

本 原 原 発 第 6 号

2 0 2 1 年 5 月 1 0 日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

名古屋市東区東新町1番地

中部電力株式会社

代表取締役社長

林 欣吾

社長執行役員

「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(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答

<回答項目>

- ①異なる見解の有無及びその理由
- ②更なる調査・検討の要否及びその理由  
※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由
- ③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方
- ④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(1) - 1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。	①	無	福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)3号機のRD付近の線量率と1F2号機のRD付近の線量率の比較から、ベントは成功しなかったとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、サプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力がRDの作動圧力に達していないことが確認されています。	
		②	否	1F2号機のRDが作動しなかったことは明らかであるため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	<p>AM対策((2) - 1の定義と同じ)の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントについては、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにするため、PCV最高使用圧力(1Pd)以上の圧力で実施するように、RDはPCVの1Pdで作動する設計としていました(RDの作動圧力については、破裂試験により確認していました。)</p> <p>フィルタベント系(以下「FCVS」という。)のRDについては、柔軟な対応が可能となるよう、FCVSの設計当初から想定される排気圧力と比較して十分に低い圧力で作動するRDを設置しています。なお、RDの設置にあたっては、破裂試験等を行い、作動圧力の確認を実施することとしています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性が高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。また、RDは撤去し、弁の操作により炉心損傷前のベントが実施できるような系統構成に変更しています。</p> <p>AM対策においては、耐圧強化ベントについて、原子炉注水に成功しているもののPCVからの除熱に失敗しているTWシーケンス(崩壊熱除去機能喪失)に主眼をおき、窒素ガスや電磁弁の電源が維持されている状態を想定して設計を行っており、それらが維持できない場合は、PCV圧力が1Pdの圧力において一定期間はSRV((6) - 1の定義と同じ)は開保持されると評価されるもののSRVの開保持ができなくなる可能性があります。</p> <p>1F事故においては、PCV圧力が上昇したことにより、SRVの開保持機能が維持できず、RPVやPCVへの代替注水が阻害された可能性があると考えます。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。 ( (6) - 1③参照)</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(1) - 2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	①	無	事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	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ことを確認する上で、更なる調査は不要と考えます。
		③		AM対策として整備した耐圧強化ベントは、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにしていましたが、FCVSIについては柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 なお、PCVバウンダリを維持したままPCV内の圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を整備し、FCVSIに優先して使用することとしています。
		④	該当無し	
(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	ベントラインの系統構成完了時間とPCV圧力の挙動から、系統構成完了時点でPCV圧力がRDの作動圧力に到達していなかったとの見解について異なる見解はありません。 また、ベント成功の要因については、ADSのインターロックの条件成立のタイミングと、S/C内の圧力上昇のタイミングから、ADS作動によるS/Cの内圧上昇によりRDが破裂したとの見解についても異なる見解はありません。
		②	否	意図しないADSの作動メカニズム等、ベント成功に至るまでのメカニズムは分析されているため、更なる調査は不要と考えます。
		③		FCVSIについては、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 ADSについては、1F3号機と比較して低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 1	<p>「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。</p>	①	無	<p>現地調査等によるSGTSフィルタの汚染状況から、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へベントガスが逆流したとの見解について異なる見解はありません。          逆流の原因については、SGTSと耐圧強化ベントの境界弁の仕様がFail/Openとなっているなどが挙げられていることについて、異なる見解はありません。</p>
		②	否	<p>ベントガスの逆流が生じたことについては、現場汚染状況などから明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。</p>
		③		<p>FCVSは、不活性ガス系の隔離弁より上流側から分岐させ、分岐以降の配管は、隔離弁を含め独立した構成とし、他号機と共用しない構成としています。          FCVSと不活性ガス系との境界弁については、Fail/Openとなる弁はなく、隔離機能を確保するためシート材料をより耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	耐圧強化ベントラインからの自号機への逆流事象を踏まえると、AM対策整備時の考え方を確認することは今後の安全性向上に寄与するものと考えられるため、異なる見解はありません。
		②	要	AM対策整備時の設計の検討経緯等について、今後の安全性向上の観点から調査する必要があると考えます。(自社、原子力規制庁の調査に協力)
		③		<p>AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントラインについては、SGTSへの逆流防止のため、SGTSフィルタ出口弁下流に接続することとし、当時、浜岡3号機については、SGTS出口側に弁がなかったことから、逆流防止のため電動弁の設置を実施しました(浜岡4号機については、既設電動弁あり)。</p> <p>一方、浜岡1,2号機のSGTS出口弁は、既存の設備としてFail/Openの空気作動弁となっていたため、駆動源である圧縮空気が喪失した場合は隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定めていましたが、複数号機が同時発災し、隣接号機の圧縮空気も喪失した場合には出口弁が開弁し得る設計となっていました。</p> <p>耐圧強化ベントに係る設備については2Pdまで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていますが、今回調査したところ、当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確実にしていたことの確認ができませんでした。具体的には、PCV本体について、当時は海外の研究結果や国内の検討結果(各型式の二次元弾塑性解析)を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1~4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。また、PCV隔離弁について、浜岡3,4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1,2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏えい防止ができることを確実にしていませんでした。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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配管の一部を經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	1F1号機の耐圧強化ベントについては、系統概要図等から、SGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計等がなされていたとの見解について異なる見解はありません。	
		②	否	1F1号機の耐圧強化ベントについては、設計等が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	(3) - 4③に記載。		
		④	該当無し		
(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	1F1,2号機共用排気筒については、線量と排気配管の構成から、排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされていることについて異なる見解はありません。	
		②	否	1F1,2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	(3) - 4③に記載。		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	(3)-2①と同じ。	
		②	否	(3)-2②と同じ。	
		③	<p>耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続していました。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続されており、浜岡3～5号機は号機間共用なく、排気筒頂部まで敷設されたSGTS排気ラインに接続されています。</p> <p>炉心損傷後においても、S/Cのスクラビングによる放射性物質の低減効果により大量の放射性物質の環境放出を回避することを期待していました。ただし、ベントガスの挙動、組成等に対する考慮はなされていませんでした。</p>		
		④	該当無し		
(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	(3)-2①と同じ。	
		②	否	(3)-2②と同じ。	
		③	<p>FCVSは、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を經由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。</p> <p>FCVS配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。</p> <p>また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。</p> <p>耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を經由して排気筒(頂部まで配管を敷設)を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみを使用する自主設備としました。</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(4) - 1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサ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	福島第二原子力発電所(以下「2F」という。)1号機における真空破壊弁シートガスケットの外れから、ドライウェル中の気体がサ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との見解について異なる見解はありません。	
		②	否	PCV外に放出される経路が生じる可能性があるとの見解について、更なる調査は不要と考えます。	
		③		真空破壊弁の開閉機構については、7kPa程度の差圧により開弁し、自重により閉弁する極めて単純なものであり、動作機能が確保されていたとする中間取りまとめの見解からも真空破壊弁が固着する可能性は低いと考えます。 真空破壊弁のシートガスケットについては、SA時の環境に耐えられるように、より耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 なお、FCVSは、ベントガスがベントフィルタを経由せず放出されることがない設計としています。	
		④	該当無し		
(4) - 2	このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「SA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。	①	無	(4) - 1①と同じ。	
		②	否	(4) - 1②と同じ。	
		③		FCVSは、ベントガスをベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出する設計としています。重大事故等対策に係る有効性評価においては、炉心損傷後に代替循環冷却系が使用できない場合、FCVSでベントを行うこととしており、W/W側からベントするケースに加えて、D/W側からベントするケースについてもCs放出量が100TBqを下回ることを確認しています。	
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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。	①	無	1F3,4号機の原子炉建屋の内部の損傷状況などから、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によって生じた圧力による可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。	
		②	否	原子炉建屋の破損の主要因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、水素を滞留させないようにすることが重要と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計(原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置)により監視します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p>		
		④	該当無し		
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	①	無	1F3号機の水素爆発時の超画像処理映像から、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。	
		②	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があると考えます。(原子力規制庁の調査に協力)	
		③	<p>PCVから漏えいする可能性がある可燃性ガスについては、(5) - 1③に記載の通り発生量の多い水素に着目し、リークポテンシャルの高い箇所における検知・監視などの対策が有効であると考えています。</p> <p>水素以外の可燃性ガスの発生源や水素爆発防止対策に対する影響など、今後、可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策を検討するなど更なる安全性向上に取り組んでいきます。</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(6) - 1	主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	①	無	SRVの逃がし弁機能の挙動から、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との見解について異なる見解はありません。
		②	要	SRV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)の原因が不明であるため、更なる調査が必要と考えます。(自社、他の電力会社)
		③	<p>SRVに中途開閉状態が生じたとしても、RPVの過圧は防止され、RCIC等により原子炉への注水による水位維持は可能であると考えています。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SRVの自動減圧機能が喪失した場合の減圧(例:原子炉自動減圧インターロック(代替自動減圧機能))</li> <li>・常設直流電源系統などが喪失した場合の減圧(例:可搬型代替直流電源設備などの整備)</li> <li>・窒素が喪失した場合の減圧(例:代替高圧窒素ガス供給系などの整備)</li> </ul> <p>SRV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)の原因に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。</p>	
		④	該当無し	
(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	SBO条件下での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との見解について異なる見解はありません。
		②	要	1FにおけるSBO条件下で発生したSRV以外の不安定動作について、更なる調査が必要と考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
		③	<p>SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。</p> <p>SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。</p>	
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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の高温時の安全弁機能の挙動から、SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、原子炉水位計の高温時の挙動が明らかになっており、測定値への影響が発生することが確認されています。
		②	要	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
		③		<p>周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下などが生じた場合であっても、安全弁によるRPVの過圧を防止する機能は維持されるものと考えています。また、以下の通り安全弁の挙動は事象進展に大きく影響しないものの、その挙動を運転操作手順書に反映し、教育訓練等により確認することを計画します。</p> <p>原子炉が高圧の状態水位が維持され、低圧代替注水が準備出来ている場合において、S/P水温度が80°Cに到達した場合の原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下が起こることはありません。</p> <p>原子炉が高圧の状態炉心が損傷し水素が発生する事象(TQUV(RPV破損)として評価している事象)では、原子炉水位がBAF(有効燃料棒底部)+10%に到達した時点での原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、SRVの安全弁機能の挙動が事象進展に有意な影響を与えることはありません。</p> <p>なお、原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。((6)-1③参照)</p> <p>調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えているため、異なる見解はありません。
		②	要	(7)-1②と同じ。
		③		SA時使用する機器(SA機器)については、有効性評価で想定されるSA条件(SA時の環境条件)を設定し、その環境において機能することを確認しています。  調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
		④	該当無し	
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	(7)-2①と同じ。
		②	要	(7)-1②と同じ。
		③		SA時に使用する計測機器については、SA時の環境条件を設定し、その環境において機能することを確認しています。また、代替パラメータによる推定手段を整備しています。  SA時に使用する計測機器の信頼性向上のため、1F事故を受けてSA時の環境条件で使用可能な計測機器を開発する目的で実施した国プロ「過酷事故用計装システムに関する研究」で開発したSA用計装機器も積極的に採用しています。(水素濃度計、燃料プール水位計、PCV内水位計など) 原子炉水位計については、1F事故の知見から基準面器(コラム)からの水抜けを検知出来るよう、温度計を設置しています。  調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	(1)-3①と同じ。
		②	否	(1)-3②と同じ。
		③	(1)-3③に記載。	
		④	該当無し	
(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	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との見解について異なる見解はありません。
		②	否	(1)-3②と同じ。
		③	(1)-3③に記載。	
		④	該当無し	
(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	燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧が生じることから、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との見解について異なる見解はありません。
		②	否	PCV破損防止の観点から燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧を考慮しているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	重大事故等対策に係る有効性評価においては、TQUV(RPV破損)ケースも含めて、燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧を考慮しています。 漏えいが生じるとPCV圧力上昇が緩和されることから、PCVの減圧のふるまいについては、対策の有効性を確認する事故シーケンスに影響を与えるものではないと考えます。	
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	ベント成功回数が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	1 - (1)③と同じ。	
		④	該当無し	
(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。	①	無	1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	1F4号機の水素爆発までの時系列が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	<p>浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。</p> <p>PCVから原子炉建屋への水素の漏えいについては、原子炉建屋オペフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。</p> <p>水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。</p>	
		④	該当無し	
(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。	①	無	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との見解について異なる見解はありません。
		②	否	水素爆発が発生した際の建屋及び建屋周辺への影響は明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	(9) - 2③に記載。	
		④	該当無し	