

関原発第71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

大阪市北区中之島3丁目6番16号
関西電力株式会社
執行役社長 森本 孝

「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（関西電力株式会社）

以上

中間取りまとめに関する見解等の回答様式

<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	
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、〇〇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		

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	<p>無</p> <p>PCVの圧力がRDの作動圧力を超過している期間において隔離弁が開状態を維持していたか否かは必ずしも明確になっていないと考えられる※が、RD近傍の線量率測定結果からベントが成功しなかったと判断する点には疑問点はなく、異なる見解はない。</p> <p>※「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」の「課題リスト ~2号機~ No.2号機-9」に記載のとおり、「ベント小弁が3月14日 23時55分には閉状態であったとされている」や「3月15日 0時01分頃 2号機ベント操作(ドライウェルベント小弁)数分後閉確認」と記載されている。</p>
		②	<p>否</p> <p>左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。</p>
		③	<p>当社が [] 設置したフィルタベントシステム(以下「FV」という。)は、 []</p> <p>[]</p> <p>[] 設計としている。厳密には、 []</p> <p>[]</p> <p>なお、 []</p> <p>[] 設計としている。</p>
		④	<p>①~③に記載した以外の見解や意見は特になし。</p>

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	RD は隔離機能確保の観点から設置されたものと考えられるが、原子炉格納容器から既に漏えいが発生しており、原子炉格納容器圧力が上昇しないような状況に至り、環境への放射性物質の放出抑制の観点からベントを早期に実施することが必要な場合には、RD がベントを阻害する要因になり得る。したがって、隔離機能と冷却機能のバランスを考慮した最適な設計を検討する必要があるという点で、左記について異なる見解はない。
		②	否	左記の検討方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		(1)-1③に記載のとおり、当社が設置した FV には、 <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> 設計としている。したがって、 <input type="text"/> <input type="text"/> となっている。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	ADS の作動条件成立に関する推定に矛盾点は見受けられず、ADS の作動によって RD が作動しベントが成功したとする推定に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③		当社が設置した FV では、 <input type="text"/> <input type="text"/> 本件と同様の事象が発生することはない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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。</p>	①	無 配管の汚染状況等から、ベントガスのSGTSを経由した原子炉建屋への流入が起こり、その結果として水素爆燃が発生したとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>当社のFVラインは [] 設計等への反映は不要である。</p> <p>なお、原子力規制庁が中間とりまとめの別添6「5. 引き続き調査が必要な課題」として記載されている事項は、現在の判断・評価の説明性を高める内容であると考え、今後の調査結果を踏まえ、現在の判断・評価と異なる知見が得られるようなことがあれば検討してまいりたい。</p>
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	ベントガスの逆流という設計想定外の事象を踏まえて、AM 対策の有効性の観点から設計、施工及び運用の考え方を網羅的に確認する方針に対して、異なる見解はない。	
		②	否	AM 対策の有効性の観点から設計、施工及び運用の考え方を確認する方針が示されているものであり、更なる調査・検討は不要である。	
		③	<p>当社の FV 系統は [] 設計等への反映は不要である。</p> <p>当社においては、AM 対策設備を既存設備に接続する際には隔離弁を設置（通常時「閉」運用とし電動弁は常時電源「切」）することで、上位クラスに悪影響を及ぼさないための設計上の配慮を行っている。東京電力福島第一原子力発電所の耐圧強化ベントラインについても同様の配慮がなされていたものと考え、本件は、設計基準事故あるいは重大事故等発生時に期待する機能に応じてフェイルオープンやフェイルクローズのような異なる動作が求められる機器への配慮について示唆されているものと認識している。</p> <p>具体的に、SGTSはLOCA時等において原子炉建屋内に放出された放射性物質をフィルタで除去した上で排気筒から放出するシステムであるためフェイルオープンの設計としていたものと考え、耐圧強化ベントによるベントガスの流入を考慮するとフェイルクローズの設計であることが望ましかったと言える。</p> <p>当社の AM 対策設備のうち当時の既存設備と接続する AM 対策設備は、代替再循環、消火水ポンプを用いた原子炉格納容器内注水（消火水スプレイ）が挙げられるが、いずれの隔離弁についても当初よりフェイルオープンやフェイルクローズの設計となっていない（手動弁、もしくは電動弁「常時電源：切」）ことを確認した。</p>		
		④	<p>③では DB 設備との接続という観点で当社対策に直接的な影響がないことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所において AM 対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象の想定（複数基同時発災、電源号機間融通不可による長期間全交流動力電源喪失等）が不足していたことにあると考えられる。この点は当時の PWR の AM 対策検討時においても同様であったことを踏まえ、安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。</p>		

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	左記については設計図書等により確認されたものであり、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	SGTS配管から排気筒に入った際に流路面積が増加した結果、流速が急激に低下し排気筒基部にベントガスが滞留したと考えることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	新規制基準施行以前の当社のAM対策としては、ベントを設置していないことから、設計等に反映する事項はない。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	真空破壊弁とサプレッションチェンバの設備構成を踏まえると、真空破壊弁が故障した際にはスクラビングを経由せず放出される経路が生じる可能性について、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社の FV においては [] 設計等に反映する事項はない。	
		④	①～③に記載した以外のその他の見解や意見は特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	PRA の観点から漏えい経路として追加するという考え方について、異なる見解はない。
		②	要	中間とりまとめの別添5「3. 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性」に記載のとおり、現時点においてSGTS配管の汚染量や真空破壊弁でのガスケットずれの影響等を踏まえると、真空破壊弁の機能が維持されていたと考える方が妥当という結論が得られている。したがって、重大事故等発生時における真空破壊弁の開固着発生メカニズムと可能性について検討を継続する必要がある。（他の電力会社）
		③	当社の FV においては [] 設計等に反映する事項はない。 当社の大飯 3,4 号機を除く、鋼製の原子炉格納容器の発電所では、通常運転時の原子炉格納容器スプレイ誤作動を想定し、負圧破損防止の観点から原子炉格納容器の内外圧差により内側に動作する真空逃げ弁が設置されているが、事故時に原子炉格納容器内が負圧になることはなく、当該弁が作動し、開固着となるといった想定をする必要はない。このため、PRA 上は閉止状態における漏えいのみ考慮している。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	爆発時の映像や建屋の損傷状況を踏まえると、水素の爆燃の可能性は高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③		<p>PWRではBWRと異なり、水-ジルコニウム反応により発生し原子炉格納容器内に拡散した水素が、ベント等の際に原子炉建屋に流入するような設備設計とはなっていないが、一部の水素は原子炉格納容器の外にあるアニュラス部に漏洩し拡散する。したがって、BWRの原子炉建屋に相当するPWRのアニュラス部の水素爆発への設計上の考慮の問題と認識している。</p> <p>原子炉建屋等における水素爆発に対しては、設置許可基準規則の第五十三条で対策等について既に講じており、具体的には以下のとおりである。</p> <p>アニュラス部における水素爆発に対しては、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいを想定しても、アニュラス部の水素濃度が可燃域（水素濃度4%）に達しないことに加え、アニュラス部より水素を排出するアニュラス空気浄化設備を介して、排気筒から排出可能であることから、アニュラス部における水素爆発が防止できることを確認している。</p> <p>なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、上述のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p> <p>なお、廃止措置中のプラントの使用済燃料ピットには燃料が保管されているが、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合においても、燃料被覆管温度は最高でも 380℃であり、燃料の健全性が確保されることを確認している。</p>
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	3号機と1号機の水素爆発の映像や燃焼形態の違いなどから、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	要	具体的にどのような可燃性ガスが発生したかは本中間取りまとめを踏まえても不明であることから、2021年3月31日に開催された原子力規制委員会の資料3「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」を踏まえた対応について(第1回)」の「2. 今後の調査分析の進め方」の③に記載のとおり、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成について、原子力規制庁殿が調査・分析を進めるとしており、これらの調査・分析において協力できる点があれば協力する。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		<p>原子炉格納容器内の潤滑油、ケーブル、塗料等が高温に曝される可能性があるが、潤滑油の引火点はおおむね 200℃以上、ケーブルの被覆材の着火温度は 200℃以上、塗料は事故時の耐環境性を考慮し選定しており、火災発生防止を踏まえた設計としている。</p> <p>また、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)は他設備から一定の離隔距離を確保して設置する等、他設備への影響も考慮した配置設計としているため、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼時の熱影響による可燃性ガスの発生可能性も小さいものと考えられる。</p> <p>水素以外の可燃性ガスの発生については、何らかの要因により瞬時に大量に発生することではなく、熱分解等により経時的に発生し、原子炉格納容器内に拡散していくことが想定される。また、これらのガスは、原子炉格納容器内に設置している静的水素再結合装置(PAR)により処理されたり原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼等にあわせて燃焼することから、アニュラス部へ可燃性ガスが大量に漏れいするおそれはないものと考えられる。((5) - 1に記載のとおり原子炉建屋(アニュラス部)での水素対策により水素爆発の懸念はないものとする。))。</p>
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	本件の原因となり得る物理現象等に関する知見を持ち合わせておらず、現時点において異なる見解はない。
		②	否	窒素不足による主蒸気逃がし安全弁の不安定動作の具体的な要因について、(6)－2に記載の確認方針に加え、更なる調査・検討は現時点では不要である。
		③		BWRのSRVの逃がし弁機能に相当するのは、PWRでは加圧器逃がし弁が挙げられる。全交流動力電源喪失時等に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンベを利用した加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンベも事故時に必要な容量を確保している。今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	確認された左記の事実を踏まえた確認の方針について、異なる見解はない。
		②	否	左記の確認の方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		重大事故等発生時に系統側の状況に応じて繰り返し動作する可能性がある機器としては、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁が挙げられる。これらの重大事故等対処設備は全交流動力電源喪失時を含む重大事故等の環境下で健全性が確保されることを確認している。今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器の健全性への影響を確認していく。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	設計通りの作動が行われていないことはパラメータ等から明らかであり、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③		<p>中間とりまとめにおいては、周囲温度上昇による安全弁バネの温度上昇に伴う弾性係数の低下が、安全弁作動圧力の低下の原因と推定されている。</p> <p>PWRでは炉心損傷するような重大事故において加圧器安全弁の作動に期待する事象として「格納容器過温破損（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）」が挙げられる。当該事象では、事象初期の一次冷却材圧力の上昇に伴い、加圧器安全弁に期待することとなるが、その時点において原子炉格納容器雰囲気温度はほとんど上昇しておらず、周囲温度上昇を原因とする加圧器安全弁の有意な作動圧力低下は起こらない。</p> <p>加えて、当該事象では重大事故等時の耐環境性が確認されている加圧器逃がし弁の強制開により一次冷却材圧力の減圧操作を実施するため、安全弁の静的動作による事象収束に対する影響は非常に軽微である。</p>
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

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	確認された事実を踏まえた左記の調査方針について、異なる見解はない。
		②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		<p>許認可では事故時環境における重大事故等対処設備等の耐環境性について確認しており、現時点においては重大事故等発生時において、機能を果たせるものと考えている。</p> <p>今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。</p>
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	確認された事実を踏まえた調査方針について、異なる見解はない。
		②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		許認可では事故時環境における重大事故等対処設備等の耐環境性について確認しており、現時点においては重大事故等発生時において、機能を果たせるものと考えている。 今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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	ADSの動作条件を踏まえると、低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知し、ADSの動作に伴い原子炉容器から主蒸気逃げ弁を介してドライウエルの圧力が上昇し、ラプチャーディスクの破壊圧力に達したという説明に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	上記のとおり事象進展に対する矛盾点は存在せず、更なる調査・検討は不要である。
		③		BWRの主蒸気逃げ安全弁に相当するPWRの設備としては加圧器逃げ弁や加圧器安全弁が挙げられるが、これらの弁には複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃げ機能のみである。また、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの自動弁についても複数条件により自動動作する機能はない。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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の動作条件を踏まえると、低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したという点について疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の確認方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。
		③		(8)－1③に記載のとおり、BWRの主蒸気逃げ弁に相当するPWR設備としては加圧器逃げ弁や加圧器安全弁が挙げられるが、当該弁は複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃げ機能のみである。また、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの自動弁についても複数条件により自動動作する機能はない。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。
		④		①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	事象進展の妥当性を検討する上で各パラメータが何の現象、操作に伴い、どのように推移するのかを確認することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否	左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討の必要はない。
		③	<p>本事項は、ADS の作動条件の1つである RHRP の出口圧力が、サプレッションチェンバの圧力の影響を受ける構造となっており、作動条件を設定する際には LOCA 時等に発生する水蒸気に加え、炉心損傷等により発生する水素等による加圧を考慮する必要があることに加え、PCV からの漏えいが発生している際には、サプレッションチェンバの圧力が上昇せず、作動条件に至らない可能性があるという点についても考慮する必要があることを示唆しているものと認識している。</p> <p>(8)－1③に記載のとおり、BWRの主蒸気逃がし弁に相当するPWR設備としては加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が挙げられるが、当該弁は複数の条件により自動動作する機能はなく、運転員操作による開機能または静的な圧力逃がし機能のみである。したがって、炉心注水がなされていない状況で、運転員等の判断を介さず自動的に原子炉冷却材圧力バウンダリを開放し、1次冷却材保有水量を放出するようなことは考えられない。</p>	
		④	<p>原子炉設置変更許可のうち添付書類十の有効性評価解析では、原子炉格納容器内で発生するガスとして、水蒸気に加え、炉心での水－ジルコニウム反応による水素発生、熔融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生等を考慮した評価を実施している。また、評価結果である原子炉格納容器圧力を厳しくする観点から、原子炉格納容器からの漏えいによる効果については考慮していないが、(5)－1③に記載のとおり原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素挙動についても別途確認している。</p>	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

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 ベント時の圧力挙動に対する中間取りまとめの検討内容を踏まえると、左記のとおりベント回数を2回とする見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	特重施設で設置したベント設備の運用として、 と考える。 ただし、 信頼性の高い設計となっている。
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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 3号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、4号機の原子炉建屋内に水素が流入は考えられ、4号機の建屋内で水素が滞留し、爆発に至ったという見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社の FV ラインは [] 設計等への反映は不要である。 また、(5) - 1③に記載のとおり、原子炉格納容器、アニュラス部および補助建屋への漏えい等を考慮しても、水素滞留による水素爆発の懸念はないものとする。 なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、(5) - 1③に記載のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。
		④	③では、他号炉や他系統への水素ガスの流入の可能性が無いことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所において AM 対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象等を起因とした複数基同時発災を想定した際の、ユニット間共用・相互接続に対する検討が不足していたことにあると考えられる。この点は新規制基準施行以前の PWR においても同様であったが、新規制基準施行以降は、設置許可基準規則 第十二条 6 項に基づき、現時点において、ユニット間の共用・相互接続を原則排除した設計、施工及び運用となっている。 今後も安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	重大事故等が発生した際には、建屋周辺での作業が発生することから、放射線影響に加え、水素滞留の可能性等、作業員の安全確保が重要であることについて、異なる見解はない。
		②	否	今回の中間取りまとめにおいて、1号機のベントガスの自プラントへの逆流の議論や、事故発生の号機以外への考慮として、3号機のベントガスが4号機に逆流するという点に疑問点はなく、更なる調査・検討は不要である。
		③	(9)－2③に記載の通り。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	