

原子力発第 21071 号
令和3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

四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長井 啓介

『「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(依頼)』に基づく当社見解等について(回答)

拝啓 時下ますますご清栄のこととお慶び申し上げます。

さて、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(依頼)』(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。

敬 具

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 2号機RD近傍の線量率がRDが破損したと考えられている3号機のRD近傍の線量率と比べて明らかに低い(3桁程度)という事実から、2号機のRDは破裂しておらずベントが成功しなかった可能性が高いと考えられ、その判断に不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 仮に結論が変わったとしても、「(1)-2」の事象進展に応じたPCV防止対策の意義や役割を検討する必要があるとの重要な考察が変わることはないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 耐圧強化ベントと同様の機能である特重施設による原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、 設計としている。フィルタベント実施の判断基準は、 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)
		④	AM整備では、既存の安全機能に悪影響を与えることのないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において物理的分離等を講じていた。そのため、BWRの耐圧強化ベントでは、接続部にRDを設置しPCVの最高使用圧力で破裂するよう設計することによって、既存の安全機能に悪影響を与えることなく、かつ誤操作等で格納容器バウンダリ機能が喪失しないよう、信頼性にも配慮した設計だったと推察する。 福島第一原子力発電所事故では、耐圧強化ベントが成功しなかった原因がRDの不動作と考察されているが、シビアアクシデントは、物理現象、事象進展など、不確かさが非常に大きい事象である。安全対策を講じる際には、目的、運用など様々な要件に加えて、悪影響の可能性についても個別に十分検討し、慎重な設計を行うことが重要と考えている。

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

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	「(1)-1」を踏まえた考察であり、公衆の被ばくリスクの最小化のための事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割の検討は重要であると考えられることから、異なる見解はない。	
		②	否	「(1)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	<p>特重施設は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時だけでなく重大事故等時においても活用する方針としており、 [] を行うこととしている。また、原子力防災管理者等の指揮者が躊躇せずに指示できるよう、安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所災害対策本部及び運転員が使用する手順書に整備することとしている。フィルタベントを実施する際には、発電所災害対策委員は建屋内に避難し、ベントによる被ばくの影響が低下した後、活動を再開することとしている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)</p> <p>整備したSA設備は、原子炉格納容器破損防止対策の有効性を確認するための訓練にて、役割や手順を確認しており、特重施設についても、運用開始までに、特重施設を使用した格納容器破損防止対策に係る教育を実施することとしている。</p>		
		④	特になし。		
(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	<p>東京電力HDの報告書※によると、3/13の9時頃に発生した3号機の急速減圧は、PCV圧力の挙動及びADSの自動作動ロジックの調査結果などから、ADSの作動による減圧であった可能性が高いとされている。また、原子炉の急速減圧に伴うPCV圧力の上昇によってS/C(圧力抑制室)圧力がRD設定圧力以上の値に到達し、D/W(ドライウェル)圧力の低下が確認され格納容器ベントが実施されたと判断したとの見解が示されている。ADSの作動に伴いRDが破裂しベントに成功しているとの判断は、東京電力HDの見解とも一致しており不整合な点は見られないため、異なる見解はない。</p> <p>※「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(平成29年12月25日) 添付資料3-3」</p>	
		②	否	意図しないADSの作動に伴ってRDが破裂したことでベントに成功しているとの判断に基づき、「(8)-2」においてSA時のADSの作動に関する設計条件等の確認の必要性に関する考察がなされていると推察する。意図しないADSの作動の可能性は高いと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、「(1)-1」の③及び「(1)-2」の③に示す設計としており、事象進展に応じて臨機応変に活用することとしている。		
		④	特になし。		

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

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 「(2)-1」を踏まえた考察であり、AM整備時の設計である耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続等が原子炉建屋の損傷の要因である可能性が高いと考えられることから、異なる見解はない。
		②	否 「(2)-1」を踏まえた考察であり、AM整備時の設計の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>当時の設計及び調達管理のプロセスを以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基本設計段階では、設置変更許可申請等の原子炉施設の保安に関する事項を審議する会議体にて審議 ・詳細設計段階では、安全機能への影響確認に係る工事計画の代わりとなる私文書を作成し、規制当局へ提出 ・現地工事段階では、自主使用前検査を実施し社内報告書を作成 ・その他、AM関連設備改造等に関する計画、AM策の概要、AM工事の工認・届出の要否検討に関する資料を作成し、規制当局へ提出 <p>また、設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全機能を有する設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とするなどの設計上の配慮を払っていた。更に、設計上の考慮に加え、AM対策の実施時のみに使用する設備については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認しており、これらについて、当時、規制当局へ説明していたことを確認した。</p> <p>以上のように、AM整備の設計及び調達管理のプロセスは、規制当局との対話も含め、当時の許認可並みに実施していたと認識している。</p> <p>また、当時のAM対策については、AM対策の概要、シビアアクシデント時の物理挙動・プラント挙動等について教育を実施していることを確認した。現在は、重大事故等対策を踏まえた内容に見直し、教育を実施している。</p> <p>特重施設は、「(2)-1」の③に示す設計としている。</p>
		④	<p>AM整備は、現有設備を最大限に活用し、事象進展など不確かさが非常に大きいシビアアクシデントに対して状況に応じた柔軟、慎重かつ効率的なAM策を実施するため、運転手順書等の整備、事故時の対応組織、教育・訓練の体制等、従来築いた基盤の拡大・充実による炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントパラメータの監視(バックアップパラメータ含む)によるAM策候補の抽出 ・「正の効果/負の影響」及び「AM策の優先度」によるAM策の決定、運転員への指示 など <p>当時のAM整備の背景として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラントの安全設計は、設計基準事象DBEIに基づき、「異常発生防止」、「異常の拡大防止と事故への発展の防止」、「放射性物質の異常な放出の防止」、所謂、深層防護の第1から第3のレベルに対して行われており、規制の枠組みのなかで周辺公衆に対する被ばくリスクを受け入れられるレベル以下に低く抑えているとの認識だった。 ・そのため、事業者は、更に可能な限りリスクの低減に努めるため、規制の枠組みを超えた範囲に対して自主という形で整備した。 ・プラントの安全設計は原子炉格納容器の閉じ込め機能の維持が前提であったことから、炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を目的としていた。 ・当時、技術検討が進んでいた内部事象PRAを活用した。 ・外部事象に対しては、発生頻度が高いと考えられた外部電源の喪失を考慮していたものの、規制の枠組みのなかでの設計によって顕在化するリスクは極めて小さいと考えていた。 <p>ただし、AM整備とは別に規制が対象としていた深層防護の第3までのレベルに対しても耐震性向上工事等の外部事象への対応、蒸気発生器取替等の設備の信頼性向上対策を自主的に行っていた。</p>

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	1号機におけるベントの設計、施工及び運用は、設計図書、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査により確認されている事実関係であるため、異なる見解はない。	
		②	否	設計図書、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査により確認されている事実関係であるため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 特重施設の [] 設計としている。 ・伊方3号炉 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)		
		④	特になし。		
(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	SGTS配管から排気筒への流路面積の拡大によってベントガスの流速は低下する。3/4号の構造、汚染状況と比較すると、排気筒内のベントガスの滞留が1/2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因の一つとして考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。	
		②	否	排気系統配管の構造が排気筒下部の高い汚染の原因の一つであると考えられ、「(3)-3」でAM対策の設計時の考慮の確認の必要性について考察がなされており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	特重施設の [] 設計としており、また、 [] に設置している。 [] で構成されている。 [] 設計として [] いる。 なお、 [] を確認している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日) ・伊方発電所3号炉 工事計画認可申請書(平成31年3月26日認可、令和2年3月27日認可)		
		④	排気系統配管の構造が排気筒下部の高い汚染の原因の一つとは考えられるが、ベントガスのSGTS配管から排気筒内での挙動に関して具体的にどのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。ベントガスの核分裂生成物(FP)の沈着までのメカニズムを明らかにすることにより、水蒸気、FP、水素などの非凝縮性ガスの混合気の拡管部での挙動などに関する新しい知見が得られないか。		

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

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)-1」及び「(3)-2」を踏まえた考察であり、排気筒下部の高い汚染の原因の一つがAM整備時の設計である排気系統配管の構造である可能性が高いと考えられることから、異なる見解はない。	
		②	否	「(3)-1」及び「(3)-2」を踏まえた考察であり、AM整備時の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。		
		④	特になし。		
(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	AM整備時の設計が要因となった「(3)-1」、「(3)-2」及び「(3)-3」を踏まえた考察であり、ベントガスを現行の原子炉施設において排出する場合には水平展開すべき重要な観点と考えられるため、異なる見解はない。	
		②	否	「(3)-1」、「(3)-2」及び「(3)-3」を踏まえた考察であり、ベントガスを現行の原子炉施設において排出する場合には重要な観点と考えられ異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	特重施設の [] については、「(2)-1」の③に示す設計としており、 [] [] また、「(3)-2」の③に示す設計としており、 [] [] 設計としている。 また、 [] [] 設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料（平成29年10月4日）		
		④	特になし。		

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

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、ドライウェル内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	当該経路の詳細な設計情報を承知していないが、設計上、真空破壊弁の開固着などがあれば、ドライウェル内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は否定できないと考えられるため、異なる見解はない。	
		②	否	設計上、真空破壊弁の開固着などがあれば、ドライウェル内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外に放出する可能性があることに対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	<p>特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 設計としている。また、 で構成されている。フィルタベントの使用に際しては、 を設けている。ただし、当該ラインは、 漏えい経路とならない。よって、</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成29年10月4日)</p> <p>なお、放射性物質を閉じ込める原子炉格納容器に接続し、真空破壊弁と類似の機能を持つ設備として、真空逃がし装置がある。真空逃がし装置は、原子炉格納容器内の過負圧による原子炉格納容器の破損を防止するために設置し、更に原子炉格納容器の外側(アニュラス内)に隔離弁を設置した構成としており、事故時には原子炉格納容器外の隔離弁が原子炉格納容器隔離信号により閉止する設計としている。真空逃がし装置の開固着等の単一故障を想定しても、隔離弁により原子炉格納容器バウンダリ機能は維持される。</p>		
		④	真空破壊弁の故障、開固着を前提とすれば、スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路は生じる可能性はある。ただし、バイパスを考慮しない解析から求められた放出量の実測値に基づく評価結果とほぼ同レベルであるなどの事実から、真空破壊弁付近等で高い線量率が測定された事象の説明には適していないと原子力規制庁殿も判断されている。更に、福島第二原子力発電所1号機では、真空破壊弁のシートガスケットが外れている事実があるものの、機能的には問題なかったとされている。従って、真空破壊弁付近等で高い線量率が測定された原因については新たな知見となる可能性があるため、引き続き原子力規制庁殿においてその原因の調査・分析を進めていただきたい。		
(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)-1」を踏まえた考察であり、漏えい経路の可能性として十分考えられるのであれば、漏えい経路の考慮の必要性に対して異なる見解はない。	
		②	否	「(4)-1」を踏まえた考察であり、漏えい経路の可能性として十分考えられるのであれば、漏えい経路の考慮の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③	<p>伊方3号機の原子炉格納容器は、鋼板製の原子炉格納容器の外周を外周コンクリート壁で囲み、原子炉格納容器と外周コンクリート壁の間は空間構造とし、その円筒部にアニュラスシールを設け、アニュラスシールの下部は密閉された空間、アニュラス部を形成し、2重格納の機能を持たせている。事故時に原子炉格納容器から漏えいした空気は、アニュラス空気再循環設備で処理される。アニュラス空気再循環設備のアニュラス排気フィルタユニットに内蔵しているよう素用フィルタ及び粒子用フィルタにより、排気中のよう素等、放射性物質を低減する設計としている。</p> <p>また、配管、電線等の全ての格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造としており、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには、隔離弁又は閉止フランジを設け、原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、設計基準事故時に原子炉格納容器の機能を保持できる設計としている。原子炉格納容器を貫通する配管には、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」に従って隔離弁を設け、格納容器バウンダリを構成している。</p> <p>原子炉格納容器は、SA時において、最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計としている。</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可)</p> <p>特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能及び原子炉格納容器の真空逃がし装置は、「(4)-1」の③に示す設計としている。</p>		
		④	特になし。		

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 映像の解析、損傷状況の調査等から、原子炉建屋の破損に対して水素の爆燃によって生じた可能性が高いと判断していることに対して、それ以外の適切な要因が考え難いため、異なる見解はない。
		②	否 映像の解析、損傷状況の調査等、現時点で可能な範囲での調査がなされていると考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>PWRでは、BWRIに比べて原子炉格納容器の自由体積が大きいという特徴を持っている。</p> <p>伊方3号機では、原子炉格納容器内の水素濃度低減のためのSA設備として、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設置している。なお、イグナイタは、着火下限水素濃度8vol%以下(wet)の性能を有し、試験では6.6vol%(wet)での着火を確認している。更に原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する手順を整備し、アニュラス内の水素濃度を可燃限界である4vol%(ドライ)未満に低減できる設計としている。アニュラス内の水素濃度は、原子炉格納容器内での全炉心内のジルコニウム量75%と水との反応、水の放射線分解、金属腐食による水素発生を想定した評価の結果、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の0.2vol%(ドライ)である。アニュラス空気再循環設備は、負圧達成機能とあわせて、十分に水素濃度を低減できる容量を有することを確認している。また、仮にアニュラス部からの水素の排出を行わないと想定した場合でも、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏洩する水素によるアニュラス水素濃度は、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.5vol%(ドライ)であり、水素燃焼を起こす濃度とならないことを確認している。</p> <p>従って、これらの設備・手順により、炉心損傷により発生した水素が原子炉補助建屋に漏えいし、原子炉補助建屋内で高濃度となることは考え難い。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成27年7月8日) <p>上述の設計により、原子炉補助建屋内で高濃度の水素が滞留することは考え難いが、アニュラス空気再循環設備等による水素濃度の低減対策をより確実に実施できるよう、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を検討する。</p> <p>なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可)
		④	特になし。
(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 爆発時の映像により確認された火炎の色から、水素以外の何らかの(可燃性)有機化合物の寄与の可能性が考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	要 水素以外の可燃性ガスの寄与の可能性は考えられるが、可燃性ガスの発生源に対する要因分析や寄与の程度に関する分析を行うまでには至ってないと推察する。新たな知見となる可能性があるため、引き続き、原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を加えた分析を行っていただきたい。(他の電力会社)
		③	水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。「(5)-2」の②など、新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
		④	原子炉建屋の崩壊シナリオについては、定量的根拠が読み取れず、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼の可能性を示唆されている。火炎の色から、何らかの有機化合物の存在が否定されるものではないが、相当量の存在、大量の発生にはわかに信じ難い。可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではないと原子力規制庁殿も考察されているとおり、原子炉建屋の崩壊シナリオについては、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼以外の可能性も含め、幅広く専門家の方々の意見を含めて議論していただきたい。

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と同じ構造の弁はなく、詳細な設計情報を承知していないことから、異なる見解はない。
		②	否	3号機のSRVの逃がし弁機能の不安定動作による原因の考察から、SRV以外の機器も含め「(6)-2」において網羅的に不安定動作を把握する必要性について考察されており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		SRVの逃がし弁機能の不安定動作はSBO状態でアキュムレータの窒素が不足したことにより発生したと考えられている。伊方3号機ではSRVと同タイプの弁はないが、SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器逃がし弁がある。加圧器逃がし弁は、自動制御と遠隔手動制御が可能となっており、駆動のために制御用空気、直流電源を必要とする。想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、窒素ポンベ及び可搬型蓄電池を保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) また、加圧器逃がし弁の手動操作については、確実に操作できるよう訓練にて操作手順等を確認している。 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
		④		主蒸気逃がし安全弁の不安定動作は、核分裂生成物ガスが流れることによる弁座の荒れ、流出する流体の主要組成の変化(水蒸気から水素)が原因と推察されている。いずれも定性的な考察のみの推定であり、技術的な説明として添付されている別添16「主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下要因」では、前者について触れられていない。不安定動作となる可能性がある要因については新たな知見となる可能性があるため、引き続き原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を集めた分析を行っていただきたい。
(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	「(6)-1」を踏まえた考察であり、原因が不明であるということから、SRV及びSRVと類似の機器の不安定動作の可能性を把握する必要性に対して、異なる見解はない。
		②	否	「(6)-1」を踏まえた考察であり、機器の不安定動作の不明な原因を網羅的に把握する必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		SBO時の事故シナリオを想定した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を講じており、使用される設備は重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁があり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。SBO時や直流電源喪失時に、加圧器逃がし弁は、「(6)-1」の③に示すとおり、駆動用空気が喪失しても、窒素ポンベ及び可搬型蓄電池により作動するよう、また、主蒸気逃がし弁は、手動で操作可能な設計とする。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
		④		SRVの逃がし弁機能の不安定動作はアキュムレータの窒素が不足したためとされているが、不安定動作の詳細なメカニズムは明らかにされていない。このため、本原因対策を同様な構造を有さないPWRプラントへ水平展開するにあたっては、詳細なメカニズム・原因が明確になると、確実な展開が可能となると考える。

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の動作設定圧力及び原子炉圧力の圧力振動のチャートから、圧力振動の上側の圧力値はSRVの動作設定圧力に達していないことが読み取れることから、SRVの作動開始圧力の低下という設計基準事故条件下と異なる挙動を示したことについて不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 SRVの安全弁機能の設計基準事故条件下とは異なる挙動を踏まえ、「(7)-2」及び「(7)-3」において、SA時の挙動に関する知見収集に関する必要性等について考察がなされており、SA条件下での機器の設計基準事故条件下とは異なる挙動が事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼすと考えられる場合にはその必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	SRVの安全弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器安全弁があり、加圧器安全弁等のSA設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」 中間とりまとめ(別添16の図8)では、温度が上昇するとバネ剛性が低下する事象が報告されており、これをPWRの加圧器安全弁に当てはめると、周囲温度上昇に伴う吹出圧力の低下と原子炉格納容器内温度上昇に伴う原子炉格納容器内圧力上昇分のバネ荷重への作用に伴う吹出圧力上昇により、事故時環境では、吹出圧力が若干低下することが考えられる。ただし、加圧器安全弁に期待している事象初期段階においては、原子炉格納容器内の環境悪化は小さく、また、吹出圧力の低下もわずかであるため、現状のプラント設計や事故対応操作に影響はなく、これにより事故が拡大することはないと考えられる。
		④	原子力規制庁殿が調査・分析により確認された事実であるとは考えるが、この事実を基にSRVの設計変更要否を検討するためには、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下による事象進展への影響程度とその不確かさを明らかにする必要があると思われる。
(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 「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握は重要であるため、異なる見解はない。
		②	否 「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	SA設備は、「(7)-1」の③に示すとおり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としているが、各機器が使用される圧力、温度、放射線量等の環境条件において有効に機能を発揮することができるよう、SA環境時における各機器の挙動を把握することでSA設備の機器の信頼性向上を図っていくことは重要と考える。 新たな知見が得られた場合は、必要な対策を検討する。
		④	特になし。
(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 「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、SA対策の選定、実施に際しては計測機器によるプラント状態の把握が重要であるため、異なる見解はない。
		②	否 「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、計測機器によるプラント状態の把握の重要性を踏まえると、SA条件下での計測機器の信頼性の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は必要ない。
		③	SA設備は、「(7)-1」の③に示すとおり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 また、SA時に計器電源が喪失した場合および計器の監視機能が喪失した場合(計器故障や計測範囲逸脱)でもパラメータを監視計測する手順を整備している。更に、SA時に、パラメータが監視できなくなった場合でも、代替パラメータによる推定手順を整備している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
		④	特になし。

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。	①	無	「(1)-3」①のとおり、意図しないADSの作動に伴いRDが破裂しベントに成功したことについて、異なる見解はない。	
		②	否	ADSが設計と異なる条件で意図せず作動した可能性が高いことを踏まえ、「(8)-2」及び「(8)-3」にて、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認の必要性等に関する考察がなされていることから、更なる調査・検討は不要である。	
		③		特重施設の格納容器の過圧破損防止機能は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③に示す設計としている。	
		④		特になし。	
(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。	①	無	「(8)-1」を踏まえた考察であり、意図しないADSの作動の可能性が高いと考えられるため、異なる見解はない。	
		②	否	「(8)-1」を踏まえた考察であり、ADSが意図せず作動した可能性を踏まえると、ADSの設計条件の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③		ADSは、非常用炉心冷却系ECCSの一つであり、中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合に低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系と連携して炉心を冷却する機能を有する。本システムは、原子炉水位低及びドライウェル圧力高の両信号を受けてから120秒後の時間遅れをもって作動し、原子炉の蒸気を圧力抑制プールへ逃がすことにより原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系により注水を可能とし、炉心冷却を行う。今回、低圧注水系ポンプが動作していなかったものの、ドライウェルの圧力上昇によって低圧注入系ポンプが動作していると誤検知し、ADSが作動したと確認されている。 PWRのECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成されており、ADSはない。また、PWRでは、原子炉冷却材(1次冷却系)は蒸気発生器により2次冷却系からの除熱を行う。蒸気発生器へ給水する手段である補助給水ポンプは、電動及びタービン動があり、多様性を有している。また、SA対策として、1次冷却系統のフィードアンドブリードなど、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等を整備している。	
		④		特になし。	
(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	「(8)-1」を踏まえた考察であり、13日の朝に燃料の過熱が進み一部の燃料溶融が発生していた可能性を踏まえると、意図しないADSの作動に水素が影響した可能性は考えられる。設備の作動に対する水素のふるまいの影響は、事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼす場合には重要であるため、異なる見解はない。	
		②	否	「(8)-1」及び「(8)-2」を踏まえた考察であり、水素のふるまいが事象進展、SA対策に大きな影響を及ぼす場合の確認の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。	
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 また、格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定及びSA有効性評価においては、原子炉格納容器内で発生するガスとして、水蒸気に加え、水素等の非凝縮性ガスによる原子炉格納容器圧力への影響も考慮し、評価している。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。 ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可)	
		④		特になし。	

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	ベント成功と結論付けている格納容器の圧力挙動とその他の圧力挙動が明らかに異なるなど、圧力挙動の分析結果について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否	仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③		特重施設は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③等に示す設計としている。
		④		特になし。
(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	3、4号機のプラント状況、耐圧強化ベントライン等の設計の状況を踏まえると、当該シナリオは4号機の原子炉建屋の爆発に至るシナリオとして可能性が高く、「(9)-1」を仮定すれば40時間にわたる水素の滞留により爆発に至ったとの考えについて、異なる見解はない。
		②	否	仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。
		④		特になし。
(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	重大事故等対策時の作業安全の確保は重要であるため、異なる見解はない。
		②	否	「(9)-1」及び「(9)-2」を踏まえた考察であり、重大事故等対策時の作業安全の確保の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 また、SA環境下でも使用可能な計測器にて、原子炉格納容器内およびアニュラス内の水素濃度を計測する手順を整備している。
		④		ベントから水素爆発に至るまでの40時間に対し、具体的にどのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。40時間で爆発に至るまでのメカニズムを明らかにすることにより、原子炉建屋等における重大事故等対策時の作業安全の確保に関する新しい知見が得られないか。