

原 技 発 第 5 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

東京都中央区銀座六丁目 15 番 1 号

電源開発株式会社

代表取締役社長 社長執行役員 渡部 肇史

「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

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		

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。)-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。
		②	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の設計破裂圧力を□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。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・1F事故前は、耐圧強化ベント系の排気経路に設けた隔離弁の誤操作等に対して原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の隔離機能を阻害しないようにRDを設け、当該RDはRD前後の差圧がPCVの最高使用圧力である310kPa以上で破裂する設計としていた。 ・1F事故を踏まえて、PCV圧力上昇時に意図したタイミングで確実にベントが実施できるように、RDの設計破裂圧力を□kPaに変更している。 ・新たに設置する第一原子炉格納容器フィルタベント系(以下「FCVS」という。)については、排気経路に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の設計破裂圧力は、□kPa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。
		④	①~③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(1)ー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。
		②	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。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・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。)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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

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 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るため、異なる見解はない。
		②	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。
		③	・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)-1③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)-1③を参照)。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

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	<p>無</p> <p>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。)フィルタト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。</p>
		②	<p>否</p> <p>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>
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・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(通常時閉、Fail-Close)とし、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時には全閉となる設計としている。 ・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、電動駆動弁(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している。また、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こととしている。 ・更に、耐圧強化ベント系の排気経路を形成するための隔離弁シート部のシール材等については、耐性の確認又は改良エチレンプロピレンジエンゴム(以下「EPDM」という。)製シール材に変更している。 ・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端まで設計基準事故対処設備(以下「DB設備」という。)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。
		④	<p>①～③以外に追加の見解や意見はない。</p>

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	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。
		②	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③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。
		③		<p>・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。</p> <p>→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る。</p> <p>→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、系統及び構築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。</p> <p>→AM対策設備の運用について、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。</p> <p>・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FCVSI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。</p> <p>・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。</p>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

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	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。
		②	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する。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。
		③		・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。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

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 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の高い汚染が生じたものとするため、異なる見解はない。
		②	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する。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。
		③	・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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

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	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。
		②	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。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・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た。 ・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、炉心損傷に伴う水-ジル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。 ・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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

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 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。
		②	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。
		③	<p>・炉心損傷後のベントガスには水-ジル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)-3③を参照)。</p>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(4)ー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、ドライウエ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	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考えられるため、異なる見解はない。
		②	要	現時点で想定される故障に対しては③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。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・真空破壊弁は、単純な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開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。 ・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。 ・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経由しない場合でも、フィルタ装置によりFPを除去可能な設計としている。 ・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経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。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(4)ー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内の気体がサプレッションプールを bypass せずに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。	
		②	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。	
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・真空破壊弁の故障の発生可能性、故障の形態、故障が発生した場合に生じる事故シナリオとPCVに与える影響等について、今後確認する。 ・上記の確認を踏まえて、漏えい経路への追加要否について検討を進めていく。 	
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。	

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	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。
		②	要	1F事故を踏まえ、当社では、原子炉建屋での水素燃焼防止対策を講じている。一方で、1F-3号機及び1F-4号機について、水素の爆燃が最初に生じた可能性のある場所や着火要因等明らかとなっていない事項があると考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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、オペレーティングフロア(以下「オペフロ」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、オペ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えいが発生した場合に備え、オペ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、オペ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。 ・オペ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ペ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。 ・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、オペフロ及びオペ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。 ・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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(5)ー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	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。	
		②	要	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。	
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・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)ー1③を参照)を確実に実施・維持していくことが重要と考える。 ・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。 ・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。 	
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。	

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 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考えているが、SRVの逃がし弁機能の開信号解除圧力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。
		②	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。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時において使用する機器及び計測機器は、想定する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(詳細は(7)－1③、(7)－2③及び(7)－3③に記載)。 ・SRVは低圧注水を行うために重要な手段であり、減圧が必要な時に運転員操作により確実な減圧及び減圧状態の維持ができるようにする必要があると考える。 ・上記を踏まえて、減圧状態を維持するために、高圧窒素ガス供給系により窒素を供給可能な設計としている。更に、予備の窒素ガスポンペを新たに配備することとしている。 ・SA時の環境条件における減圧及び減圧状態の維持を確実に実施できるようSRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部に改良EPDM製シール材を用いるとともに、新たに設置する代替PCVスプレイ冷却系によりPCV内の温度上昇を抑制する(SA時の環境の緩和を行う)手順を整備することとしている。 ・直流電源喪失時においても減圧可能となるよう、可搬型蓄電池を新たに配備することとしている。 ・更に、新たに設置する代替高圧窒素ガス供給系により、直流電源の喪失等によってSRV用電磁弁が使用できない場合でも機械的にSRVを開放できる設計としている。 ・なお、仮にSRVの1弁が開固着する極端に厳しい条件を想定した場合においても、SA対策の有効性評価において、炉心損傷防止が可能であることを確認している。 ・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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(6)ー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。	
		②	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。	
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・SRV以外の機器について、SBOに伴い窒素供給が無くなることにより影響を受ける機器は無いことを網羅的に確認している。 ・なお、SBO条件下でのSRVの逃がし弁機能及び計装用圧縮空気系が隔離された場合のSRVの減圧機能に対する信頼性向上についての対策を実施している(詳細は(6)ー1③を参照)。 		
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。		

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	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のバ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。	
		②	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。	
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置するSA設備に対しては、SA時の環境条件を考慮した設計としている。 ・SA時に使用するDB設備に対しては、SA時の環境条件で設計上想定している動作が可能であることを確認している。また、必要に応じて、試験等の対応を実施する。 ・SA時にパラメータを計測する機器については、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。 	
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)ー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	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。
		②	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。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置するSA設備に対しては、SA時の環境条件を考慮した設計としている。 ・SA時に使用するDB設備に対しては、SA時の環境条件で設計上想定している動作が可能であることを確認している。また、必要に応じて、試験等の対応を実施する。 ・SA時にパラメータを計測する機器については、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。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)ー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。
		②	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。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・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。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

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 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。
		②	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。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(8)ー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。
		②	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。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「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。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(8)ー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。	
		②	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、従来の事故シーケンス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。	
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・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、熔融炉心が下部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、従来の事故シーケンスに与える影響はないと考える。 		
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)ー1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	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、ベント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 当社では、意図したタイミングで確実にベ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。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置する FCVS は、意図したタイミングで確実にベ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。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

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	<p>無</p> <p>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、1F-3号機のベントにより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。</p>
		②	<p>否</p> <p>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、原子炉建屋にベ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。</p>
		③	<p>・新たに設置するFCVS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ベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>・PCVから原子炉建屋への水素の漏えいに対しては、オペフロに新たに設置するPARにより、オペ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、オペ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、オペ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、ブ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>・オペ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ペ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、オペフロ及びオペ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>
		④	<p>①～③以外に追加の見解や意見はない。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(9)ー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	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。	
		②	要	SA対策や復旧作業等における安全確保の必要性は明らかであり、当社では、作業員の安全確保について検討する。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。	
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 		
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。		