

発室発第13号  
2021年5月10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

東京都台東区上野五丁目2番1号  
日本原子力発電株式会社  
取締役社長 村松 衛

「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『「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』(原規発第2104051号)をもって依頼のありました当社への見解等の聴取について、別添のとおり回答いたします。

別 添  
中間取りまとめに関する見解等の回答(別紙2)

以 上

## 中間取りまとめに関する見解等の回答

## &lt;回答項目&gt;

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	
記載例	中間取りまとめで確認した事実, 確認した事実に基づいて考えられること, 及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無	△△については, ■■のため, 見解が異なる。 △△については, □□のため, 異なる見解は無い。
		②	要 or 否	△△については, ◎◎のため, ○○に関する調査が必要である。 △△については, ◇◇のため, 更なる調査は不要である。
		③		左記の事項は, ▼▼として設計に反映する方針である。
		④		

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 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 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)については概ね説明されており、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[ ]の誤差を考慮)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。) 1F事故時の教訓を踏まえ、PCVベント設備は必要な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。
		④	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。 (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。 (交流電源喪失時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)
(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。
		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。
		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。
		④	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

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(2)-1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」(平成4年5月, 原子力安全委員会決定)を踏まえて, 発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネージメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより, 自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物, 水素等)の逆流, 汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。	①	無	中間取りまとめ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。(工学的安全施設の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	
(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・施工及び運用へ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	

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 中間取りまど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	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はない。
		④	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 中間取りまど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
(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整備時においては、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℃2Pd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、炉心損傷前にのみ使用する運用とする。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(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	(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残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遮へい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。 今後もベントガスの性質・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
(4)-1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウェル中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性がある。	①	無 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
(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。
		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	(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、真空破壊弁の開閉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

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	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	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)
		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。また、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。
		④	なし	
(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	火炎等の性状により、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。
		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)
		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。
		④	なし	

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の中途開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。
		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)
		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スプレイ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	
(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。
		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)
		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。



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 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内のペDESTAL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
(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。
		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)
		③	事故対策設備の耐環境性に係る考え方は(7)-1③に記載のとおりである。 なお、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
(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。
		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

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	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秒のタイマ及びタイマ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秒のタイマ及びタイマ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。
(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
(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

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 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。
		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, 必要な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
(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 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 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。
		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。
		④	なし
(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 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 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。
		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。
		④	なし