以外に追加の見解や意見はない。
減圧機能	【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%になればどれだけ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ことにはならないのか。  知識のフロンティアを進めていくこと、福島以前を超えた今の新しい原子力の安全の考え方の中で、継続的改善と、全体としての安全性向上という中で、積極的に事業者が役割を果たすという動きが大切ではないか。  実際に起こったことを理解することができるツールであるのかということを検証していくという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こと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がある以上、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)-2 関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)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。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合の、機器の実力値を把握することは望ましいと考える。ただし、 <b>SA時には、健全性確認範囲を認識し、当該範囲を超えた場合には機器が機能喪失する可能性を想定して、対策の検討を行うことが重要である</b> 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。	無 SA時の機器の挙動に関する知見の集積は必要と考えるため、異なる見解はない。
		(7)-2 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SA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合の、機器の実力値を把握することは望ましいと考える。ただし、 <b>SA時には、健全性確認範囲を認識し、当該範囲を超えた場合には機器が機能喪失する可能性を想定して、対策の検討を行うことが重要である</b> と考える。			要 1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						~ 以外に追加の見解や意見はない。
	【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・高圧下での漏れ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。					~ 以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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。	無	SA時の条件における計測機器の信頼性の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・SA時にパラメータを計測する機器は、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。 ・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。
					～	以外に追加の見解や意見はない。
[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。	無	1F-3号機のW/Wベントライン構成が完了した時点でD/W及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機のADS作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えるため、異なる見解はない。
					否	1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破壊圧力を kPaとすると、意図しないADSの作動が発生しないことこの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・ADSは、「残留熱除去系(以下「RHR」という。)ポンプ出口圧力確立」又は「高圧炉心注水系(以下「HPCF」という。)ポンプ出口圧力確立」がADS作動条件の一つとなっている。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値は MPaであり、SA時に想定される圧力約0.77MPaより高い値となっている。「HPCFポンプ出口圧力確立」の設定値は MPaであり、「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値よりも高い設定となっている。したがって、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「RHRポンプ出口圧力確立」が作動条件の一つとなっている。設定値はADSと同じであり、ADS同様、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。 ・SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生しないことは確認しているが、意図しない作動を確実に防止するための運転操作手順を整備することとしている。
					～	以外に追加の見解や意見はない。
[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。	無	SA時のADS作動に関する設計条件の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F-3号機のADS作動条件は明らかとなっている。当社では、SA時のADSの意図しない作動が発生しないことこの確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
	(8) - 2 関係 (ア)自動減圧系を含めて、SA時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破損防止等のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響をどのように考えているか(SA時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか)。	SA時のインターロック作動によるSA対策への影響について、事故シナリオに応じた確認を実施中である。 影響があることが確認されたインターロックについては、SA対策に影響を与えないよう、設計又は運用による対応について検討を実施している。				・ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」、信号「D/W圧力高」信号が発信され、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」、信号及び「D/W圧力高」信号が発信されている可能性が高く、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、SA時に検出される可能性がある圧力よりも高いことを確認しており、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。また、「HPCFポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、「RHRポンプ出口圧力確立」信号よりも高いことから、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」、信号と「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」、信号が発信されている可能性が高いため、「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の発信については、ADS同様であり、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。
					～	以外に追加の見解や意見はない。
[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与える影響の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。	無	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与える影響の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F-3号機における2回目のベント実施後のPCV圧力の上昇及び低下が生じた理由は把握されている。これを踏まえ、当社では、従来の事故シナリオに対する影響を確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
	(8) - 3 関係 (ア)PCVからの水素漏えいによるPCVの減圧は、PCVの圧力上昇を緩和するため影響は小さいとされているが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	PCVからの水素漏えいによる悪影響としては、漏えい先である原子炉建屋の水素濃度が上昇することが考えられる。 これに対しては、原子炉建屋の水素燃焼を防止する対策として、静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」とする。)による水素処理、水素濃度計による水素濃度監視、ベントによるPCVからの漏えい抑制及びブローアウトパネル開放による水素排出の対策を整備することとしている。				・水素による加圧について、SA時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水-ジルコニウム反応及び亜鉛やアルミニウムの反応により発生する水素、非凝縮性ガスの影響について評価している。 ・また、PCV漏えいによる減圧について、溶融炉心が下部D/Wへ流出している場合には、PCV漏えいによるD/W又はW/Wの圧力変化に伴う水の移動によって蒸気が発生し、PCV圧力が上昇する場合もあるが、これについては、PCVスプレイを実施した場合と同様のふるまいであり、従来の事故シナリオに与える影響はないと考える。
					～	以外に追加の見解や意見はない。

減圧機能