

原 技 発 第 31 号

令和3年9月6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(依頼)に対する回答に係る
対応について(回答)

令和3年8月23日付け原規規発第2108231号をもって依頼のありました件について、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(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答
(電源開発株式会社)

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（電源開発株式会社）

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>(1) - 2③関係 (ア)原子炉格納容器（以下「PCV」という。）破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。</p>	<p>原子炉格納容器（以下「PCV」という。）は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため設置するものである。このため、PCV破損防止対策の検討に当たっては、大間の確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）結果等を基に事象進展に応じて生じる可能性のあるPCV破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（PCV過圧・過温破損）、高圧溶融物放出/PCV雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用の破損モードを抽出し、これらによるPCV破損の発生を防止するための対策を整備することとしている。</p> <p>2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答では、雰囲気圧力・温度による静的負荷（PCV過圧・過温破損）を例に対策を記載したものである。</p>	(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。	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 <input type="text"/> 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。
<p>(イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。</p> <p>(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。</p>	<p>重大事故等（以下「SA」という。）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-ジルコニウム反応により発生する水素、PCV内の亜鉛やアルミニウムの酸化により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスの影響を考慮することとしている。</p> <p>PCV破損防止対策は、PCVの閉じ込め機能を維持し、放射性物質の環境への放出を抑制することを目的に実施するものと考えている。</p> <p>なお、（ア）に示す各PCV破損モードによるPCV破損の発生を防止するための対策を講じており、このうち、過圧によるPCV破損を防止する対策であるPCVベント（以下「ベント」という。）については、PCV内の気体を環境へ排出することとなるため、フィルタ装置を設置して、可能な限り放射性物質を除去する対策を実施した上で、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するとともに、運用手順を定めることとしている。</p>				
<p>(2)及び(3)関係 (ア)「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。）について、以下の事項を回答すること。</p> <p>i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。</p>	<p>アクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）の検討においては、内部事象PRAを実施し、設計基準事故（以下「DB」という。）のみならず、機器の多重故障等も考慮して炉心損傷及びPCV破損に至る様々な事故シーケンス及びPCV破損モードを抽出した。この抽出結果及び国内外のAM対策の整備状況とその有効性を参考にしつつ、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の観点から、安全性を一層向上させる対策の検討を実施していた。</p> <p>なお、検討では、内部事象のみを対象とし、外部事象の影響は考慮していなかった。</p>				
<p>ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策（設計、施工及び運用）を講じる方針としたのか。（想定したアクシデントごとに示すこと）</p>	<p>AM対策は、基本的には、設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限活用する方針として、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」ごとに対策を実施することとしている。</p> <p>なお、設計、施工及び運用の考え方は、以下のとおりである（詳細は、2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(2)-2③参照）。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計 <ul style="list-style-type: none"> 既存設備を最大限活用することとし、既存設備の安全機能を阻害しないこと 施工 <ul style="list-style-type: none"> 製作・据付段階において、設計の妥当性確認を行うプロセスを定めていた 運用 <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの操作を基本とし、全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）時に備えて現場弁手動操作手順の整備を検討していた 				
<p>iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。（対策方針ごとに示すこと）</p>	<p>検討の結果、以下のAM対策を講じることにしていた。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能：原子炉再循環ポンプトリップ（以下「ATWS-RPT」という。）、代替制御棒挿入（以下「ARI」という。） 原子炉及びPCVへの注水機能：代替注水設備（復水補給水ポンプ、消火ポンプ） PCVからの除熱機能：代替除熱手段（DWC（ドライウェル冷却系）、CUW（原子炉冷却材浄化系）、残留熱除去系（以下「RHR」という。）の故障機器の復旧、耐圧強化ベント 安全機能のサポート機能（電源供給）：非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）手動起動、EDGの故障機器の復旧、直流電源の点検頻度※、代替交流電源設備※ <p>※ 大間原子力発電所は単機立地であり、外部電源喪失時の隣接号機からの電源融通に期待できないことから、EDGの信頼性向上を目的に直流電源の点検頻度の見直しを決定するとともに、代替交流電源の設置を検討していた。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。（対策ごとに示すこと）	上記のとおり4つの機能ごとに講じることとしていたAM対策の整備前後について内部事象PRAを実施し、炉心損傷頻度及びPCV破損頻度が改善されることを確認していた。				
（2）－1③関係 （ア）耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。	耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管の関係と同様の関係にあったAM対策は以下のとおりである。 ○代替注水手段 ・RHR配管と補給水系配管 ・補給水系配管と消火系配管 上記系統の接続箇所には通常時閉の電動駆動弁（以下「M0弁」という。）を設置しており、使用時のみ運転員が開操作をするため、相互の系統に影響を及ぼすことはない。 ○代替反応度制御 ・ATWS-RPTと安全保護系 ・ARIと安全保護系 上記について原子炉水位検出器（広帯域）は安全保護系と共用するが、電気的分離を図っていることから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。	（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。	③	・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。
（2）－2②関係 （ア）具体的にどのような協力が可能か。	AM対策の設計、施工及び運用の考え方について、より詳細な情報が必要な場合には提供可能である。	（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。	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。
（イ）自社で調査・検討を実施しないのはなぜか。	福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故中間取りまとめに対する意見聴取への回答等を通して、各社の設計、施工及び運用の考え方の把握が出来ており、当社の考え方と大きな違いはないことを確認した。				
（2）－2③関係 （ア）耐圧強化ベントラインの設計（SGTS配管接続を含む）に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	AM対策の設計については、ABWR初号炉の設計を基本としつつ、以下の方針で実施している。 ・自主保安の位置づけとし、常用系と同等の設計グレードとする。 ・設置によって既存設備の安全機能を阻害しない設計とする。 さらに、耐圧強化ベント系の設計については、以下のとおり実施している。 ・手順として整備を計画していた不活性ガス系及びSGTSを用いたPCVからの除熱手段に対して、耐圧性を強化しPCV過圧破損防止としての減圧操作の適用範囲を拡げるため、低耐圧のSGTSのフィルタをバイパスする配管を新設する。 ・系統の隔離については、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（以下「A0弁」という。）（通常時閉、Fail-Close）とし、SBO時には全閉とする設計とする。 ・また、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、M0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する。なお、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。 関連資料：工事計画認可申請書 第4回申請 参考資料1「アクシデントマネジメント対策の整備に係る工事が安全機能へ影響を及ぼさないことを説明する書類」			③	・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。 →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。 →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。 →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。 ・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FCVS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。 ・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。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3)-1③関係 (ア) ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とすることは、BWR各社での共通認識であったか。	耐圧強化ベント系によるベントガスの排出経路について、SGTS 排気管に接続して排出する設計は BWR 各社共通の方針であったと考える。 耐圧強化ベント系を SGTS 排気管に接続して以降の排気経路については、SGTS の設計に依存し、当社では設計当初より SGTS の排気管は、主排気筒内側に独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設することとしている。	(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。	③	・耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を經由するが、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。
(3)-2①関係 (ア) 福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）のベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。	1Fのベントガスの挙動の特徴は以下のとおりと考えている。 ・1F-1号機では、ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計であったため、ベントガスがSGTS排気管から排気筒内に排出された際に、ベントガスの流速が低下しエアロゾル等の放射性物質の滞留が生じ、最終的に排気筒底部に沈着した。 ・SBOが継続したことで、ベントガスの排気経路の隔離を行うことが出来ず、SGTSを逆流したベントガスが、自号機の原子炉建屋へ逆流した。また、SGTS排気管の一部を号機間で共用する設計であったため、ベントガスが、他号機の原子炉建屋へ流入した。	(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に高い汚染が生じたものと考えられるため、異なる見解はない。
(3)-4③関係 (ア) 貴社の現在の排気系統では、ベントガスはどのように挙動すると考えるか(最も滞留する可能性がある箇所はどこか、など)。	第一原子炉格納容器フィルタベント系（以下「FCVS」という。）の排気経路は、以下のとおり、水素を含むベントガスが滞留しない設計としている。 ・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。 ・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。 ・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。また、排気経路に水素が滞留しないように、FCVS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。 なお、耐圧強化ベント系については、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用を変更することとしている。	(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。	③	・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。 →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。 →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。 →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。 ・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）。
(4)-2②関係 (ア) 具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	真空破壊弁の故障に伴う事故シーケンスが安全性に与える影響を把握するため、真空破壊弁のPRAモデルへの取り入れを検討することとしている。今後、プラント挙動への影響の解析による確認や真空破壊弁の故障率に関するデータ収集等について検討する。	(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。	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。
(4)-2③関係 (ア) 真空破壊弁の故障により、ドライウェル中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、具体的なプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	真空破壊弁の故障により、ドライウェル（以下「D/W」という。）中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、以下の影響が考えられる。 【PCV圧力への影響】 ・原子炉冷却材が直接D/Wへ放出される原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）事象では、サブプレッションプールによる圧力抑制機能に期待できないため、PCV圧力上昇が厳しくなる。この場合でも、PCVスプレイを実施することによりPCV圧力上昇を抑制することが可能であると考えられる。 ・LOCA以外の事象では主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）から放出された蒸気はサブプレッションプールに直接排出されるため、真空破壊弁故障の影響は小さいと考えられる。 【Cs-137放出量への影響】 ・真空破壊弁の故障が生じた場合、W/W（ウェットウェル）ベントラインからのベント時にはスクラビングに期待できないため、放射性物質の放出量が大きくなることが考えられる。ただし、FCVSにより放射性物質を除去する対策を講じていることから影響は小さいと考えられる。 なお、スクラビングを経由しない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放出量評価により確認している。			③	・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。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>(5) - 1③関係 (ア)オペレーションフロア以外のフロア(下階)の水素滞留対策をとるべきではないか。</p>	<p>オペレーティングフロア(以下「オペフロ」という。)以外のフロアの水素滞留対策として、以下を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PCVから原子炉建屋への漏えいを抑制するため、ハッチ等のシール材を改良EPDM(エチレンプロピレンジエンゴム)製シール材等としている。 ・ハッチ等が設置されている区画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。 	(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえ、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。	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、新たに原子炉ウェル注水機能を設け、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、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。 ・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。
<p>(イ)滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p>	<p>水素の滞留が発生しないように、ハッチ等が設置されている区画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。その上でハッチ等が設置される区画に対しては、水素濃度計により水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇する場合には、水素の可燃限界に対して余裕を持った水素濃度でベントを実施しPCV圧力を低下させることで、PCVからの水素漏えいを抑制する手順を整備することとしている。</p> <p>さらに、ブローアウトパネルを開放することで原子炉建屋から水素の排出を促す対策を整備することとしている。</p>				
<p>(ウ)1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウェル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。</p>	<p>当初設計段階から原子炉ウェル排気ラインは設置されていない。</p>				
<p>(5) - 2②関係 (ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する知見も含めて収集可能か。また、収集した知見等を原子力規制庁へ提供することは可能か。</p>	<p>水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する知見を含め、知見収集について検討することとしている。収集した知見の提供は可能と考えているが、詳細は知見収集後に調整させていただく。</p>	(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている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。	②	<p>要</p> <p>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。</p>
<p>(イ)可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。</p>	<p>溶融炉心からの熱影響等により、ケーブル被覆等から炭化水素ガスが発生する可能性があると考えられるが、現時点では詳細な知見は有していない。</p>				
<p>(6) - 1②関係 (ア)自社または他の電力会社と協力して検討を実施する場合、どのような検討が必要であるか。また、どのような検討が実施可能か。</p>	<p>当社等にて検討を行う場合においても、事故分析検討会の検討アプローチと同様になるものと考えられる。ただし、大間原子力発電所の設計(SRV本体、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。))を含めた冷却システム等)と1Fの設計は異なっており、直接的に検討することは困難であるため、引き続き事故分析検討会において検討を継続いただくことが望ましいと考えている。</p> <p>なお、後述の(イ)のとおり協力は可能である。</p>	(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。	②	<p>要</p> <p>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。</p>
<p>(イ)中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、以下の協力は可能か。</p> <p>i. 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)に関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有</p> <p>ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有</p>	<p>i. のSRVに関する設計情報及びii. のSRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有は可能である。なお、共有する範囲にメーカーノウハウが含まれる場合にはメーカーと協議が必要となる可能性がある。</p>				
<p>iii. SRVの作動に関する実証実験の実施</p>	<p>実証実験への協力は可能である。なお、実証実験に対する具体的な協力内容については調整が必要と考える。</p>				
<p>(ウ)上記以外に協力可能な内容はるか。ある場合は、どのような協力が可能か。</p>	<p>当面は(イ)の内容以外には考えられないが、新たに必要な知見が得られた場合には協力させていただく。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6) - 2②関係 (ア)SRV以外の機器で不安定動作が生じる可能性のある機器として、どのような機器が確認されたか。	SRV以外に、SA時に機能を期待するPCV内の動的機器として主蒸気隔離弁、その他隔離弁(A0弁、M0弁)があるが、SB0条件下における窒素圧の低下による不安定動作が生じることはない。	(6) - 2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SB0」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。	②	否 1F事故を踏まえて、当社では、SB0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。
(6) - 2③関係 (ア)1FのSRVの逃がし弁機能で不安定動作が生じたことを踏まえて、全交流動力電源喪失条件下では貴社のSRVにどのような不安定動作が生じると考えるか。	窒素供給が停止した場合には、1Fと同様の不安定動作が生じる可能性があると考えられる。そのため、SB0により、不活性ガス系からの窒素供給が停止した場合には、高圧窒素ガス供給系からアキュムレータへ窒素供給を行う設計とし、また、予備の窒素ガスポンペを配備することとしている。さらに、代替高圧窒素ガス供給系により、SRVのアクチュエータに直接窒素供給を行う設計としている。			③	・SRV以外の機器について、SB0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、SB0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) - 1③を参照)。
(イ)「影響を受ける機器は無い」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「影響を受ける機器はない」と「不安定動作が生じる可能性のある機器はない」は同じと考えているのか)。	2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(6)-2③に記載の「影響を受ける機器は無い」は、「不安定動作が生じる可能性はない」と同じ趣旨で使用している。				
(7) - 1②関係 (ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であると考えられるか。	DB条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、1F事故時の環境条件が、計測機器の健全性確認が行われている範囲を超えたことが考えられる。したがって、まずは1F事故時の環境条件を調査し、計測機器の健全性確認範囲との関係の評価を行うことが望ましいと考えられる。	(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。	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。
(7) - 2①関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合の知見については、1F事故の調査・分析を踏まえて拡充が必要な場合、自社又は事業者共同で収集を図る必要があると考える。	(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 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。
(7) - 2②関係 (ア)SA時の機器の実力値(作動回数の限界値等)を把握すべきではないか。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合、機器の実力値を把握することは望ましいと考える。ただし、SA時には、健全性確認範囲を認識し、当該範囲を超えた場合には機器が機能喪失する可能性を想定して、対策の検討を行うことが重要であると考えられる。			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。
(8) - 2③関係 (ア)自動減圧系を含めて、SA時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破損防止等のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響をどのように考えているか(SA時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか)。	SA時のインターロック作動によるSA対策への影響について、事故シナリオに応じた確認を実施中である。影響があることが確認されたインターロックについては、SA対策に影響を与えないよう、設計又は運用による対応について検討を実施している。	(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。	③	・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。
(8) - 3③関係 (ア)PCVからの水素漏えいによるPCVの減圧は、PCVの圧力上昇を緩和するため影響は小さいとのことであるが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	PCVからの水素漏えいによる悪影響としては、漏えい先である原子炉建屋の水素濃度が上昇することが考えられる。これに対しては、原子炉建屋の水素燃焼を防止する対策として、静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」とする。)による水素処理、水素濃度計による水素濃度監視、ベントによるPCVからの漏えい抑制及びブローアウトパネル開放による水素排出の対策を整備することとしている。	(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。	③	・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垂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。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
（9）－1①関係 （ア）成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。	「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」に記載されているとおり、仮設コンプレッサーの使用によるベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等によって、ベント操作が成立しなかった可能性があると考えられる。	（9）－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。
（イ）成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。	1F事故中間取りまとめに記載されているとおり、ベント操作実施時のPCV圧力の減圧速度の違いやD/W圧力とサプレッションチェンバ圧力の関係から、1F-3号機のベントの成功は2回のみと考えられる。				
（9）－2①関係 （ア）40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。	原子炉建屋内に水素が滞留した要因として以下が考えられる。 ・1F-3号機の水素を含むベントガスが1F-4号機のSGTSを介して流入したこと。 ・原子炉建屋内の水素濃度を監視する手段及び原子炉建屋から水素を排出する手段がなかったこと。	（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 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ると、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。
（9）－3③関係 （ア）建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか（どちらの対策を優先させるべきと考えるか）。	原子炉建屋の水素燃焼は、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ことから、作業員の安全確保を最優先にSA対策に係る作業を実施することが大前提である。 そのため、大量の水素の発生を防止する対策を整備している。 さらに、水素が発生し原子炉建屋へ漏えいした場合においても、水素濃度計により水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇する場合には、水素の可燃限界に対して余裕を持った水素濃度でベント及びブローアウトパネルを開放する対策を整備している。 対策実施に関わらず、水素濃度が可燃限界に至る可能性があり、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、影響を受ける可能性のあるSA対策や復旧作業を一時中断することとしている。	（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。	③	・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。