

東北電原運第6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

仙台市青葉区本町一丁目7番1号
東北電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
樋口 康二郎

「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(依頼)(原規規発第2104051号)に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：(別紙2) 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、ラブチャーディスク(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 中間とりまとめにおいて、福島第一原子力発電所2号機RD付近の線量率(50 μ Sv/h)が同3号機RDの線量率(最大55mSv/h)よりも3桁程度低いことが示されていることから、2号機RDは破裂しておらず、2号機のPCVベントは1度も成功していないと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 ①のとおり、PCVベントの成否に関する挙動はRD付近の線量率から推定できるため、PCVベント成否に関して福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	福島第一原子力発電所事故を踏まえ、女川2号機(※)の耐圧強化ベント系のRDは撤去し、隔離弁を1弁から2弁に見直した上で炉心損傷前のみ使用する手順としている。また、原子炉格納容器フィルタベント系については、RDを設置するものの、従前のようなPCVの隔離機能維持ではなく、待機時の窒素充填を目的としていることから、開放設定圧力は100kPa[gage]であり、ベント開始圧力(1Pd(427kPa[gage]))より十分低く設定している。 ※以下、自社設備に関する記述は、特に言及がない限り女川2号機を例に記述する。
		④	原子炉格納容器フィルタベント系があるため、耐圧強化ベント系は必須の設備ではないが、炉心損傷前のベントに対しては有効な設備であると考えているため、RDを撤去し、隔離弁を1弁から2弁に見直した上で使用することとしている。今後も、特定重大事故等対処施設として設置する原子炉格納容器フィルタベント系を含め、PCV破損防止対策について総合的な検討を実施し、更なる安全性向上策について検討していく。
(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 当社としても、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と認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 原子炉格納容器フィルタベント系は、過圧破損モードによるPCV破損の対処を目的とした設備である。当社においては③のとおり、事象進展を考慮し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、過圧破損と過温破損の両面からPCVの破損を防止する対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	福島第一原子力発電所事故を踏まえて、損傷炉心を冷却する対策および炉心の著しい損傷が発生した場合においてPCV内の圧力および温度を低下させる対策を実施する設計としており、有効性評価において対策の有効性を確認している。具体的には、低圧代替注水系(常設)等により損傷炉心の冷却を継続することで過温破損に至ることを回避するとともに、代替循環冷却系によるPCV除熱によってPCVの破損を防止し、代替循環冷却系を使用できない状況においては、原子炉格納容器フィルタベント系によりPCV内の減圧および除熱を可能とする設計としている。
		④	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 中間とりまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のRD破壊とPCVベント成功は、設計の意図と異なる条件でADSが作動したことによるものと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 中間とりまとめにおける福島第一原子力発電所3号機のADS作動条件として「RHRポンプ吐出圧力確立(0.344MPa[gage])」があるが、当時観測されたサブプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力(0.354MPa[gage])を同一ラインにある圧力計が誤検知し、ADSが作動したことでRDが破壊されたと推定できるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	<p>冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時の低圧注水系ポンプが作動していない時のADS作動は、減圧により冷却材喪失を促進させる。これを防止するため、ADS作動条件に「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」を設定することで減圧後の注水手段の確保を作動の前提条件としている。</p> <p>「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」の設定値は、当初設計からポンプ停止時圧力約0.46MPa[gage]より高く、ポンプ運転時の最低出口圧力0.86MPa[gage]より低い値として0.69MPa[gage]としている。これは1Pd(0.427MPa[gage])より高い圧力であり、PCV圧力が1Pdを超過した場合に同様の状況に至る可能性があるが、以下の理由および今回の知見を手順に反映することにより影響はないと考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷なしの場合: PCV圧力が1Pdに到達した場合、PCVベントを実施するため、PCV圧力は1Pd以上の圧力(※)に至らないことから当該の状況は発生しないこと。 ※ADS作動条件「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」(0.69MPa[gage])が誤検知される圧力 ・炉心損傷ありの場合: PCV圧力は1Pd以上の圧力に至る場合があるが、初期対応として、今回の福島第一原子力発電所3号機のように注水がない場合においては、主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)にて手動減圧することから、当該の状況においては、原子炉は既に減圧されていると考えられること。 ・仮に、ADSが作動すべき状況ではない場合においてADSが作動した場合には、手動でADS作動阻止が可能な設計としていること。 <p>(参考)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ADS作動条件: 「D/W圧力高」AND「L1 & L3」AND「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」 ・アクシデントマネジメント(以下「AM」という。)用ADS作動条件: 「L1 & L3」AND「低圧注水系ポンプ出口圧力確立」
		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。	①	無	中間とりまとめのとおり、耐圧強化ベントラインがSGTS配管へ接続され、炉心損傷後のベントガスが流入したことが汚染や水素流入による原子炉建屋破損等の原因と考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否	①のとおりSGTS配管への接続により炉心損傷後のベントガスが流入し、原子炉建屋破損リスクの増大等を招いたと考えられるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	<p>耐圧強化ベント系については、SGTSフィルタを経由することなく原子炉格納容器調気系から耐圧性を強化した配管を直接排気筒側へ接続することで、PCV過圧防止のための減圧操作の適用範囲を広げ、PCVからの除熱機能を向上させる目的でAM対策として導入した。AM対策の導入に際しては、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図る方針のもとで設計を行った。また、耐圧強化ベント系の設計にあたり、PCV破損防止の達成を一義的な目的とした。こうしたことから、耐圧強化ベント系は、既存設備であるSGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計とした。AM対策においては、耐圧強化ベント系を炉心損傷後に使用することも想定はしていたが、現在の知見からすれば、以下のとおり、建屋内への水素流入防止や核分裂生成物・水素の配管内での滞留防止の観点で十分でない部分があった。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源の確保を前提としたSGTS電動弁閉止による他系統との隔離設計 ・炉心損傷後のベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計 ・連続上り勾配ではない配管設計 <p>当社は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、炉心損傷後のベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、耐圧強化ベント系は、他系統との隔離に必要な電動弁をガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前のみを使用する手順としている。なお、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは、他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。原子炉格納容器フィルタベント系は、他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。</p>	
		④	耐圧強化ベント系は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、上記のベントガスの逆流防止対策以外にも信頼性向上のため、各種設計変更を実施している。具体的には、(1) - 1③に記載のとおり、RDは撤去しており、PCV圧力がRD作動圧力に到達しないことでベント操作が不能とならないように配慮している。また、(6) - 2④に記載のとおり、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴いベント操作が不能とならないよう配慮している。さらに、中央制御室からの遠隔操作ができない場合でも、操作対象弁(電動弁)にハンドルを設けており、当該弁の設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計としている。	
(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。	①	無	当社としても、AM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計基準対象施設等への接続を含めた設計、施工および運用の考え方を確認する必要性を認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否	過去に整備したAM対策を今後も使用するにあたり、設計基準対象施設等への接続を含め設計、施工および運用の考え方を確認し、③のように耐圧強化ベントラインの運用方法を改める等の対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	AM対策導入に際して既存設備への影響は評価していたものの、耐圧強化ベントラインの当該接続については適切な評価がなされていなかった。このことを踏まえ、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所のようなベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、他系統との隔離に必要な電動弁はガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前のみを使用する手順に見直している。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。	
		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 中間とりまとめにおいて、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構造であることが確認されていることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①のとおりベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される構造であることが確認されていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	当社においても、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所とは異なり、当初設計より排気筒は号機間で共有しておらず、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみ使用する手順に見直している。また、排気中に含まれる放射性物質および可燃性ガスは微量であるものの、他系統との隔離機能を少なくとも1つは設ける設計としている。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。
		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 中間とりまとめにおいて、福島第一原子力発電所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考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①のとおり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考えられることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	当社の耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみ使用する手順に見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベントガスの滞留を防止する設計としている。
		④	原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されていることから現場の放射線量を下げること、重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の操作および復旧作業に影響を及ぼさない設計としている。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟外から人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置する。

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 当社としても、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と考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 AM導入当時の資料によれば、S/CのDF確保の観点から、PCV内のガス組成は考慮していた。一方、現状の知見からみれば、炉心損傷後の使用に伴う水素や核分裂生成物の滞留、水素の逆流、建屋での水素燃焼の検討が十分ではなかった。 このことを踏まえ、当社としては排気系統におけるベントガスの挙動を考慮し、新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置から放出口までの配管を連続上り勾配とする等、設計に反映しており、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	ベントガスの挙動を考慮した設計および手順としている。耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用することに見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、原子炉格納容器ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計としている。 系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計としている。
		④	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 当社としては、原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動を考慮して設計していることから、異なる見解は無い。
		②	否 排気系統におけるベントガスの挙動を考慮し、新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系はフィルタ装置から放出口までの配管を連続上り勾配とする等、設計に反映しており、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	耐圧強化ベント系は、排気筒底部にて放出されるが、福島第一原子力発電所事故を踏まえて炉心損傷前のみを使用する手順に見直しているためエアロゾルの蓄積は起こらない。また、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。 新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、原子炉格納容器ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計としている。 系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計としている。
		④	なし

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 当社としては、真空破壊弁の故障が発生すると、例えば炉心溶融後に原子炉圧力容器の破損口等より直接ドライウェル(以下「D/W」という。)内に放出された放射性物質が原子炉格納容器ベント実施時にS/Cを経由せず環境へ放出されると考えるため、異なる見解はない。
		②	否 真空破壊弁は差圧により動作し、動作機構も極めて単純であるため新たな故障モードは考えづらいことから、故障可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、真空破壊弁の故障発生の可能性を完全に否定できるものではないことから、当社としては、確率論的リスク評価において真空破壊弁の故障を取り込んだモデルの整備を進めているところである。
		③	左記に対しては、信頼性向上対策として、真空破壊弁のガスケット部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針である。 また、真空破壊弁の故障については、発生頻度は低いと考えているものの、仮に発生した場合には圧力抑制機能喪失により事象進展への影響があることおよびS/C水によるスクラビングをバイパスすることによるCs-137放出量への影響が考えられることから、安全性向上評価において提出する確率論的リスク評価において考慮する方針である。
		④	真空破壊弁については、原子炉格納施設の一部として重要度分類においてMS-1として位置づけられるとともに、保安規定においても運転上の制限が定められている機器である。 また、適合性審査の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてS/CからPCVベントを実施した場合のCs-137放出量評価に加えて、D/WからPCVベントを実施した場合の評価を実施しており、S/C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を確認している。
(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。	①	無 真空破壊弁は事故時に繰り返し作動する機器であり、故障発生の可能性を完全に否定できるものではないため、当社としては、確率論的リスク評価において真空破壊弁の故障を取り込んだモデルの整備を進めているところである。
		②	要 適合性審査の有効性評価において、S/C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は確認しているが、今後更に確率論的リスク評価の知見を踏まえ、プラント挙動、事象進展評価等への影響について、継続的な調査・検討を実施していく(自社)。
		③	(4)-1③に記載のとおり。
		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 中間取りまとめにおける水素爆発時の映像および原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、爆燃により生じた圧力により原子炉建屋の破損は起こったと考えられるため、異なる見解はない。
		②	要 福島第一原子力発電所における水素爆発発生時の水素濃度や水素以外の可燃性ガスの寄与等については、さらに明確にすべき点があると考えことから、更なる調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③	原子炉建屋内については、水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするSA対策を整備する方針としている。具体的には、原子炉建屋下層階への水素漏れも考慮し、原子炉建屋内の複数の階層に原子炉建屋内水素濃度計を設置することにより水素濃度を継続的に測定・監視するとともに、オペレーティングフロアへの流路により原子炉建屋内の水素を静的触媒式水素結合装置に導き処理することで、水素濃度上昇を抑制する。また、オペレーティングフロアの水素濃度が2.3vol.%に到達した場合にはベントを実施することにより、PCVから原子炉建屋への水素漏れを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満となるよう手順を整備している。加えて、原子炉ウエルへの注水手段を整備することにより原子炉建屋内への水素の漏れを抑制する。仮にオペレーティングフロアでの水素の成層化等が発生する場合においても、原子炉建屋ベント設備を整備し水素を排出する。なお、原子炉建屋内に水素が滞留している場合の作業員の安全確保については、(9)-3③に記載のとおり。
		④	原子炉ウエルへの注水等により、PCVヘッドからの漏れが抑制され、結果としてオペレーティングフロアに直接水素が漏れいしなくなると、原子炉建屋下層階からの漏れい量が増加することが考えられる。しかし、原子炉建屋内の水素流動解析により、原子炉建屋下層階のみから水素が漏れいした場合においても、原子炉建屋下層階で水素が滞留することではなく、オペレーティングフロアに設置した静的触媒式水素結合装置に導き処理することで可燃限界(4vol%)に到達しないことを確認している。
(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 中間取りまとめにおける水素爆発時の映像を踏まえると、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ことから、異なる見解はない。
		②	要 (5)-1②に記載のとおり。
		③	SAIに対しては、SA設備によりPCV圧力および温度の上昇を抑制するとともに、(5)-1③に記載のとおり原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするような対策を整備する方針である。水素以外の可燃性ガスの水素爆発防止対策への影響等について、今後も新たな知見が得られ次第、対策を検討していく等、更なる安全性向上策について検討していく。
		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	中間取りまとめにおけるデータ類を踏まえると、逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明であると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	SRVの逃がし弁機能については、重要度分類においてMS-3として位置付けられ、MS-1に位置づけられる安全弁機能とともに影響を緩和する機能として整理される。 逃がし弁機能の不安定動作が生じた場合、SRVの閉状態が継続する場合と開状態が継続する場合に分類される。 閉状態が継続する場合、逃がし弁機能により原子炉圧力制御ができないものの、安全弁機能により原子炉圧力は制御可能である。また、開状態が継続する場合は、冷却材がSRVからS/Cへ流出することとなるが、その場合の対応はLOCA時の対応として包絡される。 また、SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要であると考えており、SRVによる原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。万一、原子炉圧力制御状態が変動した場合においても、変動の影響は軽微であることを確認している。 以上のとおり、SRVの不安定動作が発生した場合についても事故対応への影響は軽微であると考えていることから、福島第一原子力発電所事故におけるSRVの不安定動作に係る更なる調査・検討は不要と考える。
		③		②に記載のとおり、逃がし弁機能に不安定動作が生じた場合においても、対策への影響は軽微であることを確認している。 また、SRVの信頼性向上対策として、SRV用アクチュエータの空気シリンダおよび電磁弁のシール部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針であり、SA時環境下における健全性の確認を実施している。加えて、作動原理が異なる対策として、電磁弁排気ラインから直接窒素を供給し、SRVを作動させる対策を行う方針である。 万一、原子炉への注水ができない場合においてもSRVの機能が維持されることを適合性審査において確認している。 さらに、炉心溶融を判断しPCVへの事前水張りを実施する際にはPCV代替スプレイを用いることで、事前水張りに併せて、D/Wの冷却を実施する手順とする。SRVは、D/W内に設置されていることから、この手順により、SRVの熱的環境を緩和することができる。 適合性審査における確率論的リスク評価においては、SRVが閉状態および開状態を継続する場合についても考慮し、評価を実施している。
		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	当社としては、特にPCV内に設置される機器については、SA時の環境条件が高温・高圧となるため、福島第一原子力発電所事故時の挙動を網羅的に把握することが今後のSA対策を検討する上で重要になると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	③に記載のとおり、SBO状態も含めた事故状態を考慮した環境条件を想定し、設備設計を行っており、SRV以外の機器の不安定動作の可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③		SA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としている。
		④		計装用圧縮空気系は、常用系の設備の他、主蒸気隔離弁(外弁)に供給されているが、計装用圧縮空気系が機能喪失すると主蒸気隔離弁(外弁)は自動閉止するため事故対応に影響はない。また、SA設備によるベント実施時においては、操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。

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 中間とりまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下などの設計と異なる挙動は、PCV温度上昇に伴い、安全弁のバネの横弾性係数低下などが原因と考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 SRVの安全弁機能については、作動開始圧力が低下したとしても、原子炉圧力容器の過度の圧力上昇を抑える本来の機能には影響しないことから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要であると考えており、逃がし安全弁機能による原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。SRVの耐環境性に関しては(6)-1③に記載のとおり。その他SA設備の設計については、(6)-2③の記載のとおり。
		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 当社としても、SA時の機器の挙動に関する知見の集積が必要であると認識しているため、異なる見解はない。
		②	否 新規基準におけるSA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	(6)-2③に記載のとおり。
		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 当社としては、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の検証が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 (7)-2②に記載のとおり。
		③	(6)-2③に記載のとおり。 また、計器故障時の代替パラメータによる対応手段により、パラメータの推定が可能な設計としている。
		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 (1)-3①に記載のとおり。
		②	否 (1)-3②に記載のとおり。
		③	(1)-3③に記載のとおり。
		④	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 当社としては、SA時のADS作動に関する設計条件等の確認が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり設備を設計しており、SAに至る各事象に対して対処できると考えているため、SA時のADSの作動に関する設計条件等について、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	SAに至る各事象に対して対処するため、LOCAへの対処を想定し設計しているADSに加え、過渡事象への対処を想定し設計しているAM-ADSを整備している。また、過渡事象のうち原子炉停止機能が喪失する事象に対してはADS作動阻止回路を整備し、ADSおよびAM-ADS作動に伴う冷水注入による急激な出力上昇を防止する設計としている。さらに意図しないADS作動に対しては手動で阻止可能な設計としている。また、設計においては、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としている。
		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 当社としては、水素による加圧およ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確認が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、適合性審査の有効性評価において解析コードMAAPを用いた事象進展解析により、PCV内で発生する水素によるPCV加圧を考慮した評価を実施し、影響の程度を確認していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	適合性審査の有効性評価において解析コードMAAPを用いた事象進展解析により、水素によるPCV加圧を考慮した評価を実施し対策の成立性を確認しており、整備済の手順で対応が可能であることを確認している。さらに、PCV内のグレーチング等で用いられている亜鉛およびアルミニウムの金属腐食反応により水素が発生する場合を仮定しても、PCV圧力へ有意な影響がない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
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 中間とりまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のベント成功回数については、S/Cベント時における圧力低下速度、およびD/W圧力とウェットウェル圧力の挙動から、2回と考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①に記載のとおりであることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	(6) - 2④に記載のとおり、SA設備によるベント実施時においては、操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。
		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 中間とりまとめのとおり、4号機の爆発は、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し、その後同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、他号機への流入、他系統への逆流、原子炉建屋内の水素爆発に対する対策を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	当社は排気筒やベント配管を他号機と共有してないことから、他号機への水素流入事象は発生しない設計としている。また、(2) - 1③に記載のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系は他系統への逆流等の悪影響を及ぼさない設計としている。さらに、原子炉建屋内の水素爆発防止対策については、(5) - 1③の記載のとおり、SA対策を整備する。
		④	(5) - 1④に記載のとおり。
(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 当社としても、水素が滞留した原子炉建屋周辺におけるSA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、SA対策や復旧作業等の安全確保を踏まえた対応を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	フィルタベント操作を行う際には、原子炉建屋では水素が滞留する状況も想定されるが、その場合作業員の安全確保を踏まえ以下の対応を行う。 ・中央制御室から、遠隔操作にて対応する。 ・遠隔操作が不可な場合には現場操作となるが、原子炉建屋内の環境悪化も想定し、原子炉建屋付属棟(二次格納施設の外側)にて対応できる設計とする。 また、原子炉建屋への水素漏えいの抑制対策については、(5) - 1のとおりであるが、仮に原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉建屋ベント設備を開放したにも関わらず、原子炉建屋の水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある場合には、同建屋周辺の作業員の安全確保を最優先とし、ベント実施時と同様に、屋外作業禁止、一時退避の検討を行う。
		④	なし