

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
第22回会合

議事次第

1. 日 時 令和3年9月14日(火) 14:30 ~ 18:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階BCD会議室
3. 議 題
 - (1) 「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」に対する発電用原子炉設置者(東北電力株式会社及び日本原子力発電株式会社)の見解等について
 - (2) 2号機シールドプラグ調査並びに2号機及び4号機原子炉建屋内調査等の状況について
 - (3) その他
4. 配布資料
 - 資料1: 議事次第
 - 資料2-1: 「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)(2021年5月10日、東北電力株式会社)
 - 資料2-2: 「『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)(2021年7月2日、東北電力株式会社)
 - 資料2-3: 東北電力株式会社における見解等に対する確認項目
 - 資料2-4: 「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)(2021年5月10日、日本原子力発電株式会社)
 - 資料2-5: 「『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)(2021年7月2日、日本原子力発電株式会社)
 - 資料2-6: 日本原子力発電株式会社における見解等に対する確認項目
 - 資料2-7: 中間取りまとめに関する発電用原子炉設置者の見解等についての事故分

析検討会における主な議論（第21回会合 中国電力株式会社）

資料3-1：現地調査の実施状況について

資料3-2：2号機シールドプラグ調査時の動画（令和3年9月9日及び令和3年8月26日原子力規制庁撮影）

資料3-3：2号機シールドプラグ穴内での線量当量率測定によるシールドプラグ上段と中段の隙間のCs-137汚染量測定方法の実証測定

資料3-4：今後の調査・分析について

資料4-1：JAEAにおける試料分析の状況－2号機原子炉建屋スミア試料の γ 線分析結果－〔国立研究開発法人日本原子力研究開発機構〕

資料5-1：有機化合物を含む可燃性ガスの発生源に関する過去の調査結果から得られた情報について〔東京電力ホールディングス株式会社〕

資料5-2：福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について〔東京電力ホールディングス株式会社〕

資料5-3：シールドプラグ穿孔部の調査について〔東京電力ホールディングス株式会社〕

追加説明資料：2号機シールドプラグの汚染状況の把握について

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

東北電原運第15号
2021年7月2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(依頼)」に対する回答に係る
対応について (回答)

令和3年6月18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)」に対する回答
に係る対応について(依頼)(原規規発第2106182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:「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」に対する回答

「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」
に対する回答

(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。

ご回答

PCVの基本的な設計の考え方は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊または故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とすることとしている。

福島第一原子力発電所事故以前は、PCVの隔離機能の確保を優先した設計としていた。AM検討時においては、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を検討しており、そのため、PCVの隔離設計を阻害しないように耐圧強化ベントにラプチャーディスクを設置する設計としていた。

福島第一原子力発電所事故以降は、事故の知見を踏まえ、事象進展を考慮し、PCVからの除熱機能の確保も含めたPCV破損防止対策を検討しており、格納容器過圧・過温破損、高圧溶融物放出・格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼および溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）というPCV破損モードへの対策を実施している。

5月10日の回答では、この中で、PCV過圧破損と過温破損の対策の例を記載している。

(1) - 2③関係

(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。

ご回答

PCVの過圧の要因として、水蒸気以外にも水-ジルコニウム反応や水の放射線分解、PCV内の亜鉛・アルミから発生する水素およびMCCIにより発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮し設計に反映している。

(1) - 2③関係

(ウ) P C V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。

ご回答

P C V破損防止対策としては、様々な状況を想定してもP C Vの破損を防止する対策を実施する必要がある。

S A時においては、福島第一原子力発電所事故のように、想定されるシーケンスと同一ではない事象進展となる可能性があるが、その場合においても、有効性評価審査ガイドで「必ず想定すべき格納容器破損モード」として挙げられている典型的なP C V破損モードのいずれかによってP C Vの破損に至るものと考えられる。

また、女川2号機におけるレベル1.5 P R Aの評価結果を踏まえると、過圧破損（未臨界確保失敗）やインターフェイスシステムL O C A等のP C V破損モードが抽出されるが、いずれのP C V破損モードも炉心損傷防止対策にて対応することから、他に想定すべきP C V破損モードとして考慮する必要はない。

このことから格納容器過圧・過温破損、D C H，F C I，水素燃焼およびM C C Iといった典型的なP C V破損モードを防止するという目的で対策を実施することが適切であると考えらる。

(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。

- 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。
- 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）
- 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）
- 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）

ご回答

当時は、P S AおよびS A時の事象に関する知見に基づき、安全性を一層向上させることを目的として、AM対策について検討を行っていた。

P S A等の知見から、炉心損傷に対する寄与が大きいシーケンスおよび支配的なP C V破損モードを想定する事故シーケンスを特定し、炉心およびP C Vの健全性を維持するために有効な対策を抽出した。P S A等の知見から抽出されたAM対策を表1に、AM対策の具体的内容を表2に示す。

当時、AM対策を考慮したPSAの結果より、AM対策により全炉心損傷頻度および全格納容器破損頻度は約9割以上低減することを確認していた。

また、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方の下、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を講じていた。当時の既存設備の安全機能への影響確認結果を表3に示す。

一方、耐圧強化ベント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、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以下の十分でない部分があった。

- ・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

このため、耐圧強化ベントの信頼性向上のため、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、他系統との隔離に必要な電動弁と合わせて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、炉心損傷前にのみ使用する手順に変更することとしている。

表1 P S A等の知見から抽出されたAM対策

事故シーケンス		抽出されたAM対策	
炉心損傷防止	未臨界確保失敗	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 再循環ポンプトリップ (R P T) 代替制御棒挿入 (A R I)
	高圧・低圧注水失敗	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> 復水補給水系による代替注水 ろ過水系による代替注水
	高圧注水・減圧失敗	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉減圧の自動化
	崩壊熱除去失敗	格納容器からの除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベント ドライウェル内ガス冷却装置, 原子炉冷却材浄化系による代替除熱 残留熱除去系の復旧
	電源喪失	安全機能のサポート機能	<ul style="list-style-type: none"> 電源の融通 非常用ディーゼル発電機の復旧 非常用補機冷却系の予備機追設*
格納容器破損防止	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止機能	(炉心損傷防止における対策と同じ)
	貫通部過温	格納容器への注水機能	(炉心損傷における対策により格納容器代替スプレイを可能とする)
	水蒸気(崩壊熱)による過圧	格納容器からの除熱機能	(炉心損傷防止における対策と同じ)
	格納容器雰囲気直接加熱	安全機能のサポート機能	(炉心損傷防止における対策と同じ)

※女川1号機固有の特徴を踏まえた対策

表2 AM対策の具体的内容

<p>(1) 原子炉停止機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系による自動スクラム, 運転員による手動スクラムおよびほう酸水注入系に加えて, 原子炉停止機能を向上させるため, 原子炉保護系とは別に設置した計測制御系により異常(原子炉圧力高, 原子炉水位低)を検知し, 再循環ポンプトリップ機能(R P T)および代替制御棒挿入機能(A R I)を追加した。
<p>(2) 原子炉および格納容器への注水機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系に加えて, 原子炉への注水機能を向上させるため, 冷却水系を必要としない復水補給水系およびろ過水系を有効活用し, 残留熱除去系を介して注水できるよう配管の接続等を変更することで, 原子炉への代替注水を可能とした。 また, 残留熱除去系による格納容器への注水機能を向上させるため, 上記の原子炉への代替注水に係る対策により, 格納容器への代替スプレイおよびベデスタルへの間接的な注水を可能とした。 さらに, 従来の自動減圧機能は中小L O C Aを想定していたものの, 過渡事象時に高圧注水が動作しない場合は自動で動作しないことから, これに対応する新たな自動減圧機能として論理回路を追加した。
<p>(3) 格納容器からの除熱機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系に加えて, 格納容器過圧破損防止としての減圧操作の適用範囲を広げ, 格納容器からの除熱機能を向上させるため, S G T Sの低圧設計部を経由せず, 直接排気筒へ接続する耐圧強化ベントを設置した。 また, 格納容器から除熱可能な既設設備の有効活用として, ドライウェル内ガス冷却装置および原子炉冷却材浄化系の手動起動により代替除熱を行う手順を整備した。 この他, 残留熱除去系が故障した場合に復旧するための手順を整備した。
<p>(4) 安全機能のサポート機能に係るAM対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能のサポート機能のうち電源供給手段について, 外部電源の復旧および非常用ディーゼル発電機に加え, 高圧交流電源の号機間融通を行うための手順書を整備および低圧交流電源のタイラインを追設した。また, これにより直流母線の充電も可能となり, 原子炉隔離時冷却系等の継続運転も可能とした。 また, 非常用ディーゼル発電機が故障した場合に復旧するための手順を整備した。 さらに, P S A等の知見からプラント固有の系統構成を踏まえた対策として, 女川1号機において, 非常用炉心冷却系のサポート系である非常用補機冷却系は独立した2系列を有していたものの, 信頼性をさらに向上させるため, 動的機器であるポンプおよび電動弁を多重化した。

表3 既存設備の安全機能への影響確認結果（女川2号機の例）

設計上配慮すべき項目	御(ERT) 代替反応度制	御(ART) 代替反応度制	原子炉減圧の 自動化	代替注水	ト 耐圧強化ベン ト	源の融通 からの低圧電 源	隣接プラント からの低圧電 源	実現方法
1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと	○	○	○	○	○	○	○	既存の安全機能を有する設備と新たに設置した設備との間では機能的隔離、物理的分離がなされ、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの機能、隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	-	-	-	-	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
3. 原子炉格納容器の機能、隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	-	○	-	-	格納容器第一隔離弁と第二隔離弁の間の配管に分岐を設置した耐圧強化ベントでは、耐圧強化ベントラインに隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同じ設計とした。また、耐圧強化ベントライン隔離弁以降にラプチャーディスクを設け、原子炉格納容器内の気体が大気に出るのを防止するためのバックアップとした。このため、隔離弁からラプチャーディスクまでを原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力及び最高使用温度で設計した。
4. 既存系統の安全機能を阻害しないこと								
(1)安全保護系	○	○	○	-	-	-	-	代替反応度制御及び原子炉減圧の自動化において、原子炉水位等のセンサーは安全保護系と共有するが、信号回路を現有の安全保護系と分離し、安全保護系に悪影響を与えない設計とした。
(2)原子炉停止系	-	○	-	-	-	-	-	代替反応度制御で新設した計測制御系は、既設制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能)と分離する設計とした。新設した電磁弁等の位置、構成は、制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能)の機能を阻害しない設計とした。
(3)a. 非常用炉心冷却系	-	-	○	○	-	-	-	原子炉減圧の自動化で新設した計測制御系は、既設自動減圧系と分離する設計とした。代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。
(3)b. 残留熱を除去する系統	-	-	-	○	-	-	-	代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。
(3)c. 原子炉格納容器除熱系	-	-	-	○	-	-	-	同上
(3)d. 格納容器雰囲気制御する系統	-	-	-	○	○	-	-	代替注水を行う際使用する配管のうち、残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同じ設計とした。耐圧強化ベントラインは、非常用ガス処理系出口側配管と接続することから、ラプチャーディスク後、接続部までの配管を非常用ガス処理系と同じ設計とした。
(4)最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	-	-	-	-	-	-	-	(該当する設備変更はない)
(5)電源系	○	○	○	○	○	○	○	信号回路等の電源部は、遮断器等で分離するまでの間は接続する既存電源系と同等の設計とした。
(6)その他	-	-	-	○	-	-	-	代替注水を行う際使用する配管のうち、復水補給水系とろ過水系の接続部配管には隔離弁を設けることにより、相互に悪影響を与えない設計とした。
5. 安全評価上悪影響を及ぼさないこと	○*	○*	○*	○	○	○	○	自動起動する設備については、チャンネルの単一故障を想定し、論理回路を多重構成とすることにより誤動作の防止を図ったため、設計基準事象内での現行の安全評価事象には悪影響を与えない、または現行の評価事象に包絡される。また、手動操作により動作する設備は、設計基準事象外の状態を検知して使用する手順としたことから、現行の安全評価に影響を与えない。電源の融通については電源の復旧操作であるため、現行の安全評価に影響を与えない。

○：該当する設備変更あり -：該当する設備変更なし *：自動起動する設備

(2) - 1 ③関係

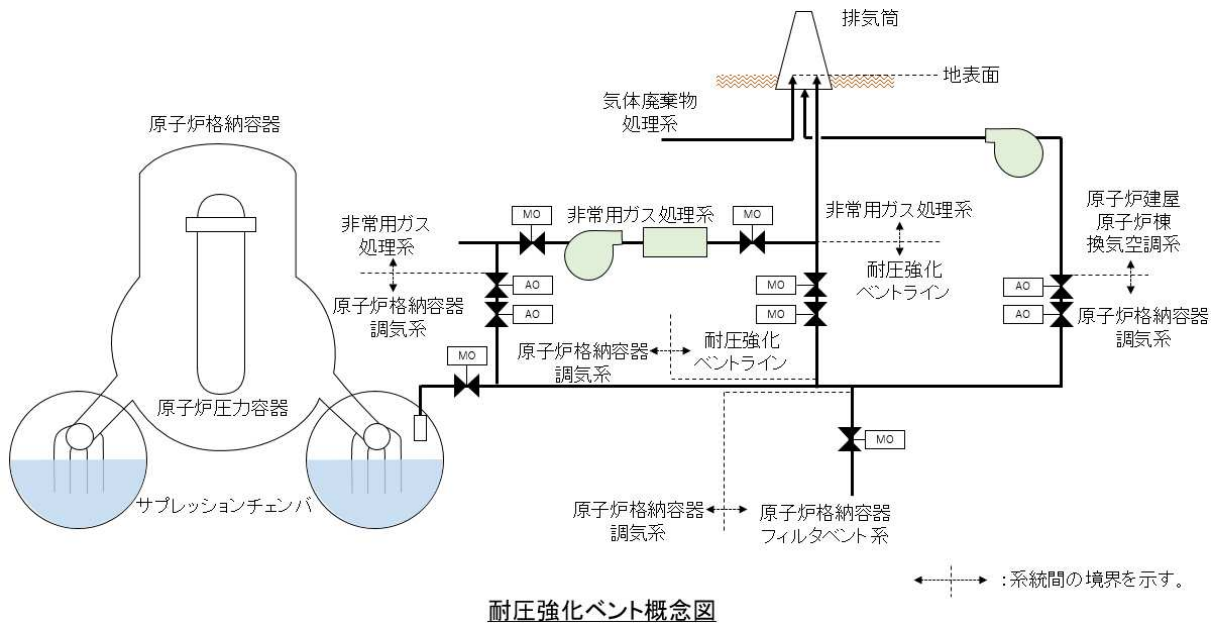
(ア) 耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。

ご回答

耐圧強化ベントラインは、原子炉格納容器調気系から分岐し、SGTSと合流した後に、排気筒を経由し排出する流路を構成しており、SGTS以外には他系統と接続されていない。

SGTS（耐圧強化ベントライン）配管は、排気筒下端（地表面）まで配管敷設され排気筒内で開放される構造となっており、排気筒内には気体廃棄物処理系配管があり、また、排気筒は原子炉建屋原子炉棟換気空調系の排気ダクトと接続されている。

なお、AM対策において既存系統に接続した系統については、前項（2）及び（3）関係の回答「表3 既存設備の安全機能への影響確認結果」に記載のとおりである。



(3) - 1 ③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。

ご回答

AM対策の整備では、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方はBWR各社の共通認識としていた。この共通認識の下、当社は既設の原子炉格納容器調気系から接続する耐圧強化ベントラインを新たに設置し、既設のSGTS配管へ合流する設計としていた。耐圧の強化および既存設備の安全機能へ影響を与えないことの検討は行っていたが、SGTS配管へ合流した先の排気筒に係る検討は行われていなかったものと考えられる。

(3) - 2 ①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。

ご回答

PCVベントの挙動の特徴として、運用と組成の面から以下の点が挙げられる。

まず、運用面としては、福島第一原子力発電所事故においては、PCVベントを間欠的に実施したことがあげられる。

また、組成面として、一般的には炉心損傷後のベントガスには、水蒸気のほか炉心損傷に伴い発生する水素や各種エアロゾルが含まれ、加えてMCCIが発生した場合には一酸化炭素が発生することとなるが、福島第一原子力発電所事故においては、熔融炉心のPCV下部への落下に伴いMCCIが発生していたと考えられることから、PCVベント時のベントガスには水素等に加えて、一酸化炭素が含まれていたと考えられる。

なお、適合性審査の有効性評価において、MCCIの発生を想定しているが、PCV下部への注水対策によりMCCIによる浸食を抑制することで、一酸化炭素の発生量が軽微であることを確認している。

(3) - 4 ③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）。

ご回答

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計としている。

また、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、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止している。系統内で可燃性ガスが滞留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できるバイパスラインを設置し、また、フィルタ装置に接続される枝管は下向きまたは水平に設置することにより、可燃性ガスの局所的な滞留を防止している。

なお、炉心損傷前はPCV内の可燃性ガスが微量であることから、耐圧強化ベントを使用する手順としているが、耐圧強化ベントのPCVから排気筒に至る配管は、連続上り勾配になっていないため、可燃性ガスが系統内に滞留する可能性があり、炉心損傷後は使用しないこととしている。

※：PCVからフィルタ装置までの流路の間で、上向きに分岐した後、弁により隔離されている他系統へ接続する配管。当該箇所は原子炉建屋内に2箇所ある。

(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。

(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、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。

ご回答

真空破壊弁は差圧により動作して弁体の自重により閉止する単純な動作機構を持つ信頼性が高い設備であると考えているものの、D/WとS/C気相部を結ぶ真空破壊弁が故障した場合、D/W中の気体が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るため、Cs-137放出量が増加する影響があると考えられる。また、LOCA時に真空破壊弁が全閉しない場合、破断口からD/Wに漏えいした蒸気を含む冷却材等が、直接S/C気相部に移行することになるため、S/C水による圧力抑制効果が低下してPCV圧力の上昇につながる影響があると考えられる。

そのため、これらの現実的な影響をPRAにおける成功基準の検討において整理するとともに、真空破壊弁の故障が含まれる代表的な事故シーケンスの発生頻度等を踏まえて、現状の対策の有効性を確認していく必要があると考えている。

なお、適合性審査において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でもCs-137放出量が100TBqを下回ることを確認している。

(5) - 1②関係

(ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。

ご回答

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の更なる調査・検討については、対象となる材料の推定、材料の物量や存在箇所の調査、材料が可燃性ガスを発生する温度条件の把握を含めた詳細な水素以外の可燃性ガスの爆発発生メカニズムの検討等が必要と考えている。

調査・検討にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。

(5) - 1 ③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。

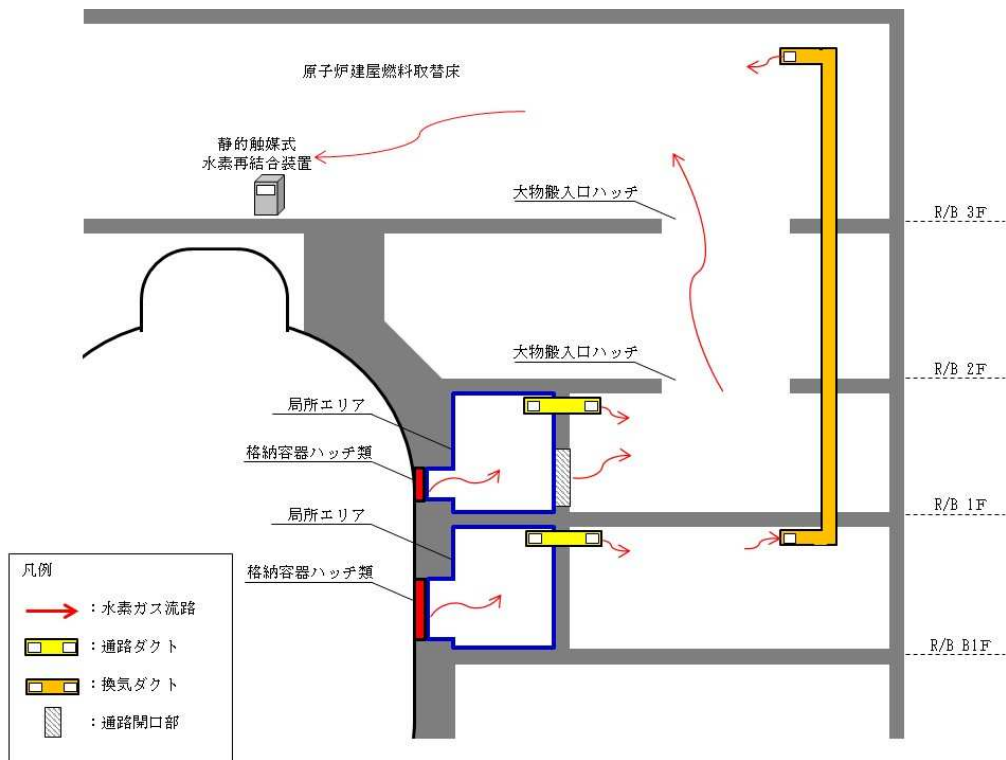
ご回答

以下のとおり、原子炉建屋原子炉棟については下層階の水素滞留対策を実施している。

PCVからの水素漏えいは、D/W主フランジおよびPCVハッチ類の貫通部から想定され、漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋下層階から原子炉建屋地上3階（原子炉建屋燃料取替床）まで上昇し、滞留する。滞留した水素は、原子炉建屋地上3階に設置する静的触媒式水素再結合装置により酸素と再結合処理されることで、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制することとしている。

原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋燃料取替床）が1.3vol%に到達するまでは、SGTSを使用することから、原子炉建屋下層階から原子炉建屋地上3階への水素の移動が促進されるものと考ええる。

PCVハッチ類には、原子炉建屋下層階の小部屋形状になっている箇所（局所エリア）に設置されたものがあるが、局所エリアに漏えいした水素も、空調ダクト等を通じて原子炉建屋地上3階の静的触媒式水素再結合装置に導かれるため、原子炉建屋下層階で水素が滞留しない構造になっている。



局所エリアから原子炉建屋燃料取替床までの水素流路イメージ

(5) - 1 ③関係

(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。

ご回答

前項(5) - 1 ③関係(ア)の回答のとおり、原子炉建屋下層階の水素は原子炉建屋地上3階まで上昇し、滞留する構造になっている。

原子炉建屋地上3階に滞留した水素は、静的触媒式水素再結合装置の反応熱による上昇気流の発生に伴い、対流により拡散され、均一化されるものとする。

また、原子炉建屋原子炉棟全体においても、時間経過と共に水素濃度が均一化することを確認している。

(5) - 2 ②関係

(ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。

ご回答

調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。

(5) - 2 ②関係

(イ)可燃性ガスの発生源として原子炉压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。

ご回答

ケーブルの電気絶縁材として使用される合成ゴムが、400℃以上の窒素と蒸気の雰囲気環境下において、エタンやアセチレン、プロピレンといった非凝縮性ガスや酸性化合物を生成するという海外の知見については認識しているが、加熱時間や圧力、合成ゴムの組成等、実験の詳細は把握していない。

(6) - 2 ②関係

(ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。

ご回答

機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、機器の不安定動作は生じないものと考えている。

なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外

のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。

(主蒸気逃がし安全弁については、(6) - 2③関係 (ア) に記載。)

(6) - 2③関係

(ア) 1Fの主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)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。

ご回答

SRVの窒素供給が停止した場合、アキュムレータの残圧で作動を行うことになるため、窒素の消費による圧力低下と弁開に必要な圧力との関係により、不安定動作が生じるものと考えられる。

このため、SA対策として、高圧窒素ガス供給系(非常用)を整備し、さらに、SRVのアクチュエータに直接窒素を供給する代替高圧窒素ガス供給系を設置することにより、SRVの作動に必要な窒素の喪失に備えた対策を実施している。

なお、SRVの不安定動作に対する検証をする場合、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。

(6) - 2③関係

(イ)不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。

ご回答

機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、不安定動作を生じる可能性がある機器はないものと考えている。

なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。

また、動的機器ではないが、最も厳しい環境条件となるPCV内に設置するSA設備には、SRV以外に計装設備(原子炉水位(凝縮槽)、PCV内水素濃度、D/W水位等)があるものの、仮にパラメータの計測が困難となった場合には、代替パラメータによる推定の対応手段を整備している。

(7) - 1 ①関係

(ア)SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。

ご回答

SRVの作動機構はバネ力により閉止する構造であり、バネ力以上の圧力が加われば開放する構造である。中間取りまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下要因は、弁体押さえバネの温度上昇によるバネ力低下、弁座の荒れによる弁のシート性低下であり、他の要因はないものと考えている。

(7) - 2 ①関係

(ア)SA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。

ご回答

SA時に機能に期待するSA設備については、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを事業者にて確認している。また、SA時にSA設備による対策に期待しない場合、想定される環境条件を超えることも考えられるが、そのような状況における機器の挙動に関する知見についても、継続的に収集していく方針としている。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。

(7) - 2 ②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。

ご回答

想定する環境条件をはるかに超える状態における機器の挙動や作動回数等の知見拡充は、一層の安全性向上を図るうえで有益であり、継続的な調査が有効であると考えている。

(9) - 1 ①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。

ご回答

3号機では、2011年3月13日8時41分にベントライン系統構成は完了したものの、このタイミングではPCV圧力が低かったためラプチャーディスクが開放されず、ベントが開始されなかったと考えられる。その後、意図しない自動減圧系の動作によるPCV圧力の上昇により、ラプチャーディスクが開放し、1回目のベントが成功したと考えられるが、しばらくして空気作動弁であるベント弁が駆動用空気圧抜けにより閉止し、ベント継続に失敗している。

仮設設備によるベント弁の駆動用空気の確保等により、2回目のベントに成功するが、駆動用空気圧の不足等によりベント弁を開維持できず、以降、ベントに成功しなかったと考えられる。

ベントに成功しなかったのは、空気作動弁であるベント弁に対し、駆動源である計装用圧縮空気系からの空気供給に失敗したことが要因と考えられる。

福島第一原子力発電所事故を踏まえた対策として、原子炉格納容器フィルタベント系については、ベント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。また、遠隔手動操作機構を設け、二次格納施設外から遠隔で手動操作可能な設計としている。なお、待機時の窒素充填を目的として設置するラプチャーディスク開放設計圧力は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。

耐圧強化ベントについては、空気作動弁を電動弁化し、ラプチャーディスクを撤去し新たに電動弁を設置した上で、炉心損傷前のみ使用する運用としている。

(9) - 1 ①関係

(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。

ご回答

中間取りまとめのとおり、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^{*1}、およびD/W圧力とS/C圧力の挙動^{*2}から、ベント成功と判断できるベント操作は2回のみと考えられる。

※1：成功した2回のベントに比べ、その他タイミングでのPCV圧力低下速度は緩やか

※2：S/Cベントにつき、ベント成功時にはS/C圧力<D/W圧力となる。この挙動に合致したのは、成功した2回のベントのみ

(9) - 2 ①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。

ご回答

原子炉建屋は、二次格納施設としてPCVから漏えいした放射性物質等が直接大気に漏えいすることがないように設計している。また、PCVから漏えいした放射性物質等については、SGTSにより処理し、原子炉建屋内より排出する設計としている。

一方、福島第一原子力発電所4号機においては、水素爆発が発生するまでは原子炉建屋が健全であったため、原子炉建屋内へ水素が蓄積するとともに、全交流動力電源喪失が継続することでSGTSにより原子炉建屋内の気体の排出ができず、原子炉建屋内に長期間水素が滞留したと考えられる。

(9) - 3③関係

(ア)建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えるか。

(イ)建屋内に滞留する水素の濃度は可燃限界を超える場合が想定されるか。

ご回答

静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になることを条件に設計しており、また、PCVからの水素の漏えい量は、有効性評価結果よりも過酷な条件を想定して保守的に設定している。さらに、静的触媒式水素再結合装置の設置台数についても、保守的に水素処理性能が50%低下することを見込み、設定している。

なお、静的触媒式水素再結合装置の機能を維持管理するために、定期点検時に試験装置を用いた性能試験を実施していく。

項目	静的触媒式水素再結合装置 設計条件	有効性評価結果 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
水素発生量	約990kg (AFC (燃料有効部被覆管) 100%相当)	約282kg (AFC (燃料有効部被覆管) 約29%相当)
原子炉格納容器 漏えい率	10%/day (一定)	約1.0%/day (最大)

また、原子炉建屋内水素濃度(原子炉建屋燃料取替床)が2.3vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントの実施によって、PCVからの漏えいを抑制する運用としている。

上記ベントの実施にも関わらず、原子炉建屋原子炉棟内に水素滞留が生じた場合には、原子炉建屋ベント設備により原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床)の天井部分から水素を排出する運用としている。

したがって、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する水素濃度が可燃限界を超えることは想定されない。

以上

東北電力株式会社における見解等に対する確認項目

【中間取りまとめに関する見解等(回答)及び追加確認事項への回答(東北電力株式会社)】

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	回答内容、理由	
水素防護	<p>【水素濃度】 ○これまでの知見として、3元図(水素-空気-水蒸気)が一般的だが、これは理想的な状態と考えている。1Fの原子炉建屋の破損状況からは水素濃度8%程度の水素の爆燃で十分説明できると考えている。</p>	(5)-1②関係 (ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	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の更なる調査・検討については、対象となる材料の推定、材料の物量や存在箇所、材料が可燃性ガスを発生する温度条件の把握を含めた詳細な水素以外の可燃性ガスの爆発発生メカニズムの検討等が必要と考えている。調査・検討にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。	① 無 ② 要	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。	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ることから、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)	
	<p>【水素滞留】 ○水素ガスの挙動として、定性的には水素等は軽く密度が低いので上向きの浮力があるとされているが、爆発による破損状況からはオベフロより下の階に水素がある程度あったと考えられる。原理として物が上がっていく考えを集中させるのではなく、ゆっくりと漏えいする場合など漏えいしたフロア(オベフロより下階)へそのまま拡散するなどの視点が必要と考えている。</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。 (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。	(ア)以下のとおり、原子炉建屋原子炉棟については下層階の水素滞留対策を実施している。 PCVからの水素漏えいは、D/W主フランジおよびPCVハッチ類の貫通部から想定され、漏えいした水素は、比重の関係で原子炉建屋下層階から原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取扱床)まで上昇し、滞留する。滞留した水素は、原子炉建屋地上3階に設置する静的触媒式水素再結合装置により酸素と再結合処理されることで、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制することとしている。原子炉建屋内水素濃度(原子炉建屋燃料取扱床)が1.3vol%に到達するまでは、SGTSを使用することから、原子炉建屋下層階から原子炉建屋地上3階への水素の移動が促進されるものと考えられる。 PCVハッチ類には、原子炉建屋下層階の小部屋形状になっている箇所(局所エリア)に設置されたものがあるが、局所エリアに漏えいした水素も、空調ダクト等を通じて原子炉建屋地上3階の静的触媒式水素再結合装置に導かれるため、原子炉建屋下層階で水素が滞留しない構造になっている。		(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。	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えいも考慮し、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えいを抑制し、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えいを抑制する。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。
	<p>【水素の挙動】 ○原子炉建屋の中に触媒式水素再結合装置(PAR)を設置する際、水素の出る経路を考えた評価をしているのか。あるいは、出てきた水素は瞬時に均一に混じって平均濃度になり水素の除去ができるという評価なのか。</p> <p>○水素の漏えいパスには大きな不確かさがあり、炉心溶融がおきている状況でどこから水素が出てくるかは分からないし、流速も分からない。ソースに不確かさがある中ではGOTHIOを使った決定論的解析は、こういった計算もありうるという程度のものである。このような不確かさを考慮してPARの配置をしているのか。</p> <p>○ソースに不確かさが大きい中でのCFDコードを使った決定論的な解析は、こういうこともあり得るという一例にすぎず、それを根拠に対策の十分性を示すことは、基本的に方法論として無理がある。今の時点では、エンジニアリングジャッジメントが可能くらいではないか。ベネについては、個別試験はあるが、格納容器が過圧かつ過温の状況ではベネの密閉性にそこまで信頼を置けるか疑問がある。</p>	(イ)前項(5)-1③関係(ア)の回答のとおり、原子炉建屋下層階の水素は原子炉建屋地上3階まで上昇し、滞留する構造になっている。原子炉建屋地上3階に滞留した水素は、静的触媒式水素再結合装置の反応熱による上昇気流の発生に伴い、対流により拡散され、均一化されるものと考えられる。また、原子炉建屋原子炉棟全体においても、時間経過と共に水素濃度が均一化することを確認している。				原子炉ウエルへの注水等により、PCVヘッドからの漏えいが抑制され、結果としてオペレーティングフロアに直接水素が漏えいしなくなると、原子炉建屋下層階からの漏え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え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。	
	<p>【可燃性ガス】 ○3号機の水素爆発の映像を分析したところ、火炎に色があったり、爆発の後 上がっていく大きな黒い噴煙があるなど、いわゆる水素だけの爆発で起きたものではなく、水素以外の可燃性ガスの存在があるのではないかと議論している。そのため、ケーブルや塗装などの知見を基礎的な部分から積み上げていきたい。</p> <p>○1Fの場合、40年前に敷設した古いケーブルが反応した可能性があり、同じケーブルが手に入るかという難しい部分もあるが、基礎的な実験を行う場合、同じようなものを使いたいと考えている。具体的には、窒素雰囲気中で、例えば燃料デブリが落ちてきたものに触れたり、その近傍にあって非常に高温になったり、あるいは蒸気がかかっている低温の中でガスが出たりなど、様々なパターンを見ながら実験をしたいと考えている。事業者として、どういうイメージを持っているか。</p>	(ア)調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。 (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。	(ア)調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。 (イ)ケーブルの電気絶縁材として使用される合成ゴムが、400℃以上の窒素と蒸気の雰囲気環境下において、エタンやアセチレン、プロピレンといった非凝縮性ガスや酸性化合物を生成するという海外の知見については認識しているが、加熱時間や圧力、合成ゴムの組成等、実験の詳細は把握していない。		(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 ② 要 ③ ④ なし

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	
【ベント回数】 特に議論なし	(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。 (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。	(ア) 3号機では、2011年3月13日8時41分にベントライン系統構成は完了したものの、このタイミングではPCV圧力が低かったためラフチャーディスクが開放されず、ベントが開始されなかったと考えられる。その後、意図しない自動減圧系の動作によるPCV圧力の上昇により、ラフチャーディスクが開放し、1回目のベントが成功したと考えられるが、しばらくして空気作動弁であるベント弁が駆動用空気圧抜けにより閉止し、ベント継続に失敗している。 仮設備によるベント弁の駆動用空気の確保等により、2回目のベントに成功するが、駆動用空気圧の不足等によりベント弁を開維持できず、以降、ベントに成功しなかったと考えられる。 ベントに成功しなかったのは、空気作動弁であるベント弁に対し、駆動源である計装用圧縮空気系からの空気供給に失敗したことが要因と考えられる。 福島第一原子力発電所事故を踏まえた対策として、原子炉格納容器フィルタベント系については、ベント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。また、遠隔手動操作機構を設け、二次格納施設外から遠隔で手動操作可能な設計としている。なお、待機時の窒素充填を目的として設置するラフチャーディスク開放設計圧力は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。 耐圧強化ベントについては、空気作動弁を電動弁化し、ラフチャーディスクを撤去し新たに電動弁を設置した上で、炉心損傷前のみ使用する運用としている。 (イ) 中間取りまとめのとおり、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※1、およびD/W圧力とS/C圧力の挙動※2から、ベント成功と判断できるベント操作は2回のみと考えられる。 ※1: 成功した2回のベントに比べ、その他タイミングでのPCV圧力低下速度は緩やか ※2: S/Cベントにつき、ベント成功時にはS/C圧力<D/W圧力となる。この挙動に合致したのは、成功した2回のベントのみ	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	中間取りまとめのとおり、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	否	(6)-2④に記載のとおり、SA設備によるベント実施時には、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	
【BWRIにおける建屋の水素爆発】 OBWRIにおいて、原子炉建屋の水素爆発は許容できないものであり、その後のAMの戦略を全て台無しにしてしまう。1号機で水素爆発を起こさなければ、2号機、3号機に取り付いてAMの作業をあれこれやろうとしていた。水素爆発で一切、人が寄れなくなり、その後のAMを全て駄目にしてしまった。水素爆発が絶対に許容できないものであるならば、よく分からないからやらないではなく、よく分からないのであれば、考えられ得る対策を取るしかない、実効的に否定できないのであれば、これは対策を取らざるを得ないという判断をすべき。 【建屋内の空気の流れ】 ○水素の前に建屋内の空気の流れ、どこでどんな流れが生じているのか、条件が変わるとどうなるのかということを実測したような経験はあるのか。 ○1F事故の際は、建屋の中は、空気、あるいは水蒸気も多少入っているかもしれないが、軽いガスが入ってきたときにどんな挙動をするのか。実験的に何かやりようがあるのではないか。実機を持った事業者がアイデアを出し、空気の中に軽いガスが混じった場合にどんな挙動をするかおさえる必要がある。	(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。	原子炉建屋は、二次格納施設としてPCVから漏えいした放射性物質等が直接大気へ漏えいすることがないよう設計している。また、PCVから漏えいした放射性物質等については、SGTSにより処理し、原子炉建屋内より排出する設計としている。 一方、福島第一原子力発電所4号機においては、水素爆発が発生するまでは、原子炉建屋が健全であったため、原子炉建屋内へ水素が蓄積するとともに、全交流動力電源喪失が継続することでSGTSにより原子炉建屋内の気体の排出ができません。原子炉建屋内に長期間水素が滞留したと考えられる。	(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し、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	中間取りまとめのとおり、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	否	当社は排気筒やベント配管を他号機と共有していないことから、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	なし	(5)-1④に記載のとおり。
【水素の検知と処理】 ○水素が出てきたときに水素の検知と処理、あるいはその処理ができない場合は対策を考える必要がある。水素の検知は対応が図られている。一方、処理については、PARだけで大丈夫か。何か技術開発する余地があるのではないか。あるいは、対策として、ガスの流れを把握し、ブローアウトパネルを開けることでガスが全て放出されるか事業者として把握していただきたい。 【ブローアウトパネル】 ○ブローアウトパネルは1F2号機の水素爆発を防げた要素だとは思いますが、例えば、1F4号機では、3階のCRD交換機室で爆発が起こっている。ブローアウトパネルがオベフロにそれなりに有効であろうというのはいえるが、3階などの低い階にまでブローアウトパネルの効果が働くというのは相当苦しいのではないか。PARも5階にしかないことから、オベフロより下階の限界点はどこにあるのか探るといってはもっと前向きになっていいのではないか。 【着火源】 ○1F3号機の4階が最初に着火したように見えていて、その理由が偶発というのはそのとおり。ブローアウトパネルやPARによって水素濃度も段々下がっていくと思うが、一旦建屋に水素が出ると、運転員等にSA対策や復旧作業を取りに行かせるのは非常に厳しい判断であり、そのためどこまで知見を蓄積できるのかという問題となる。一つの考えとして、むしろ建屋への水素の漏えいの可能性をミニマムにする措置をとるなど、限界条件についての知見を蓄積していくアプローチもある。	(9)-3③関係 (ア) 建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えられるか。 (イ) 建屋内に滞留する水素の濃度は可燃限界を超える場合が想定されるか。	静的触媒式水素再結合装置は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になることを条件に設計しており、また、PCVからの水素の漏えい量は、有効性評価結果よりも過剰な条件を想定して保守的に設定している。さらに、静的触媒式水素再結合装置の設置台数についても、保守的に水素処理性能が50%低下することを見込み、設定している。 なお、静的触媒式水素再結合装置の機能を維持管理するために、定期点検時に試験装置を用いた性能試験を実施していく。 また、原子炉建屋内水素濃度(原子炉建屋燃料取替床)が2.3vol%に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系によるベントの実施によって、PCVからの漏えいを抑制する運用としている。 上記ベントの実施にも関わらず、原子炉建屋原子炉棟内に水素滞留が生じた場合には、原子炉建屋ベント設備により原子炉建屋地上3階(原子炉建屋燃料取替床)の天井部分から水素を排出する運用としている。 したがって、原子炉建屋原子炉棟内に滞留する水素濃度が可燃限界を超えることは想定されない。	(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、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が必要がある。	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	無	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	

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
ベント機能	【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし			(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 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(50μSv/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。
ベント機能	【二次格納容器】 OBWRにおける二次格納容器に期待している機能なり性能というのをどう捉えているのか。閉じ込めを期待しているのか、一定のDFを期待しているのか。 ○使用済燃料の方は理解出来るが、原子炉本体に関して、炉心に対して二次格納容器が一体どういう役割を期待されているのか、あるいは期待していないのか。何らかの閉じ込めを期待しているのだったら、なぜああいう設計なのか。漏えいがあった際のDFを期待していたのなら、なぜああいう設計なのか。一体何を炉心に対して期待して設計されたのかが分からない。何かがあったときに取りあえず外側という場合でも設計する際には、その設計に対する要求条件があったはずであり、その要求条件は何だったのか。 ○歴史的な流れからすると今のようなSAの状態というか、これを考慮して格納容器の設定がなされたのではない。ある程度、耐圧なり、温度なりに条件を与えて、相応に頑強なものだということで、SAみたいなのがあっても持つであろうという想定の下に存在している。SA時には格納容器の中にソースタームが放出されるわけで、格納容器のベネやハッチからどうしても漏れることとなる。その漏れるものをどうするかということで、結果として、元々BWRは格納容器を小さめに造っているのだから、そういうベネやハッチがあちこちたくさん出来てしまい、PWRのようにアニユラス部を造ることが出来なくて、建屋で困うという設計になったのだからと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏えいしてくるということが明示的に考えられなかったのは大きな問題だったと思っている。 ○炉心に対しては、PWRのアニユラスとのイメージが一番近いかという感じ。特に、BWRは格納容器の容積が小さいため、熱容量という点ではサブプレッション・プールで補ってはいけるものの、容積だけではどうにもならないので、アニユラスみたいなものに替えて比較的大きな空間を、さらに燃料プールもあるからという設計思想と理解。そうだとするとやはり二次格納容器と呼ぶのはどうかという感じとなる。 ○OBWRでは、格納容器を小型化するとき、中にはなるべく物を置かないようにしたため、運転あるいは安全系の補機で必要なもので近くに置きたいものをその周りに置くために建屋として置かれたとも考えられる。設備のレイアウトみたいな観点も当然あったと考えられる。			(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。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。
			(ア) PCVの基本的な設計の考え方は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊または故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とすることとしている。 福島第一原子力発電所事故以前は、PCVの隔離機能の確保を優先した設計としていた。AM検討時においては、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を検討しており、そのため、PCVの隔離設計を阻害しないように耐圧強化ベントにラプチャーディスクを設置する設計としていた。 福島第一原子力発電所事故以降は、事故の知見を踏まえ、事象進展を考慮し、PCVからの除熱機能の確保も含めたPCV破損防止対策を検討しており、格納容器過圧・過温破損、高圧溶融物放出・格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)、水素燃焼および溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)というPCV破損モードへの対策を実施している。5月10日の回答では、この中で、PCV過圧破損と過温破損の対策の例を記載している。 (イ) PCVの過圧の要因として、水蒸気以外にも水-ジルコニウム反応や水の放射線分解、PCV内の亜鉛・アルミから発生する水素およびMCCIにより発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮し設計に反映している。 (ウ) PCV破損防止対策としては、様々な状況を想定してもPCVの破損を防止する対策を実施する必要がある。 SA時においては、福島第一原子力発電所事故のように、想定されるシーケンスと同一ではない事象進展となる可能性があるが、その場合においても、有効性評価審査ガイドで「必ず想定すべき格納容器破損モード」として挙げられている典型的なPCV破損モードのいずれかによってPCVの破損に至るものと考えられる。 また、女川2号機におけるレベル1、5PRAの評価結果を踏まえると、過圧破損(未臨界確保失敗)やインターフェイスシステムLOCA等のPCV破損モードが抽出されるが、いずれのPCV破損モードも炉心損傷防止対策にて対応することから、他に想定すべきPCV破損モードとして考慮する必要はない。 このことから格納容器過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼およびMCCIといった典型的なPCV破損モードを防止するという目的で対策を実施することが適切であると考える。			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

	前回合会(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
ベント機能	【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし			(1)-3		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が作動したことと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 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。 「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を超過した場合と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。 ・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。 (参考) ・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	
	【AM対策】 特に議論なし	(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。 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。 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) 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) 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)	<p>当時は、PSAおよびSA時の事象に関する知見に基づき、安全性を一層向上させることを目的として、AM対策について検討を行っていた。</p> <p>PSA等の知見から、炉心損傷に対する寄与が大きいシーケンスおよび支配的なPCV破損モードを想定する事故シーケンスを特定し、炉心およびPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出した。PSA等の知見から抽出されたAM対策を表1に、AM対策の具体的内容を表2に示す。</p> <p>当時、AM対策を考慮したPSAの結果より、AM対策により全炉心損傷頻度および全格納容器破損頻度は約9割以上低減することを確認していた。</p> <p>また、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方の下、既存設備の安全機能へ影響を与えないことを基本方針として対策を講じていた。当時の既存設備の安全機能への影響確認結果を表3に示す。</p> <p>一方、耐圧強化ベント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、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以下の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 ・連続より勾配ではない配管設計 <p>このため、耐圧強化ベントの信頼性向上のため、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、他系統との隔離に必要な電動弁と合わせて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、炉心損傷前のみ使用する手順に変更することとしている。</p> <p>※表1～表3については、最終欄参照。</p>			

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
【耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続】 特に議論なし			(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 中間取りまとめのとおり、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。
		(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は、原子炉格納容器調気系から分岐し、SGTSと合流した後、排気筒を経由し排出する流路を構成しており、SGTS以外には他系統と接続されていない。 SGTS(耐圧強化ベントライン)配管は、排気筒下端(地表面)まで配管敷設され排気筒内で開放される構造 となっており、排気筒内には気体廃棄物処理系配管があり、また、排気筒は原子炉建屋原子炉換気空調系の排気ダクトと接続されている。 なお、AM対策において既存系統に接続した系統については、前項(2)及び(3)関係の回答「表3 既存設備の安全機能への影響確認結果」に記載のとおりである。			③ 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。 ・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 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となる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 に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。
					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。
【AM対策の設計、施工および運用の考え方】 特に議論なし			(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た設計、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となる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
【排気筒の構造】 ○耐圧強化ベントについて、BWR各社で排気筒を経由してベントを出すという共通の認識だったとしているが、事故分析では当該排気筒は非常に汚染の程度が高かった。根本的なところとして、排気筒から放出できる設計だったのか。島根1号機は排気筒に対してSGTS配管が途中までしかない、1F1号機と同様の設計であり、当時、耐圧強化ベントを設計したときにどのような流動を想定していたのか等の知見はないか。			(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 中間取りまとめにおいて、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)-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とは、BWR各社での共通認識であったか。 AM対策の整備では、 既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図るという基本的な考え方はBWR各社の共通認識 としていた。この共通認識の下、当社は既存の原子炉格納容器調気系から接続する耐圧強化ベントラインを新たに設置し、既設のSGTS配管へ合流する設計としていた。 耐圧の強化および既存設備の安全機能へ影響を与えないことの検討は行っていたが、SGTS配管へ合流した先の排気筒に係る検討は行われていなかったものと考えられる。			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、排気筒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

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	
【排気筒の構造】 特に議論なし	(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。	PCVベントの挙動の特徴として、運用と組成の面から以下の点が挙げられる。まず、運用面としては、福島第一原子力発電所事故においては、PCVベントを間欠的に実施したことがあげられる。また、組成面として、一般的には炉心損傷後のベントガスには、水蒸気のほか炉心損傷に伴い発生する水素や各種エアロゾルが含まれ、加えてMCCIが発生した場合には一酸化炭素が発生することとなるが、福島第一原子力発電所事故においては、溶融炉心のPCV下部への落下に伴いMCCIが発生していたと考えられることから、PCVベント時のベントガスには水素等に加えて、一酸化炭素が含まれていたと考えられる。なお、適合性審査の有効性評価において、MCCIの発生を想定しているが、PCV下部への注水対策によりMCCIによる浸食を抑制することで、一酸化炭素の発生量が軽微であることを確認している。	(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で、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。
【流路構造やベントガスの組成等の考慮】 特に議論なし			(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	
【ベントガスの挙動】 特に議論なし			(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)-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)。	原子炉格納容器フィルタベント系は、排気筒内に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計としている。また、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、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止している。系統内で可燃性ガスが滞留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できるバイパスラインを設置し、また、フィルタ装置に接続される枝管は下向きまたは水平に設置することにより、可燃性ガスの局所的な滞留を防止している。なお、炉心損傷前はPCV内の可燃性ガスが微量であることから、耐圧強化ベントを使用する手順としているが、耐圧強化ベントのPCVから排気筒に至る配管は、連続上り勾配になっていないため、可燃性ガスが系統内に滞留する可能性があり、炉心損傷後は使用しないこととしている。※:PCVからフィルタ装置までの流路の間で、上向きに分岐した後、弁により隔離されている他系統へ接続する配管。当該箇所は原子炉建屋内に2箇所ある。			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	

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
ベント機能	[真空破壊弁の故障] 特に議論なし			(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。
減圧機能	[SA時の漏えい経路] 特に議論なし			(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。
		(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。	真空破壊弁は差圧により動作して炉心の目星により閉止する単純な動作機構を持つ信頼性が高い設備であると考えているものの、D/WとS/C気相部を結ぶ真空破壊弁が故障した場合、D/W中の気体が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るため、Cs-137放出量が増加する影響がある と考えられる。また、LOCA時に真空破壊弁が全閉しない場合、破断口からD/Wに漏えいした蒸気を含む冷却材等が、直接S/C気相部に移行することになるため、 S/C水による圧力抑制効果が低下してPCV圧力の上昇につながる影響がある と考えられる。			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)。
		(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、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	そのため、これらの現実的な影響をPRAにおける成功基準の検討において整理するとともに、真空破壊弁の故障が含まれる代表的な事故シーケンスの発生頻度等を踏まえて、現状の対策の有効性を確認していく必要があると考えている。 なお、適合性審査において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でもCs-137放出量が100TBqを下回ることを確認している。			③ (4)-1③に記載のとおり。
						④ なし
減圧機能	[SRV逃がし弁機能] 特に議論なし			(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、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 であるとされており、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が開状態および閉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

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	回答内容、理由
【SBO条件下での機器の不安定動作の可能性】 特に議論なし			(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。
	(6)-2②関係 (ア) シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。	機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、機器の不安定動作は生じないものと考えている。 なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。 (主蒸気逃がし安全弁については、(6)-2③関係(ア)に記載。)			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。
	(6)-2③関係 (ア) 1FのSRV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。 (イ) 不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。	(ア) SRVの窒素供給が停止した場合、アキュムレータの残圧で動作を行うこととなるため、窒素の消費による圧力低下と弁開に必要な圧力との関係により、不安定動作が生じるものと考えられる。 このため、SA対策として、高圧窒素ガス供給系(非常用)を整備し、さらに、SRVのアクチュエータに直接窒素を供給する代替高圧窒素ガス供給系を設置することにより、SRVの作動に必要な窒素の喪失に備えた対策を実施している。 なお、SRVの不安定動作に対する検証をする場合、当社プラントデータの提供等、必要な協力をさせていただく。 (イ) 機器の健全性確認において、設置場所における環境条件と機器の環境耐性を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、不安定動作を生じる可能性がある機器はないものと考えている。 なお、機器の不安定動作の要因として駆動用の空気や窒素不足が挙げられるが、SRV以外のSA設備は、駆動用の空気や窒素を使用しない設計としている。 また、動的機器ではないが、最も厳しい環境条件となるPCV内に設置するSA設備には、SRV以外に計装設備(原子炉水位(凝縮槽)、PCV内水素濃度、D/W水位等)があるものの、仮にパラメータの計測が困難となった場合には、代替パラメータによる推定の対応手段を整備している。			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。
減圧機能 【SRV安全弁機能】 特に議論なし	(7)-1①関係 (ア) SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。	SRVの作動機構はバネ力により閉止する構造であり、バネ力以上の圧力が加われば開放する構造である。中間取りまとめのとおり、SRVの安全弁機能の作動開始圧力低下要因は、弁体押さえバネの温度上昇によるバネ力低下、弁座の荒れによる弁のシール性低下であり、他の要因はないものと考えている。	(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。	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されており、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
【知見の集積】 ○シビアアクシデント(SA)は設計基準(DB)の枠を超えているため、分からないことが起こるものと思わざるを得ない。こうなるはずだという演算的アプローチもあるが、結局最後は、ここから先は危険ゾーンだというのがどこまで分かっているかというのが大事な情報となる。例えば、水素の濃度は水蒸気雰囲気下では一体何%になればどれくらいの圧力を生み出すかなど、知見を集積していく努力が必要。これは、規制組織だけでなく、事業者も一緒になって考えていかないと継続的改善は進まないと思っている。実験をやるとか、シビアアクシデント時の機器の挙動についての知見を事業者の中で分担して蓄積していくなどの実証的アプローチをやっていくということにはならないのか。 ○知識のフロンティアを進めていくこと、福島以前を超えた今の新しい原子力の安全の考え方の中で、継続的改善と、全体としての安全性向上という中で、積極的に事業者が役割を果たすという動きが大切ではないか。	(7)-2①関係 (ア) SA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。	SA時に機能に期待するSA設備については、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを事業者にて確認している。また、SA時にSA設備による対策に期待しない場合、想定される環境条件を超えることも考えられるが、そのような状況における機器の挙動に関する知見についても、継続的に収集していく方針としている。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。	(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。
	(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。	想定する環境条件をはるかに超える状態における機器の挙動や作動回数等の知見拡充は、一層の安全性向上を図るうえで有益であり、継続的な調査が有効であると考える。			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。
【SA環境下の試験等】 ○知見の集積に関連して、具体的な試験、電力でないとできない試験等を提案し、それに応えてもらえるかどうか。例えば、PCVのベネについては高温・高圧下での漏えい試験等々はほとんど前例がない。一方でSA時の格納容器の挙動を考える上では重要なものとなる。現状は、設計漏えい率を用いているが、これ自体保守性が積まれていたり、過温条件というような考慮がされているものでもない。SA条件を考慮した、あるいは視野に入れた漏えい率試験などはSAを考える上で非常にニーズが高いと考えるが、事業者としてはこのような試験は可能なのか。			(7)-2		③ (6)-2③に記載のとおり。
					④ なし

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
【SA条件下での計測機器の信頼性】 特に議論なし			(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
【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし			(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
減圧機能 【ADSの作動に関する設計条件】 特に議論なし			(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 SAIに至る各事象に対して対処するため、LOGA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
【水素によるPCV加圧】 特に議論なし			(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

※ 表1~表3については、『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) 2021年7月2日 東北電力株式会社を参照のこと。

発室発第13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

東京都台東区上野五丁目2番1号
日本原子力発電株式会社
取締役社長 村松 衛

「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』(原規発第2104051号)をもって依頼のありました当社への見解等の聴取について、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の回答(別紙2)

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
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, ○○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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)2号機において、ベントが成功しなかった要因(PCV圧力とRD作動圧力との関係)については概ね説明されており、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所におけるアクシデントマネジメント(以下「AM」という。)整備時の耐圧強化ベント系のRD作動圧力の設計思想は、1Fと同様であり、RD作動圧力を約[]kPa[gage](1Pd:310kPa[gage])に[]の誤差を考慮)に設定していた。 (当時のPRAの知見に基づき、崩壊熱除去機能喪失を起因とするCDFの低減効果に着目する等、主にPCVの過圧破損を防止するための設備として期待していたこと、設計基準を超えた状態での使用を想定していたことにより、PCV最高使用圧力でのRD作動圧力の設定は妥当なものと判断していた。) 1F事故時の教訓を踏まえ、PCVベント設備は必要なときに確実に使用できるよう、弁を遠隔操作・現場操作するための設備や手順を整備するとともに、ベント操作時に確実に作動する低いRD作動圧力(東海第二発電所の場合:約0.08MPa[gage])を設定する。
		④	敦賀発電所1号機は、耐圧強化ベント系をAM策として採用していない。 (耐圧強化ベント系のCDF低減効果は小さいと判断したため) AM策としては、一弁の開動作のみによって除熱可能な非常用復水器(以下「IC」という。)への更なる水補給手段を整備することとした。 (交流電源喪失時においても炉心冷却及び除熱が可能である特徴を考慮したため)
(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 事象進展に応じた事故対策の目的・役割を検討・整理することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否 PCV破損防止対策は、各種のPCV破損モード及び事象進展に応じて、その役割や目的を明確にした上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討については不要である。
		③	AM整備時は、PCVからの除熱機能をさらに向上させるものとして、過圧破損防止に係るAM策を抽出していた。 重大事故等(以下「SA」という。)対策の有効性評価に係るシーケンス選定においては、耐圧強化ベント系をはじめとしたAM策を考慮しないPRA結果に基づき、事故シーケンスの選定及び必要な対策の検討を行っている。 その上で、事象進展に応じて各種のPCV破損防止対策に期待される役割等を明確にした上で容量・耐性その他の設計を行い、それらを使用する判断基準についても、過圧/過温破損防止や水素燃焼防止といった目的ごとに明確に手順化することで、確実に効果的に機能を発揮できるよう配慮している。
		④	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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については分析されたものと相違ないと考えているため、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じである。ただし、1F3号機と比較して、低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じである。ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。
		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。	①	無	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否	耐圧強化ベント系及びSGTSの系統構成やベントガスの流入メカニズム等については概ね明らかとなっており, 更なる調査・検討は不要と考える。
		③	<p>東海第二発電所における耐圧強化ベント系の系統構成は, 1Fと同様に, SGTS配管へ接続されており, SGTS側を隔離する弁(SGTSフィルタ出口側の隔離弁)はフェイルオープン設計である。(工学的安全施設の設計としてフェイルセーフにするという考え方に基ついたものであるが, 耐圧強化ベント系を使用する場合の逆流を想定し, 全交流電源喪失(以下「SBO」という。)時でも当該隔離弁を閉止維持できるよう弁駆動用窒素ポンペを配備していた。ただし, 直流電源の喪失状態が生じた場合には, 1Fと同様に隔離機能が喪失していたことが考えられる。)</p> <p>1F事故時の教訓を踏まえ, 新設のPCVベント設備の排出流路については原則として他系統との接続は行わない等の設計上の配慮を行う。また, 東海第二発電所の耐圧強化ベント系については, 炉心損傷前のみ使用する運用とする。</p>	
		④	なし	
(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	AM整備時の検討経緯を確認することは, 今後のプラント安全管理においても有用と考えられ, 異なる見解はない。
		②	否	1F事故時の教訓を踏まえ設備の設計・施工及び運用を適切に検討・実施するため, 更なる調査・検討は不要と考える。なお, 原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。
		③	<p>AM整備時においては, 既存設備との接続部は隔離弁により機能的に分離し, 分離可能となる範囲までは上位クラスと同等の設計を行う他, 単一の誤操作や誤動作による既存の設計基準対象施設等への悪影響がないよう配慮の上, 設計を行っていた。</p> <p>ただし, (2)-1③に記載のような教訓が得られたことから, 当時の検討経緯やこれらの教訓を踏まえ, 設備の設計・施工及び運用へ適切に反映していくことが重要であると考えている。</p> <p>今後の設備管理においては, 各種設備が相互に悪影響を及ぼさず要求機能を確実に発揮できるよう, 設計等の管理を行う。</p>	
		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 中間取りまどめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 排気筒を含む耐圧強化ベントの流路構造については確認されており、更なる調査・検討は不要と考える。
		③	東海第二発電所の耐圧強化ベント系の排気配管は、1Fと同様に、SGTSの排気配管に合流する設計となっている。ただし、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されている点は異なる。 なお、本設計は耐圧強化ベント系の設置以前からのものであり、AM整備時に変更したものではない。
		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 中間取りまどめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 排気筒下部の汚染原因は明らかとなっており、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所における耐圧強化ベント系の排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部での高い汚染が生じない構造となっている。 1F事故における教訓等を踏まえ、炉心損傷後のベントはフィルタベント設備を用いて実施することにより、放射性物質による汚染等を低減する。また、PCVベント設備の排出流路については、排気流路を上り勾配にする、分岐を少なくする、窒素封入により不活性化する、流路や排気口は事故対応への影響を考慮して位置を定めるといった、ベントガスに含まれる放射性物質や可燃性ガスによる影響を考慮した設計とする。
		④	なし
(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整備時の検討経緯を確認することは今後のプラント安全管理においても有用と考えられ、異なる見解はない。
		②	否 AM整備時においては、ベントガスの挙動等の想定に十分でない点があった。今後の対策においてはこれらを適切に考慮しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。
		③	東海第二発電所におけるAM整備時の耐圧強化ベント系の系統設計については、排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部の高い汚染が生じない構造となっている他、200°C2Pdまでの耐力を確保するなど設計上の配慮も行っていた。 ただし、炉心損傷後のベントガスについては、サブプレッション・プールでのスクラビングに期待しサブプレッション・チェンバ側からベントするといった検討はなされたものの、ベントガス中の水素の含有といった想定には十分でない点もあり、1Fと同様に水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計となっていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、新設のフィルタベント設備については、SA時の状態を踏まえ(3)-2③に記載のような各種の配慮を確実に実施する。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前にのみ使用する運用とする。
		④	なし

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 ベントガスの性質・挙動等を考慮した上で、設備の設計・管理を行うことは重要であり、異なる見解はない。
		②	否 PCVベント設備は、ベントガスの性質・挙動に配慮した上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討は不要である。
		③	(3)-3③のとおり、耐圧強化ベント系は水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計であったことを踏まえ、(3)-2③や(3)-3③に記載のとおり、PCVベント設備については排出されるベントガスの性質・挙動に配慮した設計及び運用を行う。 また、ベント実施後は窒素置換により水素ガスの残留を防止するとともに、配管等に付着した放射性物質を考慮して遮へいや線量評価を行うといった、ベントガスの特徴に配慮した対策とする。 今後もベントガスの性質・挙動について新たな知見が得られた場合には、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④	なし
(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 1Fにおける真空破壊弁の故障有無については明確でないが、故障が発生した場合に各種のプラント挙動に影響が生じ得ることについて異なる見解はない。
		②	要 事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
		③	真空破壊弁は、動作機構が単純であり信頼性の高い設備であると考えられる。その上で、今後も真空破壊弁の計画的な保全を継続的に実施し、機器の信頼性確保を行う。なお、耐環境性向上のために、真空破壊弁のシール部に対して改良EPDM材を適用することについても検討を実施している。
		④	なし
(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 真空破壊弁の故障による影響については今後の検討が必要と考えられ、異なる見解はない。
		②	要 事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
		③	(4)-1③に記載のとおり、真空破壊弁の信頼性確保対策を継続的に実施する。 一方で、福島第二原子力発電所1号機において、真空破壊弁の損傷が確認された実例も踏まえ、真空破壊弁の開固着等が生じた場合の影響についても、東海第二発電所のPRAモデル高度化の一環として検討を行っている。 なお、東海第二発電所のPCV破損防止対策の有効性評価においては、サブプレッション・プールでのスクラビング効果(放射性物質の捕集効果)を考慮せずベントガスを放出する場合の評価として、ドライウェルからのベントを想定した場合の評価を実施しており、その場合でも放射性物質の放出抑制効果が得られる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	
(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	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	要	1Fにおける水素燃焼発生時の着火位置や燃焼条件については未だ不明確な部分が多く, 継続的に調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		1F事故以前においては, 炉心損傷及びPCV破損を防止することを主眼にAM整備を行っていた。 1F事故における教訓等を踏まえ, SA時に想定される水素の発生・漏えい量を保守的に想定した上で, 必要な容量を有する水素濃度低減設備をPCV内又は原子炉建屋内に設置する。また, 原子炉建屋内のPCVからの漏えいが想定される箇所に水素濃度計を設置するとともに, 想定を上回る水素濃度の上昇が生じた場合でも, 水素濃度が可燃領域に至る前に水素を排出するための設備及び手順を整備する。 上記の検討においては, トップヘッドフランジや機器ハッチといった水素の漏えい可能性のある各所について, 漏えい量等を保守的に設定した上で対策の有効性を確認している。
		④	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	火炎等の性状により, 水素以外の可燃性ガスが含まれていた可能性について異なる見解はない。
		②	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスについては, その発生メカニズムや発生源(有機化合物等の種類・場所・量)について継続的に調査・検討する必要があると考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		原則として, 可燃性ガス対策においては水素の処理・漏えい低減及び排出により, PCV内外における水素燃焼を防止することが重要であると考えており, (5)-1③に記載のような各種対策を確実に実施・維持していく。その上で, 水素以外の可燃性ガスの発生可能性や燃焼への影響についても, 新たな知見を入手する都度, 事故対策や手順への反映を検討していく。
		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	SRVの中途開状態に関する検討事項は、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要	1Fにおける駆動源喪失時のSRVの挙動の詳細については未解明の部分があり、更なる調査・検討が必要と考えられる。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		1F事故以前においては、電源や圧縮空気を喪失した場合のSRVの不安定動作について検討の実績はなかった。一方で、不安定動作が生じない場合でも、SRVから冷却材流出が継続する状態であったことに変わりはなく、1F事故における事象進展においては、大きな影響はなかったものとする。 SRVや加圧器逃がし弁による原子炉減圧機能は事故対応において非常に重要であり、確実に機能を維持する方策として、電源や窒素供給設備の強化を行うとともに浸水防護等によりこれらの機能の喪失を防止する。また、東海第二発電所では、炉心損傷が進展し高温ガスがSRVに流入する場合の環境緩和策としてPCVスプレイを実施する手順を整備するとともに、SRVの高温耐性試験を踏まえSA環境下における健全性を確認している。
		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	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要	SRVやその他機器について電源や圧縮空気等の駆動源を喪失した際の挙動を網羅的に把握しておくことは、今後の事故対策の検討に活用できる可能性があることから、更なる調査・検討が必要と考えられる。(自社/他の電力会社)
		③		SA対策の有効性評価においては、SBO状態についても考慮した上でプラントの挙動や対策の有効性を確認している。また、(6)-1③に記載のような対策を確実に実施することで、SRVやその他機器の機能維持に万全を期す。その上で、電源及び圧縮空気といった駆動源を喪失した場合の機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④		敦賀発電所1号機のICについては、直流電源駆動の隔離弁の操作により原子炉の減圧・冷却を制御する設計となっており、交流電源喪失といったICを使用するシナリオについても訓練を実施するとともに、実機での動作実績も踏まえICの使用に係る経験を蓄積していた。 なお、直流電源が喪失した場合に交流電源駆動の隔離弁が閉止する設計は1F1号機と同様であり、直流電源の復旧(母線の受電確認)後に隔離信号をリセットし、ICを復旧する手順としていた。

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 SA環境下においては機器の挙動が変化するものと考えられ、異なる見解はない。
		②	否 1F事故時のSRVの安全弁機能の動作については、SA環境下における挙動の変化が概ね判明しており、更なる調査・検討は不要と考える。
		③	AM整備時においても、SA条件について一部検討を行っていた。(例:東海第二発電所のPCV内のペDESTAL注水配管には200°C2Pdの耐力をもたせる。) SA設備については、機能に期待する状況及び想定される環境条件を網羅的に整理した上で、SA条件下においても確実に動作するよう、より厳密に耐性・信頼性を確保する。
		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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要 設計上の想定を超えるような環境条件における機器の挙動等を把握・整理しておくことは、今後の事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われるため、継続的な調査・検討が必要と考える。(自社/他の電力会社)
		③	事故対策設備の耐環境性に係る考え方は(7)-1③に記載のとおりである。 なお、設計上の想定を超えるような環境条件における機器の挙動等についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		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 SA環境下における計測機器の信頼性を把握することは極めて重要であり、異なる見解はない。
		②	否 SA条件下における計測機器の信頼性については、耐環境試験により健全性を確認しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にて計測機器の信頼性の調査を行う場合には協力する。
		③	SA時に期待する計測機器については、想定されるSA環境条件を考慮した上で確実に動作するよう、耐環境試験等により健全性を確認し、必要な耐性・信頼性を持たせた設計とする。また、計測計器には多重性を持たせるとともに、機能喪失時の代替パラメータを定め、手順を整備する。 なお、設計上の想定を超えるような環境条件における計測機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		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	意図せずADSが作動しPCVの圧力上昇及びベントの作動が起こったことについて、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否	1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、更なる調査・検討は不要である。
		③		東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイマ及びタイマ作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、1F3号機と比較して、低圧ECCS作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。
		④		敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイマ及びタイマ作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。
(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の作動条件を確認し、意図せぬ動作の可能性について検討することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否	ADSの作動条件は適切に設計されていると考えており、更なる調査・検討は不要である。
		③		ADSの作動に関する設計の考え方は(8)-1③に記載のとおりである。
		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	水素等による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響を把握することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否	水素による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響は、現行のSA対策の有効性評価において適切に考慮しており、更なる調査は不要と考える。
		③		PCV破損防止対策の有効性評価においては、ジルコニウム(Zr)-水反応やその他の現象(水の放射線分解等)による水素発生について保守的に評価し、PCV圧力への影響を確認している。また、設計漏えい率等に基づきPCVからの漏えい量を考慮した評価も実施している。今後の各種評価においてもこれらの影響を適切に考慮していく。
		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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F3号機におけるPCV圧力やベントに係る挙動については, 概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	PCVベント設備の信頼性確保については(1)-1③に記載のとおりであり, 必要な際に確実にベント操作ができるよう配慮する。 これに加え, ベント操作実施時は, PCV内やベント設備に付随する計測機器により, ベント設備が確実に作動していることを確認する手段及び手順を整備する。
		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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F4号機における水素の流入・滞留及び爆発の推移については概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	原子炉建屋における水素対策については, (5)-1③に記載のとおりであり, 水素燃焼が発生しないよう種々の対策を実施する。
		④	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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F4号機における水素爆発時の状況については概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	(5)-1③に記載のとおり, 原子炉建屋における水素濃度の上昇及び水素燃焼の発生が生じないように, 種々の対策を実施する。その上でなお原子炉建屋の水素濃度が想定を超えて上昇する場合の運用(周辺作業の禁止等)について, 検討を行う。
		④	なし

発 室 発 第 45 号
2021 年 7 月 2 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

東京都台東区上野五丁目2番1号
日本原子力発電株式会社
取締役社長 村 松 衛

「『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6月18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)」に対する回答に係る対応について(依頼)(原規規発第2106182号)をもって依頼のありました当社への見解等に対する具体的な根拠や理由の聴取について、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

以 上

中間とりまとめに関する見解等の回答

『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(依頼)[令和3年6月18日]に対する回答				【参考】 「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5月10日]			
番号	聴取事項	回答	備考	番号	事項	回答項目 ※1	回答内容、理由
(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。 (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。 (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か。	(ア)重大事故等(以下「SA」という。)対策の検討に当たっては、考慮すべきPCV破損モードを網羅的に整理した上で、それらを防止するために必要な対策を検討していることから、各種のPCV破損防止対策の意義・役割を明確化した上で対策の整備を行っている。 (イ)SA対策の有効性評価においては、水蒸気だけでなく、想定し得る非凝縮性ガスの存在を考慮している。具体的には、水-Zr反応による水素発生やPCV内アルミ・亜鉛の酸化による水素発生、水の放射線分解による水素・酸素発生といった非凝縮性ガスの影響を考慮している。 (ウ)PCV破損防止対策は、事故状況(PCV圧力・温度等の挙動や原子炉圧力容器破損の徴候等)を把握し、事前の評価に依らず必要な時に必要な対応を行うことを目的として、監視計器やPCV破損を防止・緩和するための設備及び手順を整備することが適切であるか。		(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	AM整備時は、PCVからの除熱機能をさらに向上させるものとして、過圧破損防止に係るAM策を抽出していた。 重大事故等(以下「SA」という。)対策の有効性評価に係るシーケンス選定においては、耐圧強化ベント系をはじめとしたAM策を考慮しないPRA結果に基づき、事故シーケンスの選定及び必要な対策の検討を行っている。 その上で、事象進展に応じて各種のPCV破損防止対策に期待される役割等を明確にした上で容量・耐性その他の設計を行い、それらを使用する判断基準についても、過圧/過温破損防止や水素燃焼防止といった目的ごとに明確に手順化することで、確実かつ効果的に機能を発揮できるよう配慮している。
(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。)について、以下の事項を回答すること。 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。 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) 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) 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)	AM策の整備においては、当時のシビアアクシデントに係る知見やPRAの知見に基づき、プラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象(アクシデント)や対策機能を整理し、具体的な対策の検討及び整備を実施した。 それらの内容について添付①に示す。	添付① AM策整備当時のシビアアクシデントに係る知見及びPRAの知見に基づくプラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象及び対策機能等の整理				
(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。	耐圧強化ベント系は、上流側(PCVからの取出し側)において換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系との接続があるが、これらの系統への隔離弁はフェイルクローズ設計となっている。 その他、AM整備時において上位クラスの系統の改造や接続を行ったものとして、代替制御棒挿入(ARI)用の電磁弁等の新設、ペDESTAL注水ラインの新設、高圧炉心スプレイ系非常用480V母線からの融通用回路の新設があるが、いずれも隔離弁や遮断器で分離するまでの範囲は上位クラスと同等の設計とする配慮を行っていた。		(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。	③	東海第二発電所における耐圧強化ベント系の系統構成は、1Fと同様に、SGTS配管へ接続されており、SGTS側を隔離する弁(SGTSフィルタ出口側の隔離弁)はフェイルオープン設計である。 (工学的安全施設設計としてフェイルセーフにするという考え方に基づいたものであるが、耐圧強化ベント系を使用する場合の逆流を想定し、全交流電源喪失(以下「SBO」という。)時でも当該隔離弁を閉止維持できるよう弁駆動用窒素ポンペを配備していた。ただし、直流電源の喪失状態が生じた場合には、1Fと同様に隔離機能が喪失していたことが考えられる。 1F事故時の教訓を踏まえ、新設のPCVベント設備の排出流路については原則として他系統との接続は行わない等の設計上の配慮を行う。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前のみ使用する運用とする。
(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。	耐圧強化ベント系の排出方法について、SGTS配管に合流させ排気筒へ導く設計についてはBWR各社での共通認識であったが、その後流の排出方法(排気筒頂部/底部)についての共通認識の記録は確認できなかった。 耐圧強化ベント系は、既存のSGTSを活用することを基本とし、低圧設計部(ファン・フィルタ等)にバイパス配管を設ける思想であったため、元々のSGTS排気配管と排気筒の接続関係がプラント毎に異なっていたものと考えられる。		(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。	③	東海第二発電所の耐圧強化ベント系の排気配管は、1Fと同様に、SGTSの排気配管に合流する設計となっている。ただし、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されている点は異なる。 なお、本設計は耐圧強化ベント系の設置以前からのものであり、AM整備時に変更したものではない。
(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か。	排気筒はSGTS配管よりもかなり大口径となっていることから、ベントガスは、排気筒内へ流入した際に流速を失い、エアロゾル等のFPが排気筒頂部まで到達せず内部に滞留したものと考察している。 なお、耐圧強化ベント系とSGTSの合流部については、当時よりベントガス流入の可能性を考慮し、SGTS側を隔離する弁に対して専用の弁閉止用ポンペを配備していた。		(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が、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。

『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(依頼)[令和3年6月18日]に対する回答				【参考】 「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5月10日]			
番号	聴取事項	回答	備考	番号	事項	回答項目※1	回答内容、理由
(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)。	格納容器圧力逃がし装置の排気系統では、ベントガスの滞留が生じないよう設計上の配慮を行っている。 具体的には、PCVからフィルタ装置までを連続下り勾配、フィルタ装置以降を連続上り勾配にするとともに、水素が滞留する可能性がある上向きの枝管が存在する場合は、必要に応じ主排気ラインへの還流配管を設置することにより、水素滞留を防止する計画としている。 また、系統内は窒素により不活性化させた状態で待機するとともに、ベント実施後もPCV内やベント系統内へ窒素置換することで、水素の滞留・燃焼を防止する。		(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	(3)-3③のとおり、耐圧強化ベント系は水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計であったことを踏まえ、(3)-2③や(3)-3③に記載のとおり、PCVベント設備については排出されるベントガスの性質・挙動に配慮した設計及び運用を行う。 また、ベント実施後は窒素置換により水素ガスの残留を防止するとともに、配管等に付着した放射性物質を考慮して遮へいや線量評価を行うといった、ベントガスの特徴に配慮した対策とする。 今後もベントガスの性質・挙動について新たな知見が得られた場合には、事故対策や手順への反映を検討していく。
(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。	事故時に真空破壊弁が故障した場合のPCV圧力挙動といった事故進展への影響を解析等により確認するとともに、PRAへ取り入れた場合の影響確認を行うことを検討している。		(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。)時における漏れ経路に追加する必要がある。	②	要 事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
(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、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	ドライウェルからのガスがサブプレッション・プールを経由しないことにより、PCVの圧力抑制能力やFP除去能力の低下が生じる可能性があると考えられる。 また、PCVベント時においては、サブプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合でもドライウェルのガスがスクラビングされないため、放射性物質の放出量が大きくなることが考えられる。				③	(4)-1③に記載のとおり、真空破壊弁の信頼性確保対策を継続的に実施する。 一方で、福島第二原子力発電所1号機において、真空破壊弁の損傷が確認された事例も踏まえ、真空破壊弁の開固着等が生じた場合の影響についても、東海第二発電所のPRAモデル高度化の一環として検討を行っている。 なお、東海第二発電所のPCV破損防止対策の有効性評価においては、サブプレッション・プールでのスクラビング効果(放射性物質の捕集効果)を考慮せずベントガスを放出する場合の評価として、ドライウェルからのベントを想定した場合の評価を実施しており、その場合でも放射性物質の放出抑制効果が得られることを確認している。
(5)-1② 関係	(ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	1Fにおける建屋内の構造物や機器の構造・強度等のデータと水素燃焼による損傷状況をより詳細に調査し、水素燃焼評価や構造応答評価により実際の状態と比較することで、水素燃焼発生時の状況に対する考察が深まると考えられる。		(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。	②	要 1Fにおける水素燃焼発生時の着火位置や燃焼条件については未だ不明確な部分が多く、継続的に調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
(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。 (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。	(ア)東海第二発電所では、SGTSの機能により建屋全体の水素滞留及び濃度上昇の防止が可能である。また、SGTSが使用できない場合でも、大物搬入口ハッチ等の開口部によりフロア間の通気性を維持し、各フロアにガスが滞留せずPARが有効に機能することを評価により確認している(添付②)。さらに、5階面にも原子炉建屋外側ブローアウトパネルが設置されており、水素濃度上昇時には開放により排出が可能である。 (イ)滞留する水素の濃度が均一とならない要因としては、機器ハッチ付近といった局所に水素が滞留することが考えられる。そのような箇所には水素濃度計を設置しており、水素濃度が2vol%以上となった場合にはPCVベントによりPCVからの水素漏れを抑制するとともに、それでもなお水素濃度が上昇する場合には原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により水素を排出することとしている。 その上で、水素挙動に関しては継続的に知見を収集するとともに、新たな知見が得られる都度、対策への反映等を検討していく。	添付② 東海第二発電所 重大事故等対処設備について(補足説明資料)【抜粋】 <平成30年9月18日>			③	1F事故以前においては、炉心損傷及びPCV破損を防止することを主眼にAM整備を行っていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、SA時に想定される水素の発生・漏れ量を保守的に想定した上で、必要な容量を有する水素濃度低減設備をPCV内又は原子炉建屋内に設置する。また、原子炉建屋内のPCVからの漏れが想定される箇所に水素濃度計を設置するとともに、想定を上回る水素濃度の上昇が生じた場合でも、水素濃度が可燃領域に至る前に水素を排出するための設備及び手順を整備する。 上記の検討においては、トップヘッドフランジや機器ハッチといった水素の漏れ可能性のある各所について、漏れ量を保守的に設定した上で対策の有効性を確認している。
(5)-2② 関係	(ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。 (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。	(ア)1Fにおける可燃性ガスの影響については引き続き知見の整理・検討が必要と考えており、可燃性ガスの発生源となり得るもの(ケーブル・塗装等の種類・場所・量)に係る情報提供等の協力が可能である。 (イ)溶融炉心の高温影響等により、ケーブル材料から可燃性ガスが生じる可能性はあると考えられるが、発生するガスの種類や量等の詳細な知見は現状では有していない。		(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。	②	要 1F3号機における水素以外の可燃性ガスについては、その発生メカニズムや発生源(有機化合物等の種類・場所・量)について継続的に調査・検討する必要があると考える。(原子力規制庁の調査に協力)
(6)-1② 関係	(ア)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。 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 ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有 iii. SRVの作動に関する実証実験の実施 (イ)上記以外に協力可能な内容はありますか。ある場合は、どのような協力が可能か。	(ア)「i SRVに関する設計情報(設計図書、施工図面等)」及び「ii SRVに関する作動原理(作動ロジック等)」について、共有が可能である。「iii SRVの作動に関する実証実験の実施」についても協力可能であるが、詳細な協力内容については今後の調整が必要と考えている。 (イ)SRVについては、過去の電力共同研究において想定されるSA環境下における動作確認試験を実施しており、この内容の開示が可能と考える(他電力・メーカーとの合意調整が必要)。		(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	要 1Fにおける駆動源喪失時のSRVの挙動の詳細については未解明の部分があり、更なる調査・検討が必要と考えられる。(原子力規制庁の調査に協力)
(6)-1③ 関係	(ア)「SRVから冷却材流出が継続する状態」とはどのようなプラント状態と分析しているのか。	1FにおいてSRVの不安定動作が生じていた際は、原子炉への注水がない状態で、炉内の冷却材が蒸気となりSRVを経由してサブプレッション・チェンバへ流出し続けていた状態と考えている。				③	1F事故以前においては、電源や圧縮空気を喪失した場合のSRVの不安定動作について検討の実績はなかった。 一方で、不安定動作が生じない場合でも、SRVから冷却材流出が継続する状態であったことには変わりなく、1F事故における事象進展においては、大きな影響はなかったものとする。 SRVや加圧器逃がし弁による原子炉減圧機能は事故対応において非常に重要であり、確実に機能を維持する方策として、電源や窒素供給設備の強化を行うとともに浸水防護等によりこれらの機能の喪失を防止する。また、東海第二発電所では、炉心損傷が進展し高温ガスがSRVに流入する場合の環境緩和策としてPCVスプレイを実施する手順を整備するとともに、SRVの高温耐性試験を踏まえSA環境下における健全性を確認している。

『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(依頼)[令和3年6月18日]に対する回答				【参考】 「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5月10日]			
番号	聴取事項	回答	備考	番号	事項	回答項目※1	回答内容、理由
(6)-2② 関係	(ア)電源喪失時の機器挙動の把握について、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	SBO時等の機器の駆動源喪失時には、1FのSRV挙動に見られたように、バッテリー電圧や駆動窒素圧、駆動蒸気圧等の低下度合い、また原子炉圧力といったプラント状態との兼ね合いによって、機器の動作状態が不安定に変動する可能性が考えられる。これらを踏まえてどのような状態が起こり得るのかを整理・検討することが有用であると考えられる。		(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。	②	要 SRVやその他機器について電源や圧縮空気等の駆動源を喪失した際の挙動を網羅的に把握しておくことは、今後の事故対策の検討に活用できる可能性があることから、更なる調査・検討が必要と考えられる。(自社/他の電力会社)
(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。 (イ)不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。	(ア)SBO条件下においてもSRVの機能が維持されるよう、専用の窒素供給設備を配備する等の対策強化を行う。その上で、それらの機能についても喪失した場合には、東海第二発電所のSRVも1Fと同様の不安定動作が生じる可能性があると考ええる。 (イ)SBO条件下において継続的に動作を行う機器として、SRVの他には原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系がある。これらの機器は駆動タービンへの蒸気供給量を制御しポンプの運転状態を制御するが、この機能が電源喪失等により失われた場合には、原子炉の圧力や蒸気発生量に応じて動作が不安定となる可能性がある。 なお、上記以外の網羅的な要因(信号系の故障等)による機器の不安定動作については、発生の可能性及び影響について今後の整理・検討課題であると考えている。				③	SA対策の有効性評価においては、SBO状態についても考慮した上でプラントの挙動や対策の有効性を確認している。また、(6)-1③に記載のような対策を確実に実施することで、SRVやその他機器の機能維持に万全を期す。その上で、電源及び圧縮空気といった駆動源を喪失した場合の機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
(7)-1① 関係	(ア)SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。	SRVの安全弁機能はバネによる単純な機械的機構であり、高温によるバネ力の低下が作動開始圧力の低下要因と考えている。		(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。	①	無 SA環境下においては機器の挙動が変化するものと考えられ、異なる見解はない。
(7)-2① 関係	(ア)SA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。	SA時に機能に期待する機器やプラント挙動に影響を与える機器については、SA対策の設計検討や評価の中で想定されるSA環境下での健全性を確認している。一方で、想定を超えるような条件下における機器挙動等の知見についても、1F事故分析結果等をもとに事業者・メーカー・研究機関等にて継続的に知見の収集及び検討を行うべきものとする。		(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、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。	SA時に機能に期待する機器やプラント挙動に影響を与える機器については、SA対策の設計検討や評価の中で想定されるSA環境下での健全性を確認している。 想定を超える環境条件下での機器の実耐力や駆動源を喪失した場合の作動回数等については、事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われ、継続的な調査・検討が必要と考える。				②	要 設計上の想定を超えるような環境条件下における機器の挙動等を把握・整理しておくことは、今後の事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われるため、継続的な調査・検討が必要と考える。(自社/他の電力会社)
(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。 (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。	(ア)当時の現場状況の詳細は不明であるが、ベントラインの系統構成に用いていた弁開放用のコンプレッサ圧力やバッテリー電圧の不足、それらの接続状況の不安定さにより、ベント操作が成立しなかった可能性が考えられる。 (イ)ベント操作によるPCV圧力の低下が成立しているものは、成功と判断されている2回のみと考えられる。		(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
(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。	原子炉建屋は、管理区域境界としての機能も担っているなど、ある程度の気密性を有している。1F事故時のようなSBO状態においては、建屋内の対流がほとんどなかったものと想定される。特に4号機は全燃料取出し状態であり有意な熱源もなかったために、水素がほぼ静的に緩慢に蓄積したことで長時間の滞留が生じたものと推察される。		(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
(9)-3③ 関係	(ア)建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要と考えるか。 (イ)想定を超える水素濃度とは具体的にどの程度を指すか。	(ア)原子炉建屋の水素燃焼防止対策としては、SGTSによるガス排出やPARIによる水素濃度抑制の有効性を評価している。 それでもなお水素滞留が生じ水素濃度が2vol%以上となった場合には、PCVベントによりPCVからの水素漏えいを抑制するとともに、さらに水素濃度が上昇を継続する場合には、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により水素を排出することとしている。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルは原子炉建屋に複数設置されており、1枚当たりの開口面積が15m2程度あることから、1枚の開放でも十分に水素排出が可能である(添付③)。 (イ)原子炉建屋の水素燃焼防止対策は、水素濃度を可燃限界に到達させないことを前提として対策を講じるとともに性能を確認している。「水素濃度が想定を超えて上昇する場合」は、水素対策の性能評価結果を超えて水素濃度が上昇し、上記(ア)の対策も功を奏さず、可燃限界(4vol%)に近接・超過するような状況を想定している。	添付③ 東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について(審査会合における指摘事項の回答)【抜粋】 <平成29年10月31日>	(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	(5)-1③に記載のとおり、原子炉建屋における水素濃度の上昇及び水素燃焼の発生が生じないように、種々の対策を実施する。その上でなお原子炉建屋の水素濃度が想定を超えて上昇する場合の運用(周辺作業の禁止等)について、検討を行う。

- ※1:回答凡例
- 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

AM策整備当時のシビアアクシデントに係る知見及びPRAの知見に基づく
プラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象及び対策機能等の整理

	アクシデントの想定	対策方針	具体的な対策	期待していた機能、効果
1	原子炉スクラムに失敗し、原子炉出力を低下できずに原子炉やPCVの過圧が生じる事象	代替の反応度制御手段により、原子炉の出力を低下し未臨界にするとともにPCVの過圧を防止する。	再循環系ポンプトリップ(RPT)機能の整備	原子炉緊急停止系とは別の信号系により異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、再循環系ポンプを自動でトリップさせることにより、異常な過渡事象時に原子炉スクラムに失敗した場合でも、原子炉出力を抑制する。
			代替制御棒挿入(ARI)機能の整備(図-1)	原子炉緊急停止系とは別の信号系により異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、スクラム弁を開放し全制御棒を挿入することにより、異常な過渡事象時に原子炉スクラムに失敗した場合でも、原子炉を停止する。
2	原子炉への注水機能が喪失し、炉心損傷や原子炉圧力容器の破損に至る事象	代替の原子炉注水手段により、原子炉圧力容器内で炉心を冷却する。 原子炉が高圧で維持される過渡事象時に原子炉を自動減圧し、低圧ECCSによる注水を促進する。	代替注水設備(復水補給水系、消火系)による原子炉への注水対策の整備(図-2)	ECCS等が多重に故障した場合でも、代替注水設備による注水を行うことにより、原子炉圧力容器内で炉心を冷却する。
			過渡時自動減圧機能の整備	原子炉高圧状態で高圧注水機能が喪失した場合でも、原子炉水位低の信号発生後10分でSRVを自動開放することにより、低圧ECCSによる注水を開始し炉心を冷却する。
3	PCVへの注水機能が喪失し、温度上昇や溶融炉心の影響によりPCV破損に至る事象	代替のPCV注水手段により、PCV内雰囲気及び溶融炉心の冷却を行う。	代替注水設備(復水補給水系、消火系)によるPCVへの注水対策の整備(図-2)	格納容器スプレイ冷却系が機能喪失した場合でも、代替注水設備によるPCVスプレイやペDESTAL注水を行うことにより、PCV内雰囲気及び溶融炉心を冷却する。
4	PCVからの除熱機能が喪失し、圧力上昇によりPCV破損に至る事象	代替のPCV除熱手段や残留熱除去系の機能復旧により、PCVからの除熱を行う。	ドライウェル内ガス冷却装置を利用したPCV除熱対策の整備	PCV内からの除熱が十分でない場合に、PCVの過圧を防止し、あるいはPCVの過圧破損までの時間余裕を大きくする。
			残留熱除去系の故障機器の復旧手順の整備	PCVの過圧破損までの時間余裕の間に、残留熱除去系の故障箇所の同定及び復旧作業を行い、残留熱除去系によるPCV除熱機能の回復を行う。
			耐圧強化ベント系によるPCV除熱対策の整備(図-3)	PCV内からの除熱機能が喪失した場合でも、耐圧強化ベント系によりPCVから蒸気を放出し除熱することで、PCVの過圧破損を防止する。
5	常用電源・非常用電源の供給機能が喪失し、電源に依存するが従属的に機能喪失することにより、炉心損傷やPCV破損に至る事象	プラント内での電源融通や非常用電源設備の復旧により、電源供給能力の向上を行う。	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの他区分設備への電源融通対策の整備(図-4)	外部電源及び非常用ディーゼル発電機による電源供給機能が喪失した場合に、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用母線や直流母線へ電源融通することで、必要な機器に電源を供給する。
			非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧手順の整備	非常用ディーゼル発電機の故障箇所の同定及び復旧作業を行い、電源供給機能の回復を行う。

格納容器の外側に設けられた二重の格納容器隔離弁は、共に閉運用されている。

① 非常用ガス処理系
 ② 不活性ガス系
 — : 設備改造(追設)範囲
 - - - : 系統間の境界

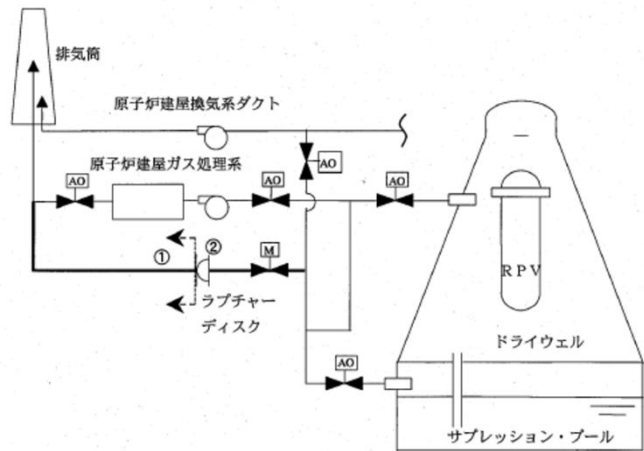
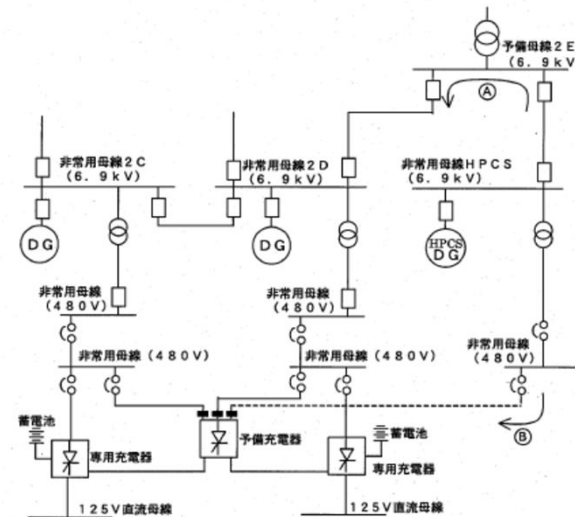
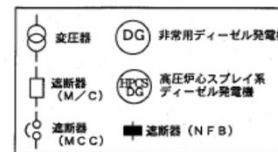


図-3 耐圧強化ベント系(概念図)

通常運転時は、遮断器に設けられたインターロックにより高圧炉心スプレー(HPCS)の6.9kV非常用母線と予備母線は接続できない。HPCSの480V非常用母線と予備充電器の間の遮断器は閉運用されている。また、予備充電器の交流入力電源NFBは、キーインターロックにより1系統のみの選択投入構成で分離されている。



① ルート: 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機(HPCS DG)から6.9kVの交流電源を融通する。(直流電源が使用できる場合のみM/C操作可)

② ルート: HPCS DGから予備充電器を介して直流電源を融通する。

- - - : 設備改造(追設)範囲

図-4 電源の融通(概念図)

整備したアクシデントマネジメント策

レベル1又はレベル2PSAに
おける事象シーケンスのカテゴリ

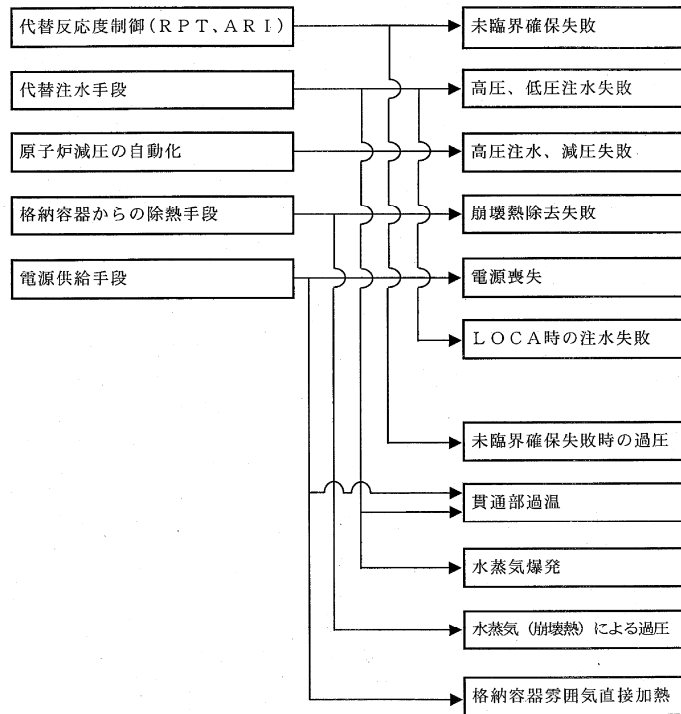


図-5 整備したAM策と事象シーケンスの関係

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 設-C-2 改 84
提出年月日	平成 30 年 9 月 18 日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成 30 年 9 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

52条

- 52-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 保管場所図
- 52-9 アクセスルート図
- 52-10 計装設備の測定原理
- 52-11 水素及び酸素発生時の対応について
- 52-12 SAバウンダリ系統図 (参考図)

53条

- 53-1 SA設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について
- 53-8 その他設備
- 53-9 SAバウンダリ系統図 (参考図)

53-7 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

53-7-(i)

目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 適合のための設計方針	2
2. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	4
2.1 水素濃度制御設備	4
2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様	4
2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針	7
2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様	10
2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	23
2.2 原子炉建屋水素濃度	47
2.2.1 概 要	47
2.2.2 主要仕様	48
2.3 参考文献	55

別 紙

別紙1 P A R の性能確認試験について	56
別紙2 反応阻害物質ファクタについて	74
別紙3 P A R の動作監視について	79
別紙4 P A R 周辺機器に対する悪影響防止	85
別紙5 局所エリアの漏えいガスの滞留	88
別紙6 格納容器頂部注水系について	98
別紙7 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について	103
別紙8 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟6階における水素挙動	105

別紙9	原子炉建屋水素濃度の適用性について……………	106
別紙10	P A R の性能維持管理について……………	110
別紙11	触媒基材（アルミナ）について……………	115
別紙12	原子炉建屋水素爆発防止対策……………	117

参考資料

参考1	原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて……………	121
参考2	原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのG O T H I Cコードの 適用性……………	123
参考3	原子炉建屋ガス処理系の健全性について……………	148

2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

P A R の効果について，G O T H I C コードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。

また，東海第二発電所では炉心損傷を判断した場合，中央制御室での被ばく線量低減の観点から原子炉建屋ガス処理系（以下「F R V S / S G T S」という。）の効果に期待することとしており，より現実的な解析条件としてF R V S / S G T S が起動している場合の水素挙動を確認する。

解析条件を第 2.1.4-1 表から第 2.1.4-4 表に，原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第 2.1.4-1 図及び第 2.1.4-2 図に，解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟 6 階の P A R の配置を第 2.1.4-3 図に示す。

P A R を設置している 6 階においては，132 個のサブボリュームに分割し，設置位置に該当する各ボリュームに P A R を模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については，自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

第 2.1.4-1 表 P A R の解析条件

No.	項 目	説 明	入力値
1	P A R の性能 (NIS 製 PAR-22) (1) 水素処理容量 DR	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.907} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR : 水素処理容量 (kg/h/基) A : 定数 (m ³ /h) C _{H₂} : 水素濃度 (vol%) P : 圧力 (10 ⁵ Pa) T : 温度 (K) SF : スケールファクタ	—
	(2) 反応阻害物質 ファクタ F _{inhibi}	製造上の性能のばらつき、プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3) 低酸素ファクタ F _{lowO₂}	低酸素ファクタは、以下のとおりとする。ただし、1 以上の場合は全て 1 とし、0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO_2} = 0.7421 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^3 - 0.6090 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right)^2 + 0.7046 \left(\frac{C_{O_2}}{C_{H_2}} \right) - 0.026$ C _{O₂} : 酸素濃度 (vol%)	—
	(4) 起動水素濃度 C _{H₂on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5) 起動酸素濃度 C _{O₂on}	同上	2.5vol%
	(6) 起動遅れ	考慮しない。	—
2	P A R 基数	実際の設置基数	24 基
3	P A R 設置位置	第 2.1.4-3 図参照	—

第 2.1.4-2 表 マルチノードモデルの解析条件 (2/2)

No.	項目	入力値	備考
4	放熱条件 (1)内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床一壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	GOTHICコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル:DLM-FM ・自然対流熱伝達モデル:垂直平板(壁), 水平平板(天井)
	(2)壁厚さ(固定)	壁: <input type="text"/> mm 天井: <input type="text"/> mm	躯体図より算出
	(3)壁内熱伝導率(固定)	1.5W/m/K	コンクリートの物性
	(4)壁の比熱(固定)	1kJ/kg/K	同上
	(5)壁の密度(固定)	2,400kg/m ³	同上
	(6)外壁熱伝達率(壁面-外気)	6W/m ² /K	建物内温度 200℃(流入気体温度), 外気温 40℃における自然対流熱伝達率を使用
	(7)外気温(固定)	40℃	同上
	(8)放熱面積(固定)	東西壁:1,579.4m ² 南北壁:1,475.2m ² 天井:1,933.8m ²	躯体図より算出

第 2.1.4-3 表 開口面積

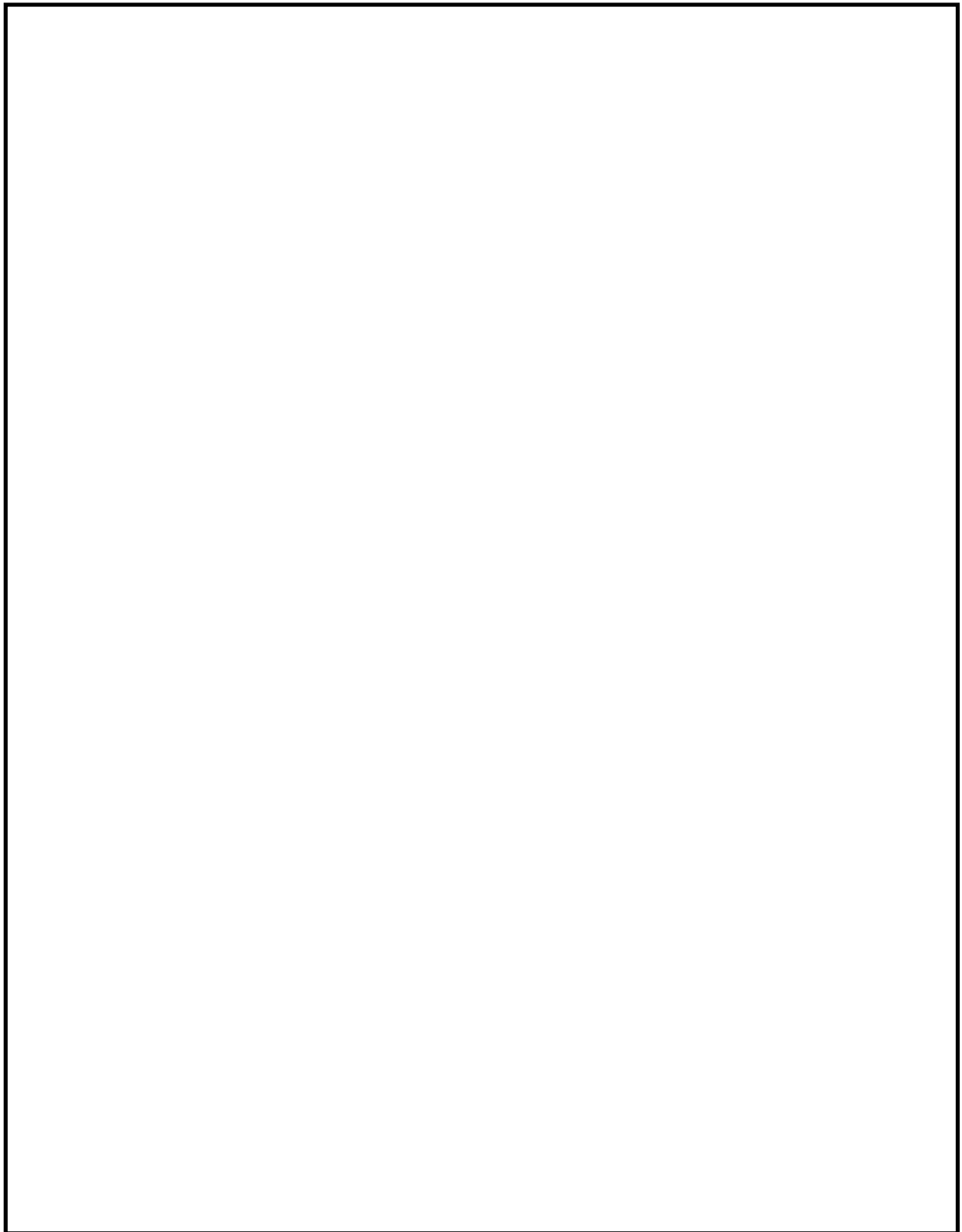
(単位: m²)

フロア	大物搬入口	北東部階段	北西部階段	西部階段	西部階段1	北部階段	南西部階段	東部階段	南部階段
6階床									
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

第 2.1.4-4 表 F R V S / S G T S の解析条件

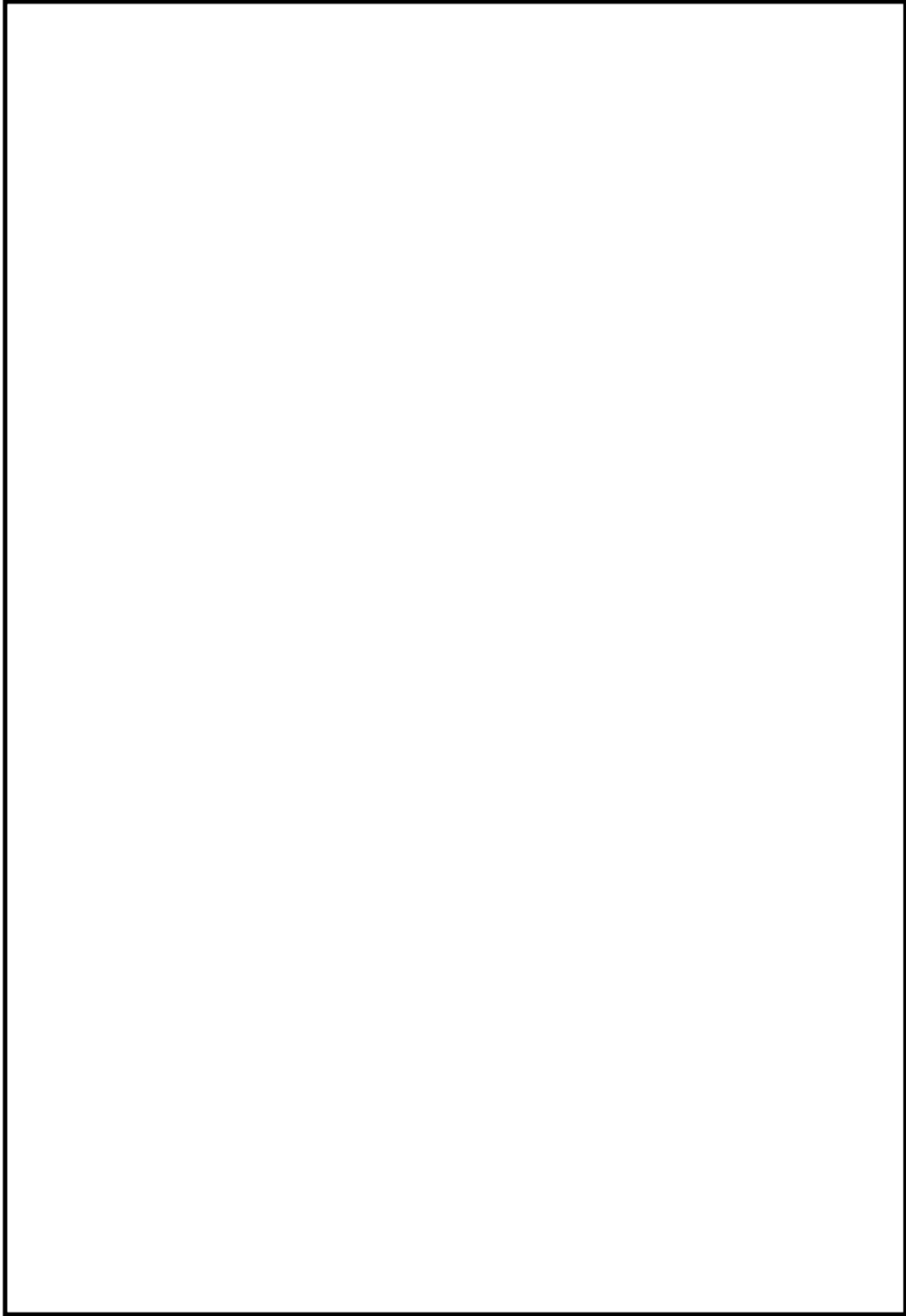
フロア	F R V S 吸込み (排気) 流量 [m ³ /h]	F R V S 戻り (給気) 流量 [m ³ /h]
6階	4,250	4,765
5階 (西側)	—	497
5階 (東側)	—	315
4階 (西側)	—	664
4階 (東側)	—	1,152
3階 (西側)	—	580
3階 (東側)	4,250	493
2階 (西側)	—	1,024
2階 (東側)	4,250	935
1階 (西側)	—	261
1階 (東側)	—	261
地下1階 (西側)	—	782
地下1階 (東側)	4,250	782
地下2階 (西側)	—	445
地下2階 (北東側)	—	335
地下2階 (南東側)	—	141
合計※	17,000	13,430

※ F R V S 吸込み流量と戻り流量の差分が S G T S 単体の定格流量
(17,000 - 13,430 = 3,570m³/h)



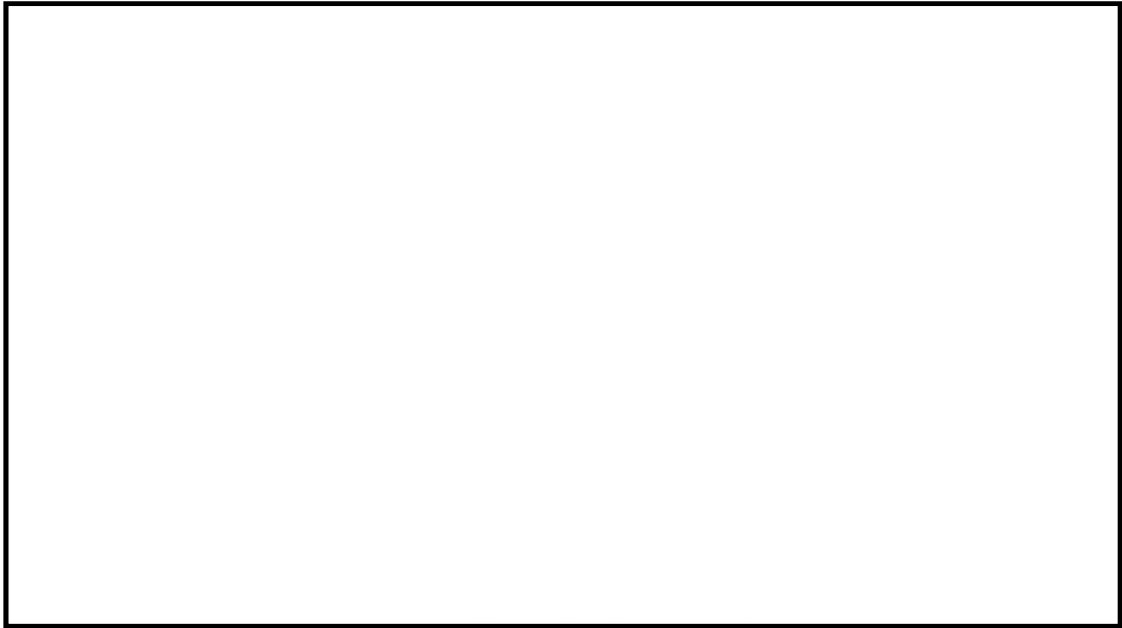
第 2.1.4-1 図 GOTHIC 解析モデル ノーディング図

53-7-28



第 2.1.4-2 図 6 階サブボリューム分割図

53-7-29



第 2.1.4-3 図 P A R 設置箇所

2.1.4.1 解析条件

(1) 原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として「a. 設計条件」又は「b. 有効性評価シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

a. 設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-1 表に示す。原子炉格納容器ベントは、想定せず、原子炉格納容器漏えい率は、10%/day とする。漏えいするガスの組成は、原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を第 2.1.4.1-1 図に示す。

b. 有効性評価シナリオ包絡条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1-2 表に示す。漏えいするガスの圧力、温度、ガス組成（水蒸気分率、水素分率、窒素分率）は、第 2.1.4.1-2 図から第 2.1.4.1-9 図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用できない場合における格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい量については、格納容器圧力、格納容器温度及びガス濃度から、AECの式を用いて設定する。ガス濃度については、漏えい量を多く見積もる観点から、水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお、漏えい率が1.0%/dayを超過する場合は、これを包絡する1.5%/dayを設定し、1.0%/day未満である場合には、1.0%/dayを設定する。

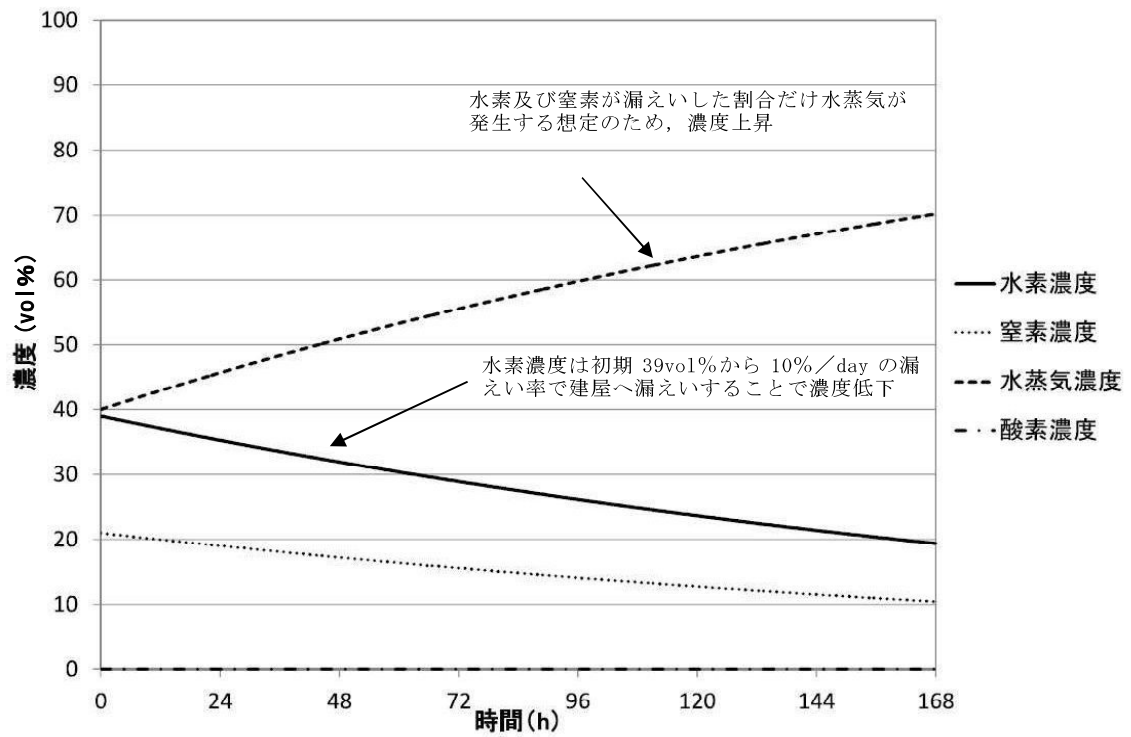
第 2.1.4.1-1 表 設計条件における漏えい条件

項目	解析条件	備考
圧力 [kPa [gage]]	620	
温度 [°C]	200	
水素分率 [vol%]	39	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し、その減少分は、全て水蒸気に置き換わる条件とする。
水蒸気分率 [vo1%]	40	
窒素分率 [vol%]	21	
原子炉格納容器漏えい率 [%/day]	10	

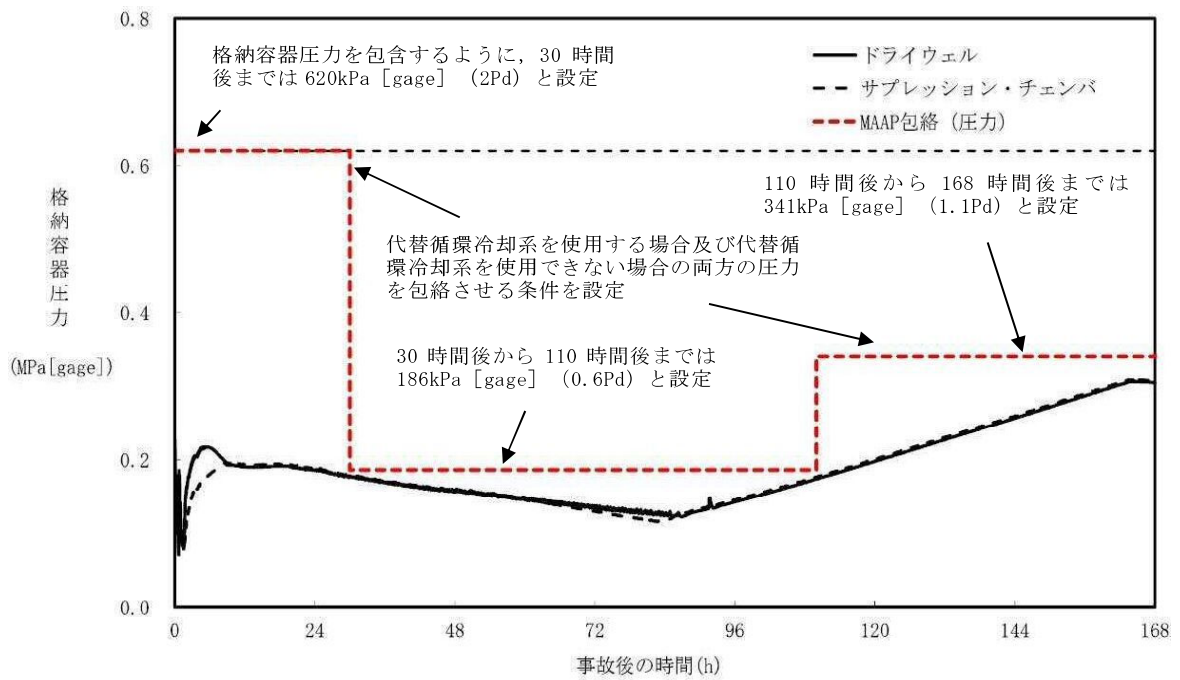
第 2.1.4.1-2 表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウエル				サブプレッション・チェンバ			
	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h
圧力 [kPa [gage]]	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [°C]	210	200	171		210	200	171	
水素分率 [vol%]	41	28	34	29	30		11	
水蒸気分率 [vol%]	59	72	66	71	70		89	
原子炉格納容器 漏えい率 [%/day] ※	1.5		1.0		1.5		1.0	
備考	6階及び2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

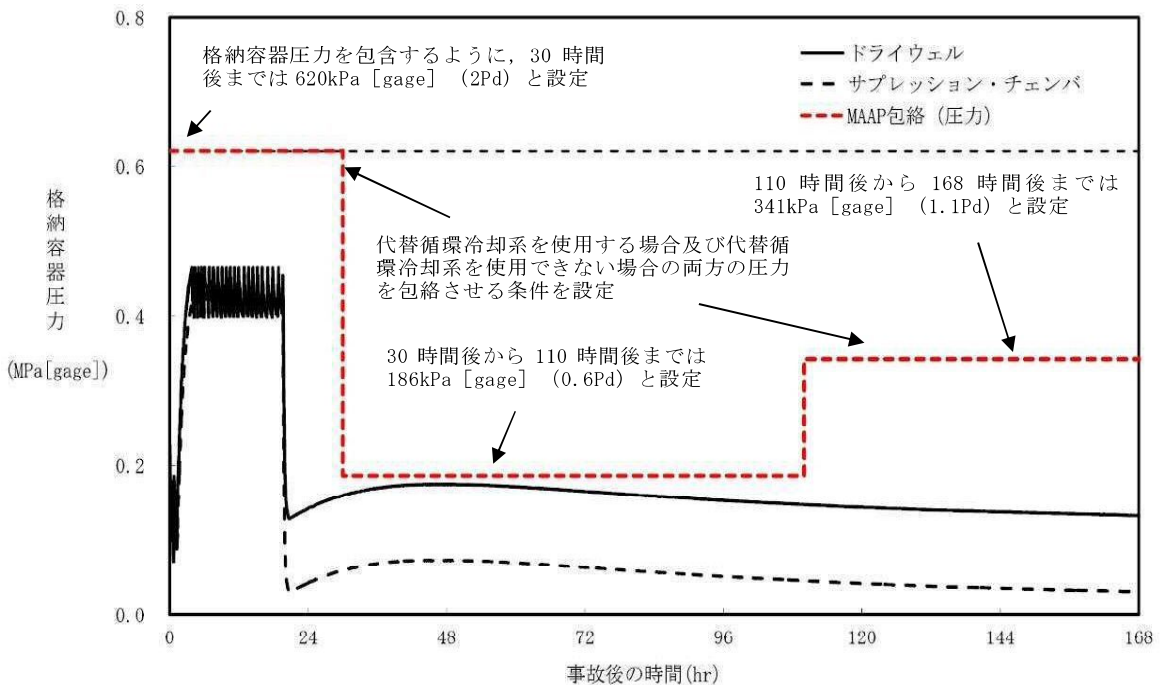
※ 漏えい率は、AECの式より算出



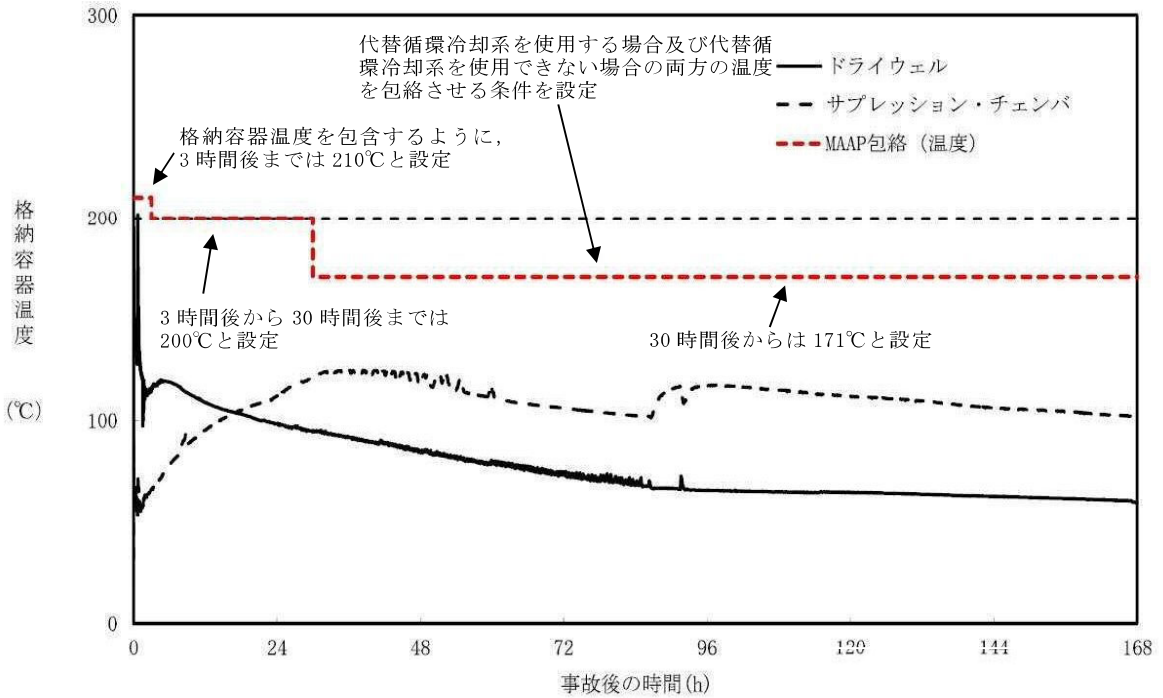
第 2.1.4.1-1 図 漏えいガス組成の時間変化 (設計条件)



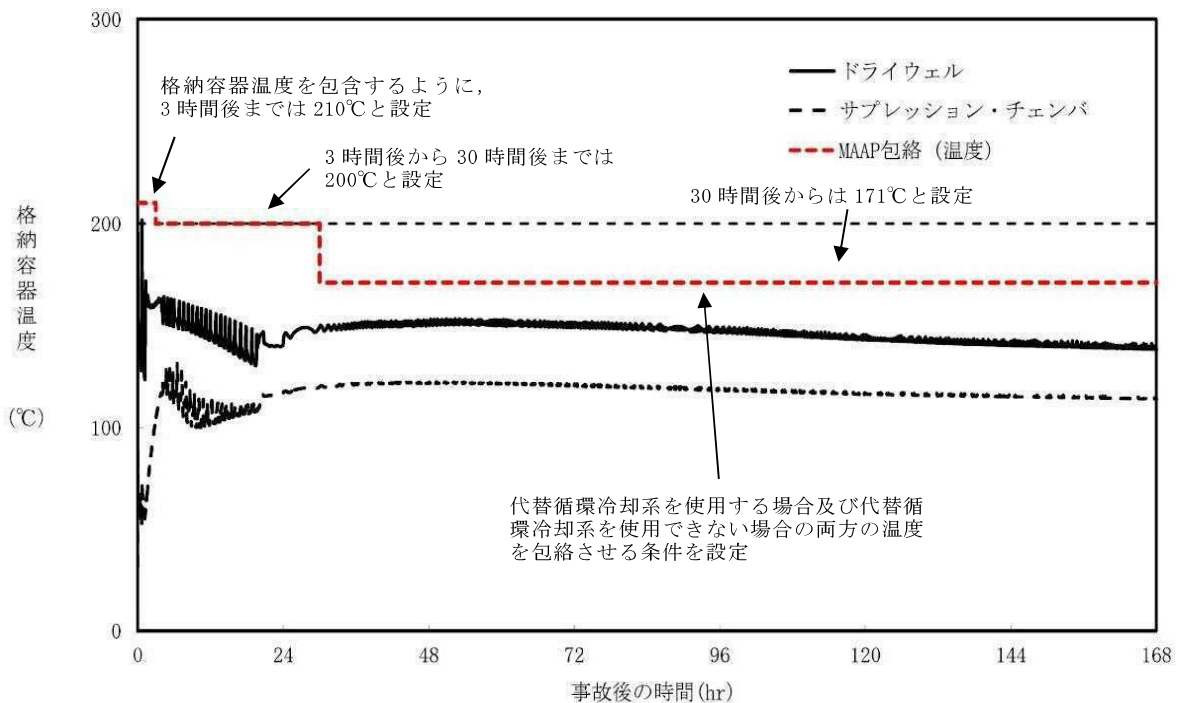
第 2. 1. 4. 1-2 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用する場合)



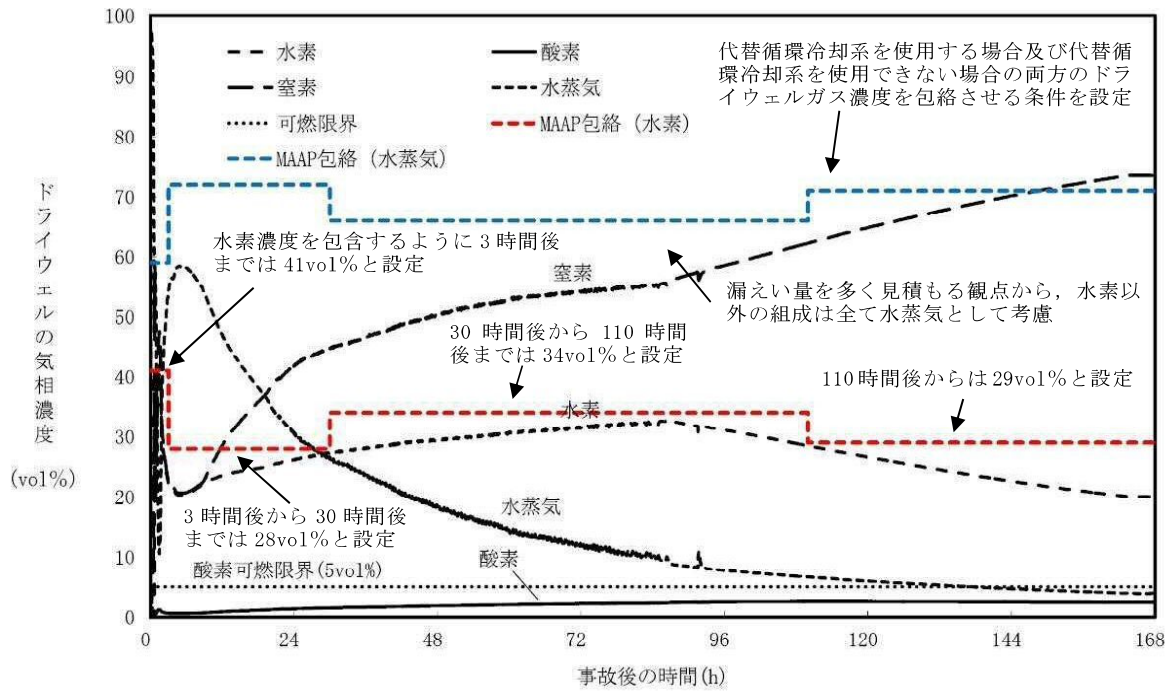
第 2. 1. 4. 1-3 図 格納容器圧力 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用できない場合)



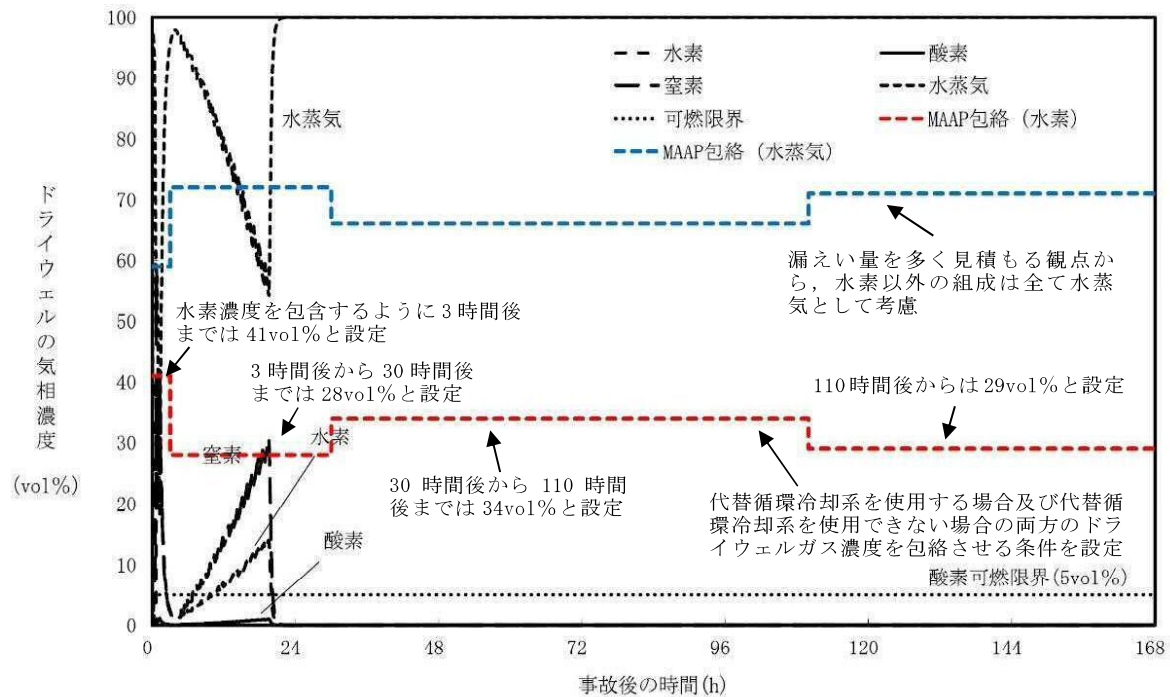
第 2. 1. 4. 1-4 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用する場合)



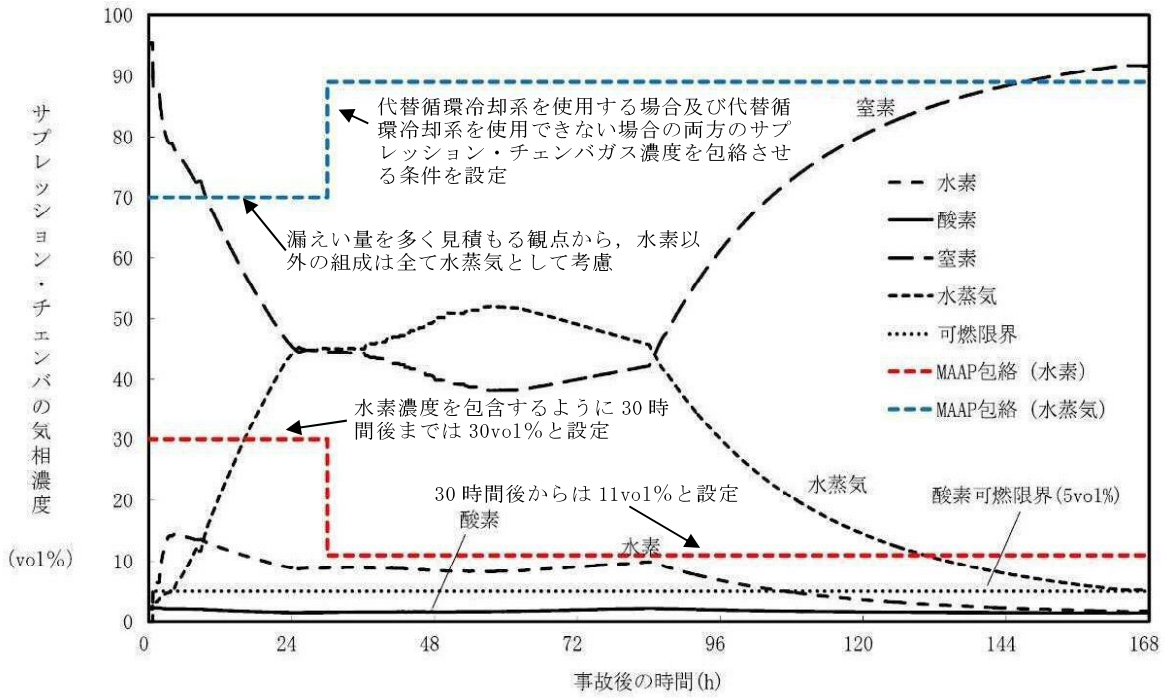
第 2. 1. 4. 1-5 図 格納容器温度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用できない場合)



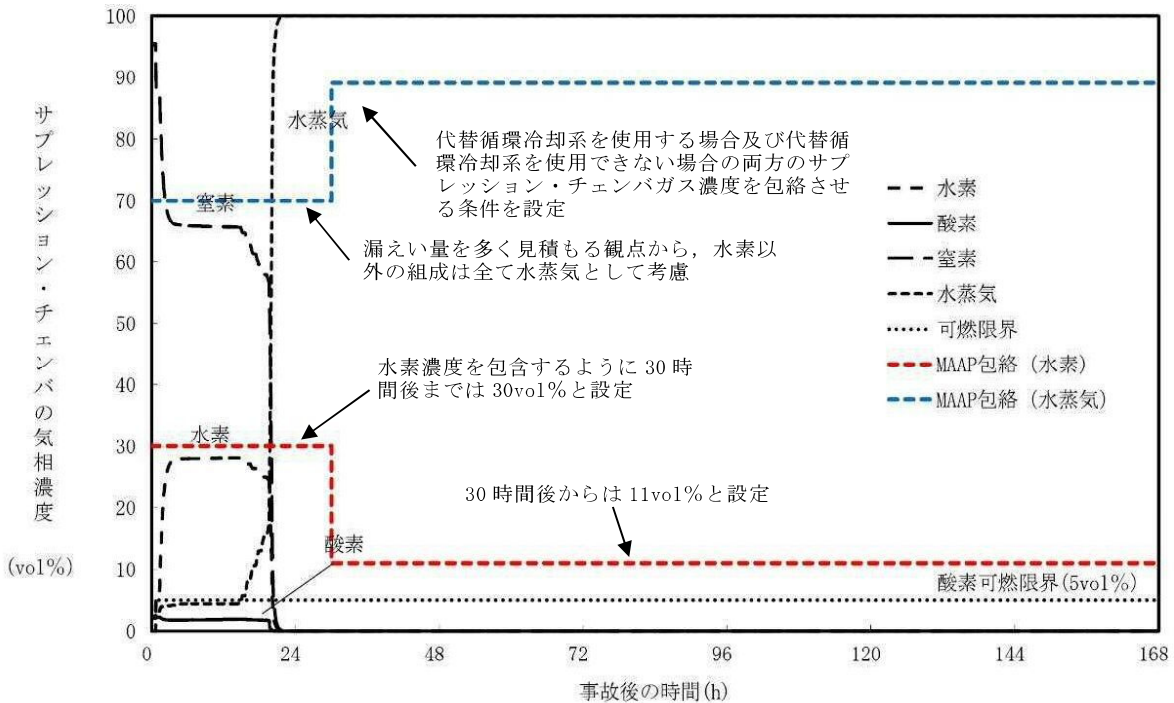
第 2. 1. 4. 1-6 図 ドライウエルガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用する場合)



第 2. 1. 4. 1-7 図 ドライウエルガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件)
(代替循環冷却系を使用できない場合)



第 2. 1. 4. 1-8 図 サプレッション・チェンバガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用する場合)



第 2. 1. 4. 1-9 図 サプレッション・チェンバガス濃度 (有効性評価シナリオ包絡条件) (代替循環冷却系を使用できない場合)

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所は、以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

- ・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋原子炉棟 6 階）
- ・ドライウェル機器ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）
- ・CRD搬出ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）
- ・所員用エアロック（原子炉建屋原子炉棟 2 階東側）
- ・サプレッション・チェンバアクセスハッチ（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側）

6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合、各フロアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1-4 表に示す。

部屋の位置を第 2.1.4.1-10 図，第 2.1.4.1-11 図に示す。

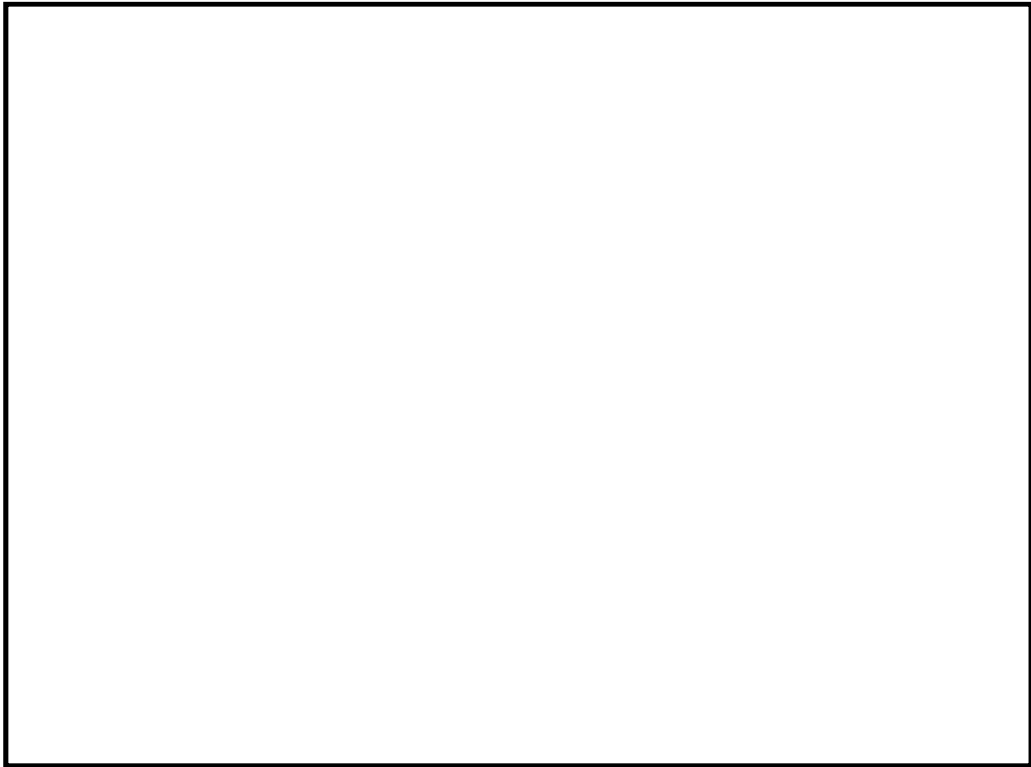
第 2.1.4.1-4 表 水素漏えい量の分配条件

漏えい フロア	漏えい箇所	口径 [mm]	周長※ ¹ [mm]	周長割合※ ²		漏えい量割合※ ³		漏えいの対象 とする局所エ リア
				全 フロア	ウエル 注水 想定時	全 フロア	ウエル 注水 想定時	
6 階	原子炉格納 容器トップ ヘッドフラ ンジ							—
2 階	西側 ドライ ウエル機器 ハッチ							ドライウエル 機器ハッチ 及びCRD 搬出ハッチ のある部屋
	西側 CRD搬出 ハッチ							
	東側 所員用 エアロック							所員用 エアロック のある部屋
地下 1 階	西側 サプレッシ ョン・チェ ンバ アク セスハッチ							サプレッシ ョン・チェン バ アクセスハ ッチのある部屋

※¹ 所員用エアロックの周長は、エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は、漏えい箇所の口径 [mm] から周長 [mm]（口径 [mm] ×円周率）を算出する。

※² 周長割合＝漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値。

※³ 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。また、6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）からのみ漏えいする条件については、漏えい量割合を 1 とする。



第 2.1.4.1-10 図 原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 2.1.4.1-11 図 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

53-7-40

2.1.4.2 解析結果

2.1.4.1 に示した解析条件の組合せから、第 2.1.4.2-1 表に示すケースを選定し、解析を行った。

第 2.1.4.2-1 表 解析ケース

	ケース 1 (重大事故等時の建屋水素濃度確認)	ケース 2 (設計裕度の確認)
モデル	原子炉建屋原子炉棟 全階を模擬したモデル	
シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件
漏えい箇所	6 階, 2 階, 地下 1 階	6 階
原子炉格納容器 漏えい率	AEC の式から設定	10%/day
FRVS/SGTS	2 時間後から起動	停止

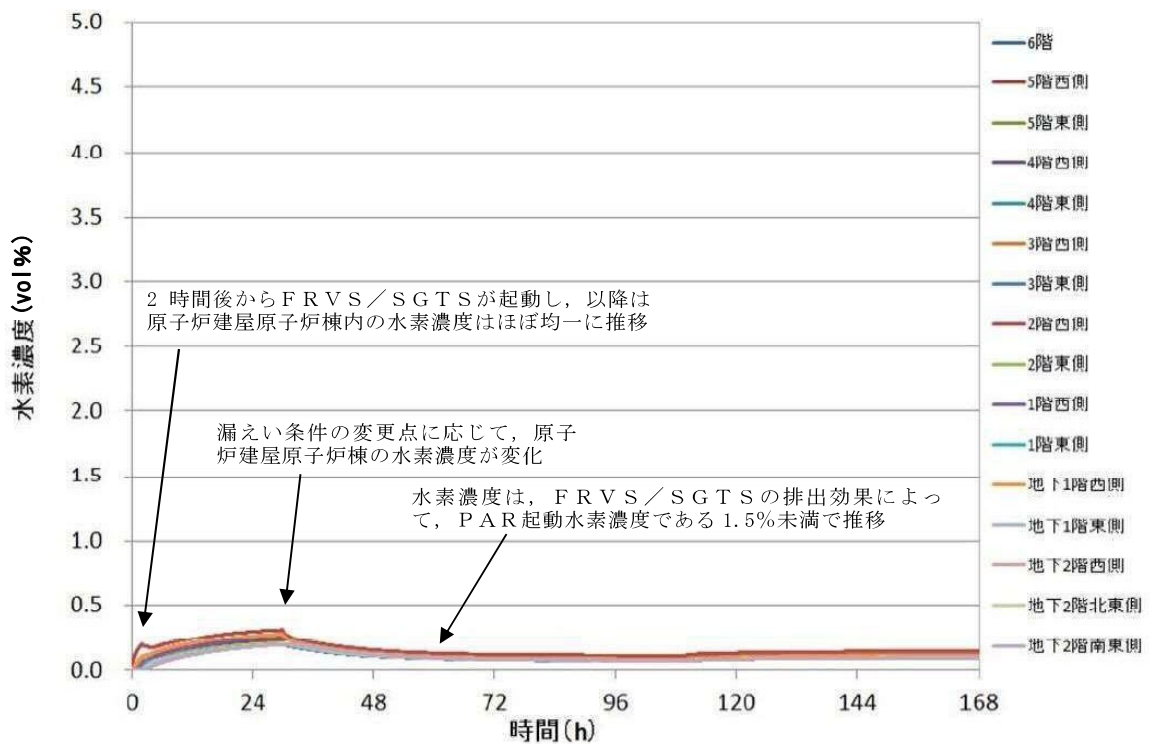
ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階（2 階及び地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は、第 2.1.4.1-2 表に示す有効性評価包絡条件とし、FRVS/SGTS が事象発生 2 時間後から起動することを想定する。

ケース 2：PAR の設計裕度の確認を行うため、ケース 1 のシナリオに対して十分保守的に設定した PAR 設計条件（10%/day）を用いて、全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟 6 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また、FRVS/SGTS の効果も期待しない。

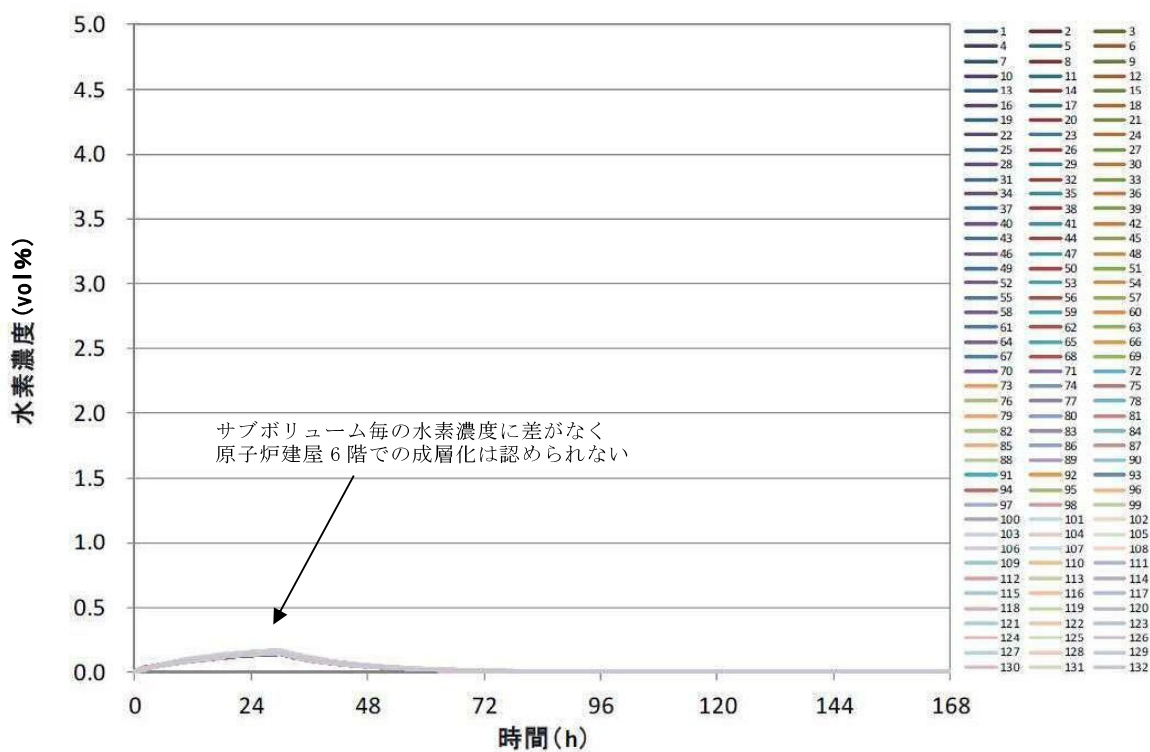
(1) ケース 1

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-1 図に示す。

また、原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素の成層化を確認するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階を 132 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-2 図に示す。



第 2.1.4.2-1 図 ケース 1 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



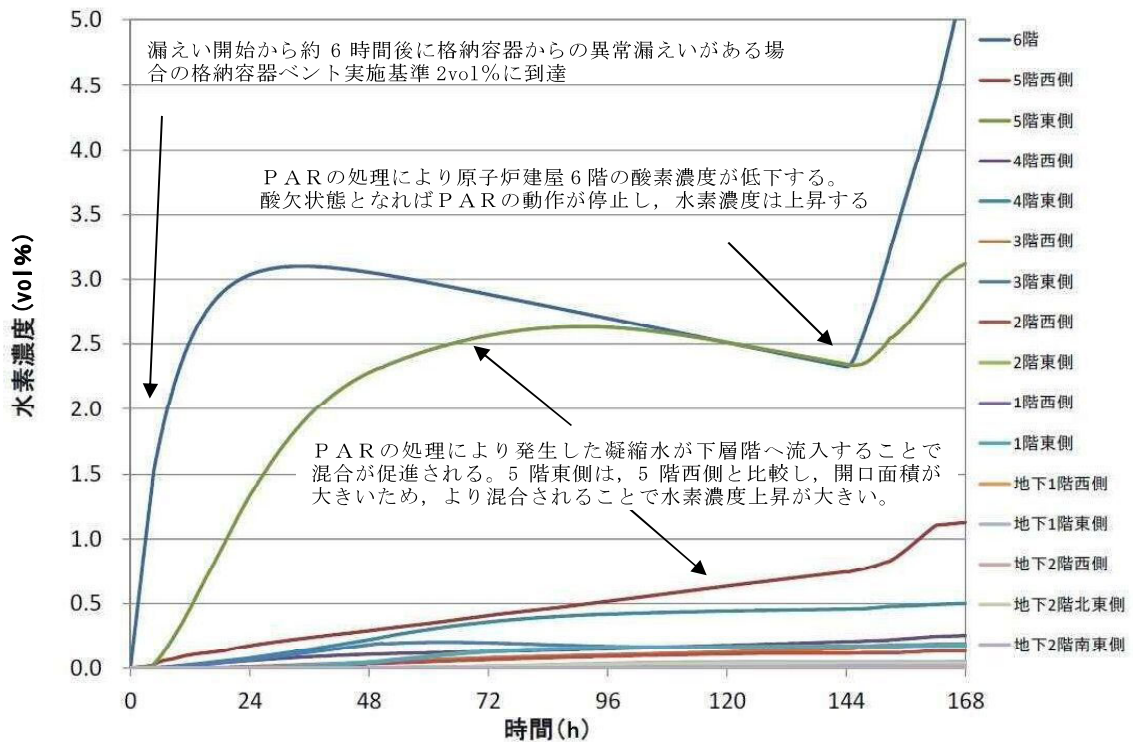
第 2.1.4.2-2 図 ケース 1 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

下層階から漏えいした水素は、大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また、FRVS / SGT S の排出効果によって、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は、PAR 起動水素濃度である 1.5vol% 未満となる結果となった。

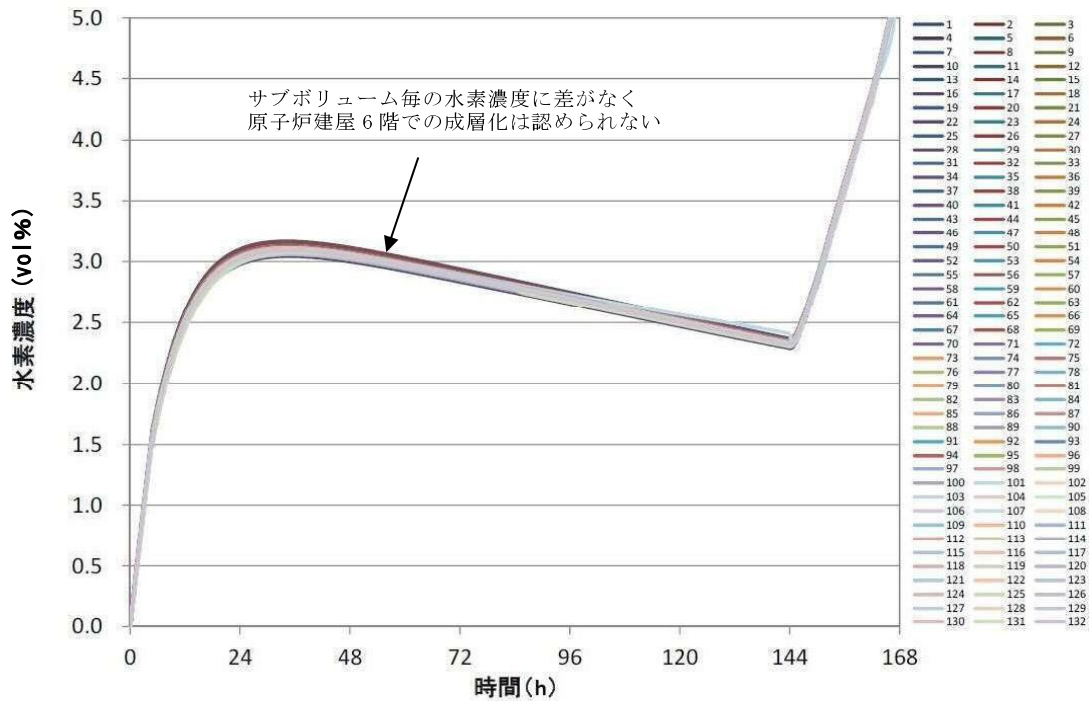
(2) ケース 2

設計裕度の確認を行うため、格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件である P A R 設計値（水素発生量 A F C 100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素が全量 P A R 設置エリアである原子炉建屋原子炉棟 6 階のみから漏えいするとして水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2-3 図に示す。

また、サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2-4 図に示す。



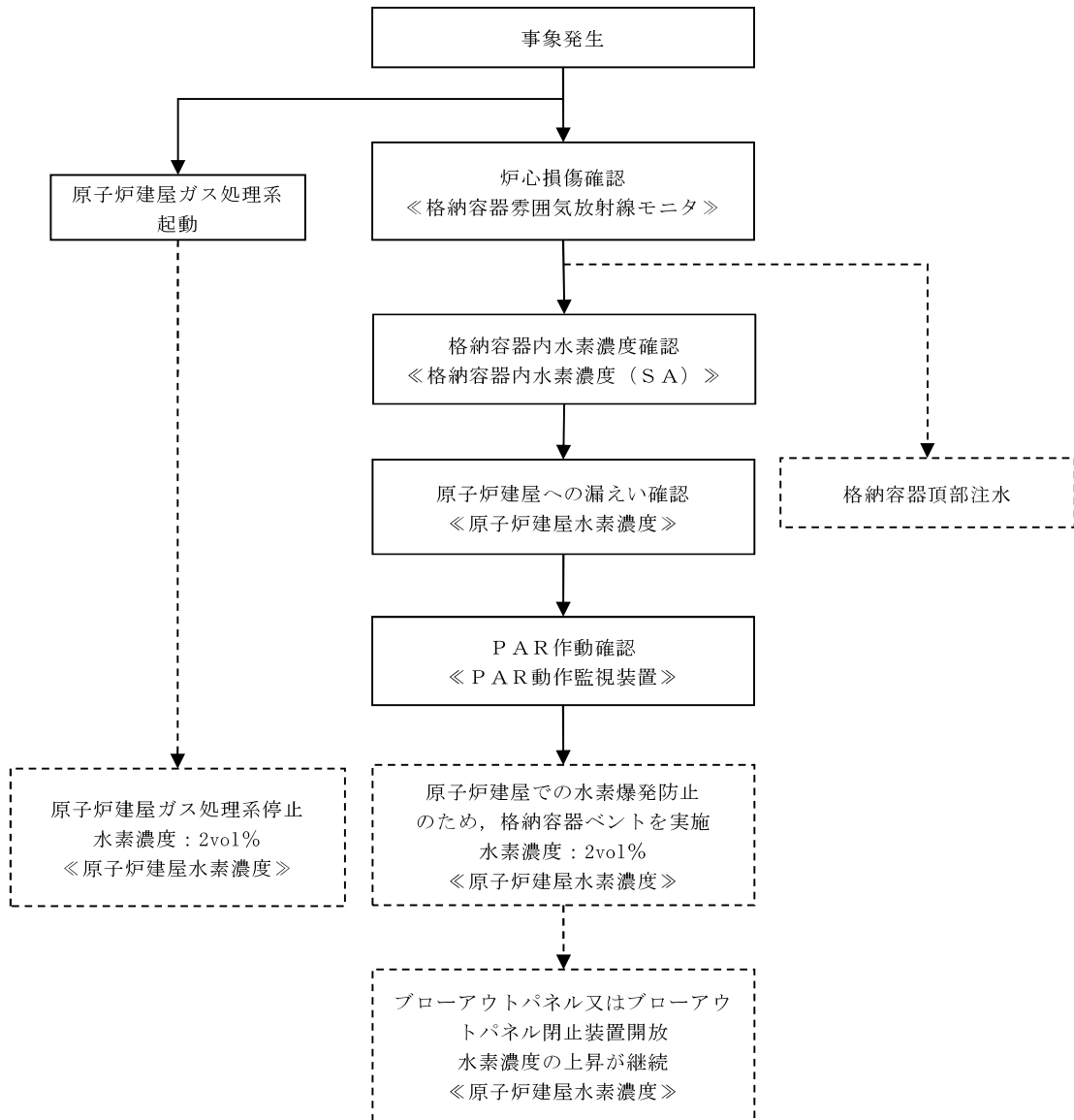
第 2.1.4.2-3 図 ケース 2 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



第 2.1.4.2-4 図 ケース 2 水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

設計条件の水素発生量に対して P A R による水素処理が効果を発揮し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの、事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素が欠乏し、P A R の起動酸素濃度を下回ることで処理が行われなくなり、水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても、酸素濃度が可燃限界未満であることから、水素燃焼が発生することはない。さらに、第 2.1.4.2-5 図に示すとおり、原子炉建屋水素濃度計の指示値が 2vol% に到達した場合、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており、格納容器ベント実施によって原子炉建屋水素濃度を低減させることで、水素濃度が可燃限界に到達することはない。

また、第 2.1.4.2-4 図に示すとおり、原子炉建屋原子炉棟 6 階は、均一化されており、成層化しないことが確認された。



第 2.1.4.2-5 図 建屋水素対策フロー

局所エリアの漏えいガスの滞留

1. 評価方法

第1表に示す原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアにおいて、有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）の水素濃度がそれぞれ可燃限界未満であることを確認する。なお、シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても、局所エリアとなる可能性があるが、シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから、局所エリアから除外とした。

第1表 局所エリア

階 数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積 (m ³)
2 階	ドライウェル機器ハッチ	ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋	42.1
	CRD搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4
地下1階	サブプレッション・チェンバアクセスハッチ	サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1,353.4

2. 解析条件

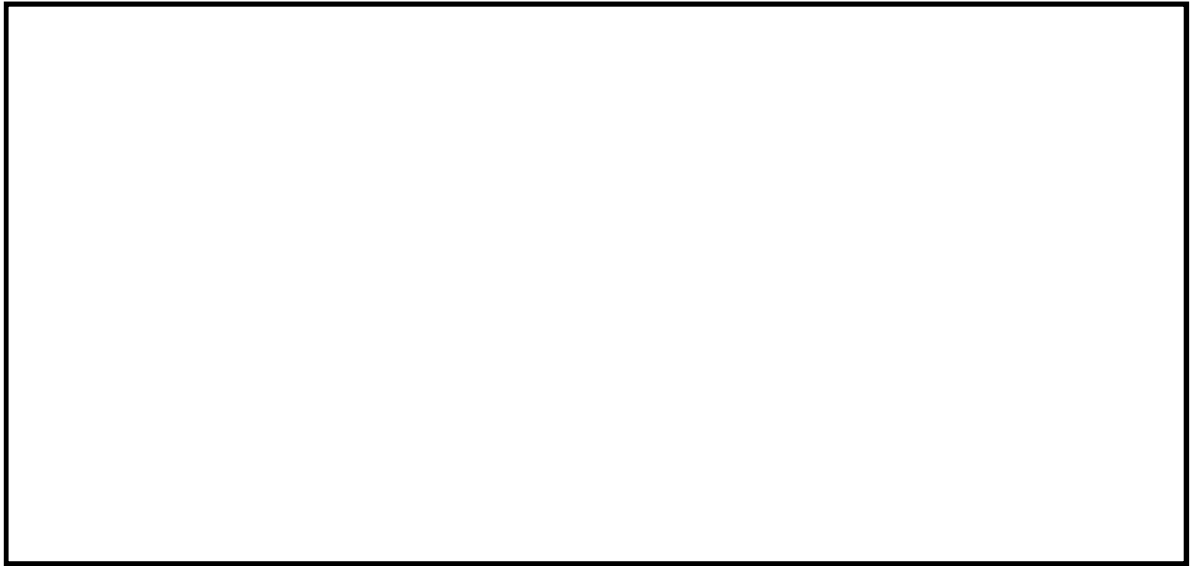
(1) 解析モデル

解析モデルを第1図に示す。漏えい箇所及び隣接するエリアでの水素濃度を確認するため、解析モデルは、局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ1ノードでモデル化し、流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏

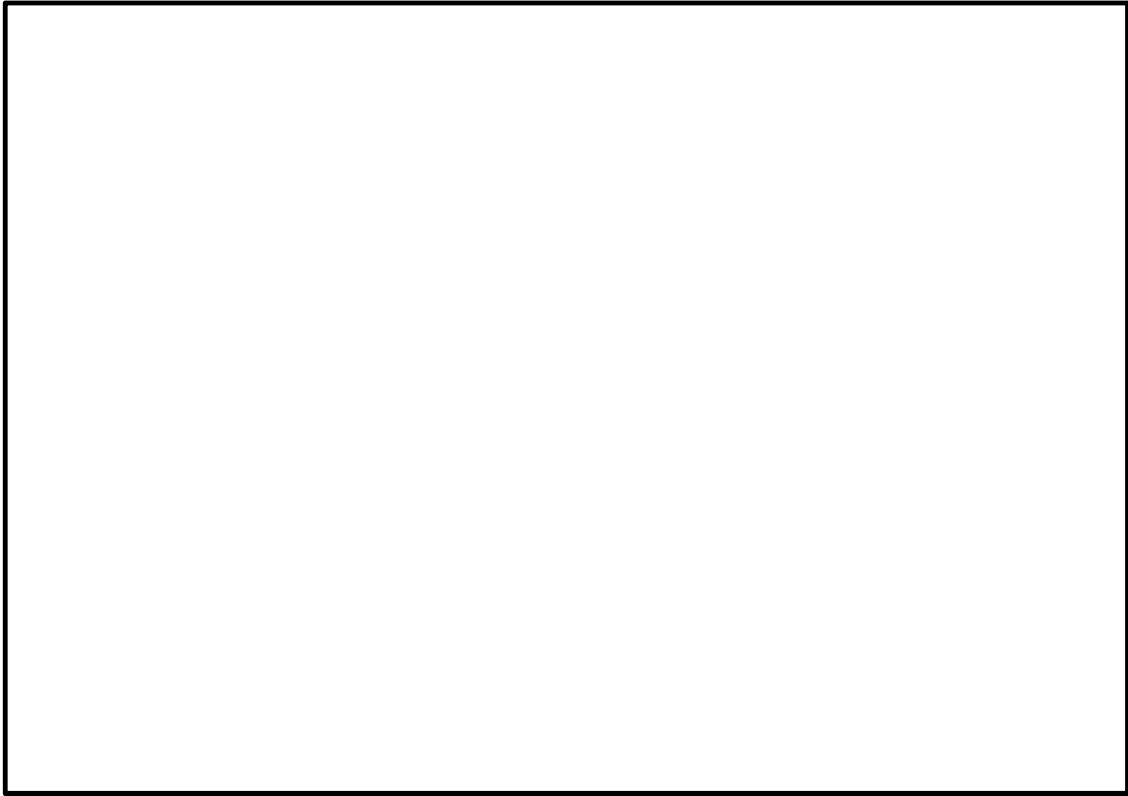
えいを与える。また，圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

エリア内は断熱とし，構造物のヒートシンク，壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。伝熱による蒸気の凝縮だけ水素濃度が高くなると考えられることから，保守的に評価するため，蒸気の100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。

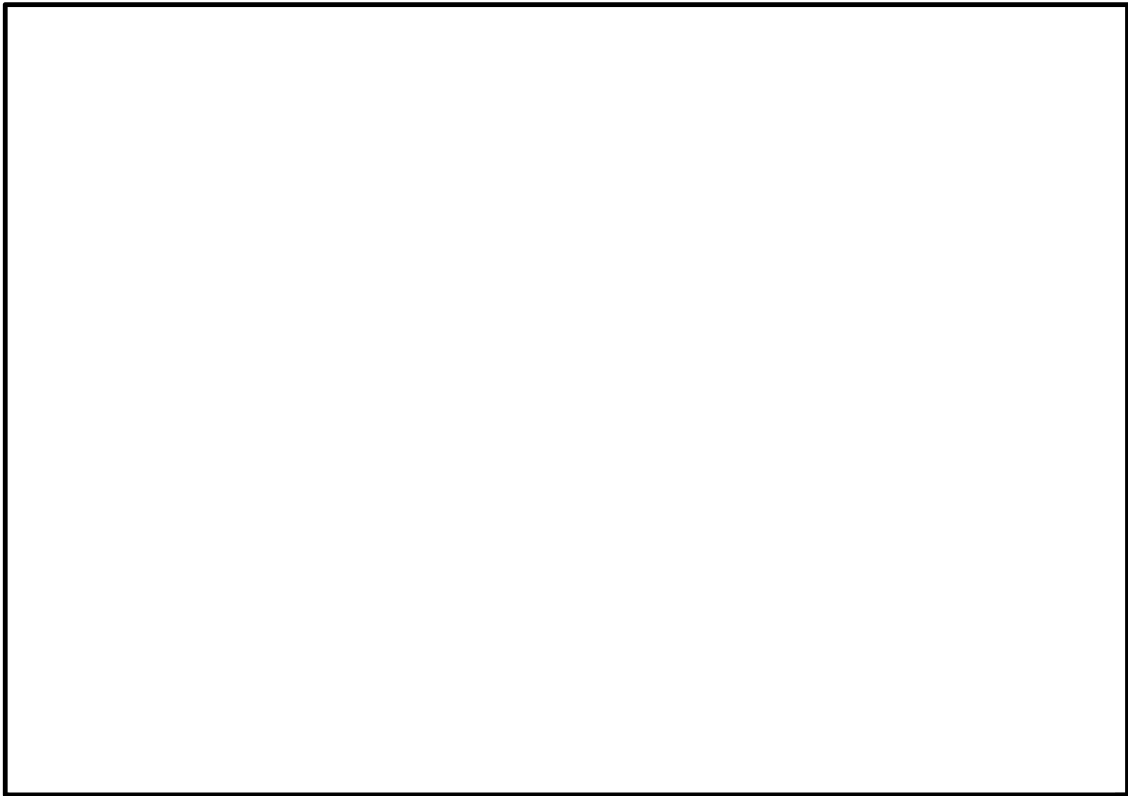
また，隣接エリアを第2図～第7図に示す。



第1図 2ノードモデル

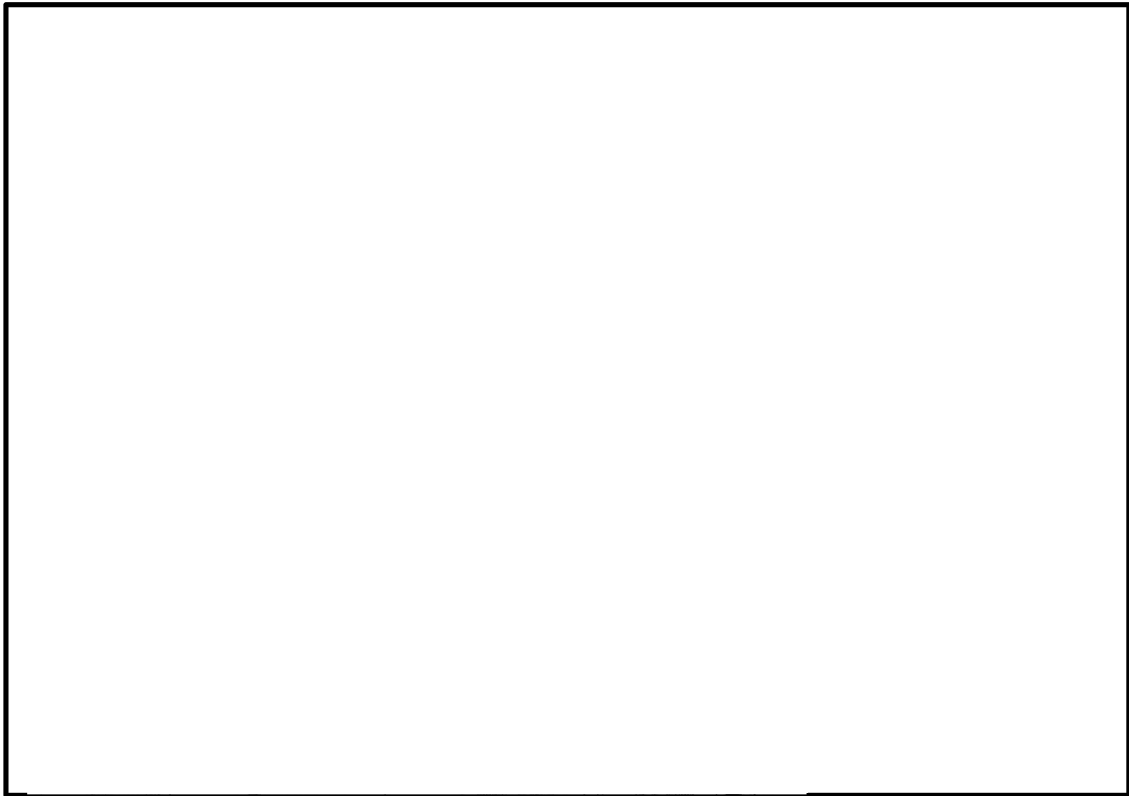


第2図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟地下1階

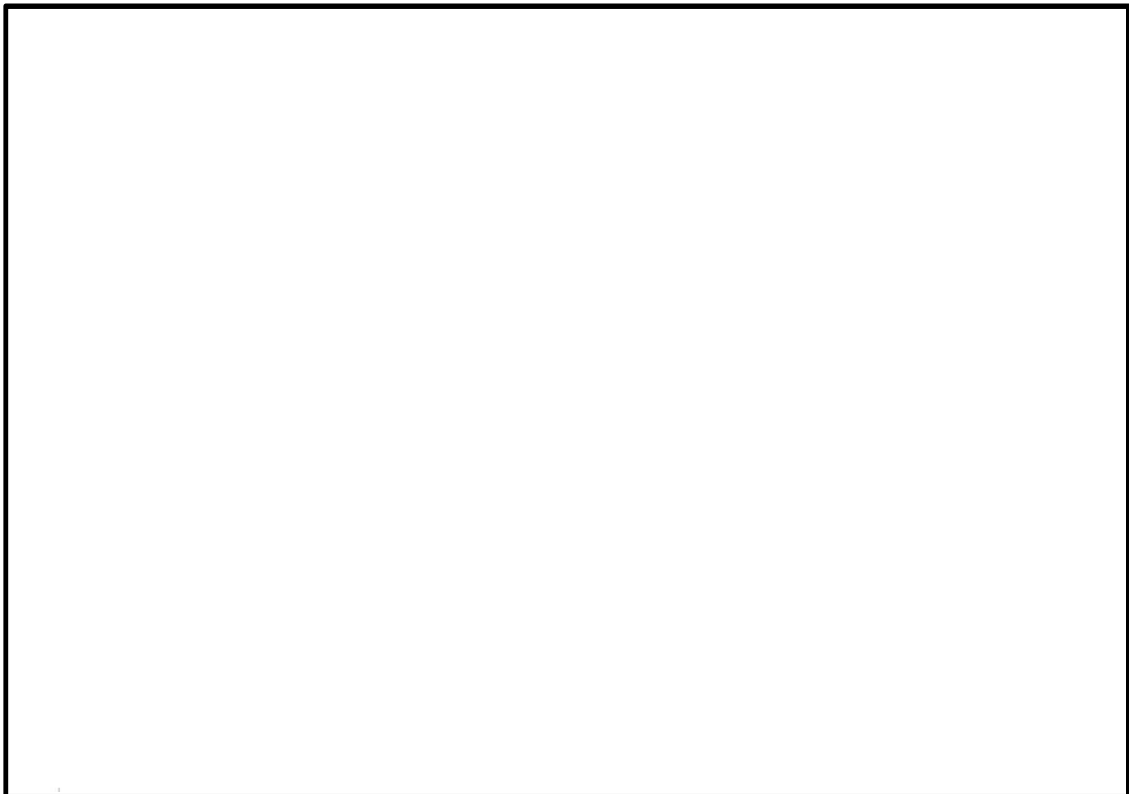


第3図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟1階

53-7-90



第4図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟2階

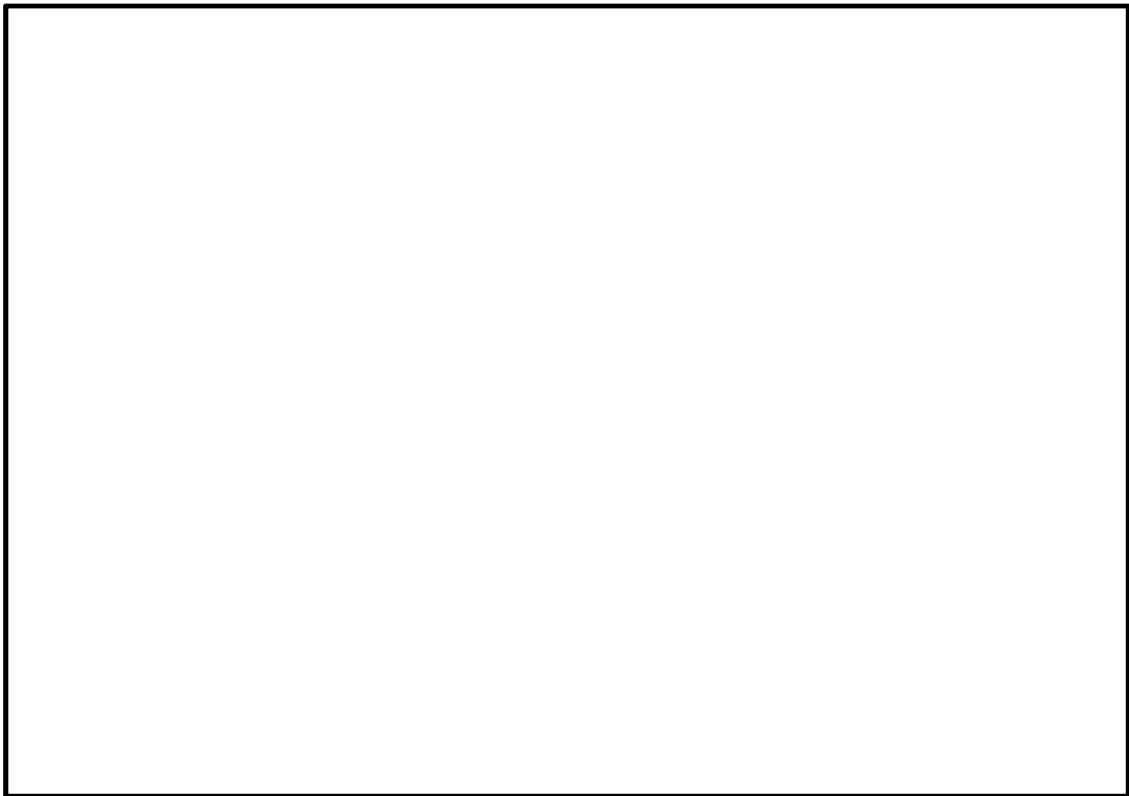


第5図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟3階

53-7-91



第6図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟4階



第7図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟5階

53-7-92

(2) 解析条件

2 ノードモデルにおける解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表 2 ノードモデル解析条件

No.	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1) 圧力 (初期条件) (2) 温度 (初期条件) (3) 組成 (初期条件) (4) 空間容積 (固定)	101.325kPa 40℃ 相対湿度 100%の空気 第 1 表参照	大気圧 想定される高めの温度として設定 同上
2	圧力境界条件 (外部への漏えい) (1) 圧力 (固定) (2) 温度 (固定) (3) 酸素濃度 (固定) (4) 窒素濃度 (固定)	101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (外部への漏えい) (1) 流出条件	圧力損失なし	

各局所エリアの漏えい量は、全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は、第 2.1.4.1-4 表と同様である。

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を第 3 表に示す。

第3表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項目	ドライウェル				サブプレッション・チェンバ			
	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h	0～ 3h	3～ 30h	30～ 110h	110～ 168h
圧力 (kPa [gage])	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度 [°C] (上：原子炉 格納容器内， 下：建屋への 漏えい時 ^{※1})	210 100	200 100	171 100		210 100	200 100	171 100	
水素濃度 [vol%] ^{※1}	100				100			
水蒸気濃度 [vol%] ^{※1}	0				0			
原子炉格納容器 漏えい率 [%/day] ^{※2}	0.615	0.42	0.34	0.29	0.45		0.11	
備考	2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

※1 水蒸気は、局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

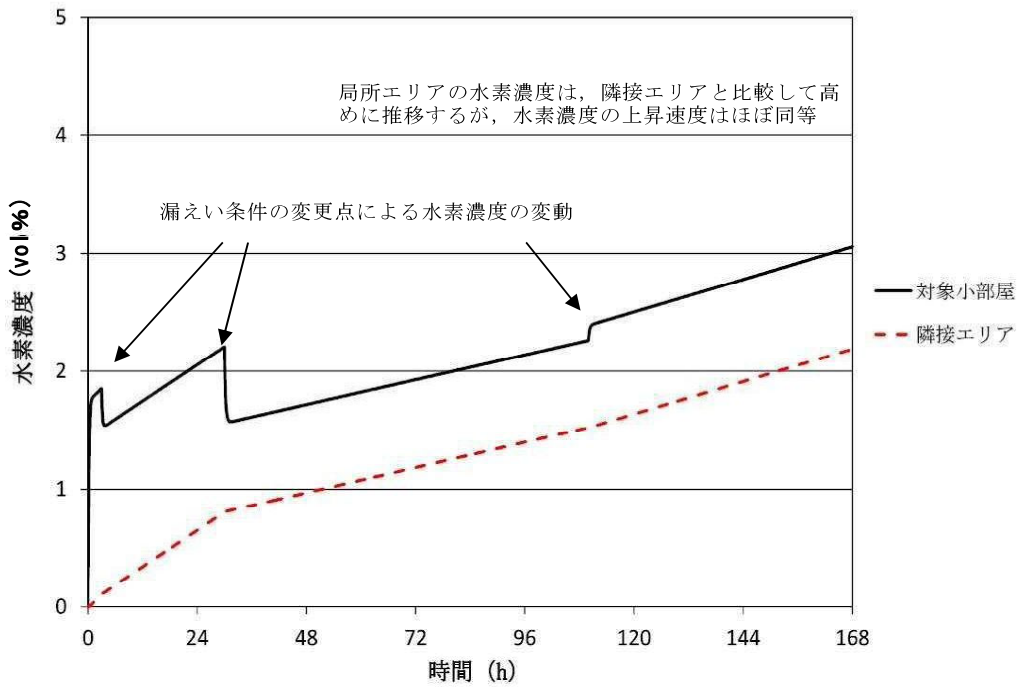
※2 漏えい率は、第2.1.4.1-3表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

3. 解析結果

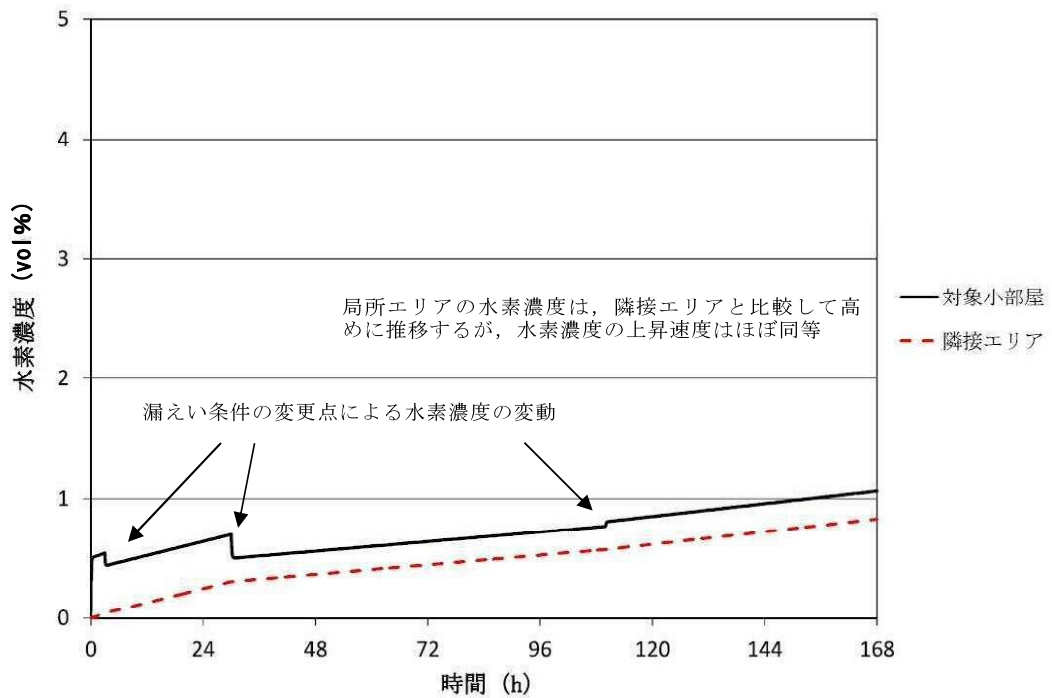
各ケースの 168 時間までの水素濃度最大値を第 4 表に示す。また、水素濃度の時間変化を第 8 図から第 10 図に示す。

第 4 表 解析結果

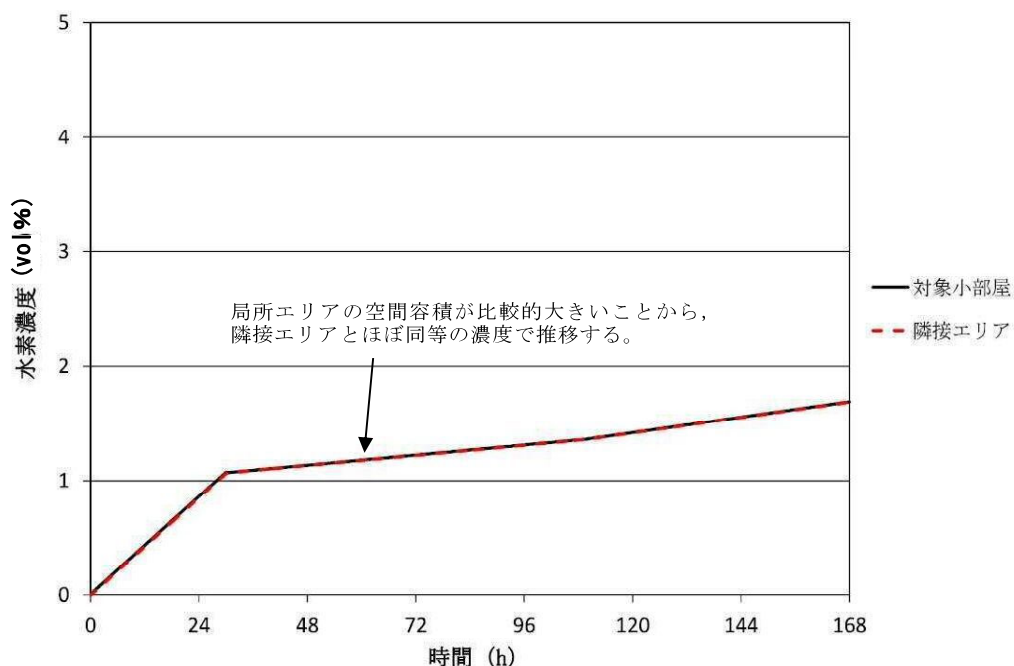
ケース No.	原子炉格納容器漏えい条件	評価対象とするエリア	水素濃度最大値 [vol%]	
			評価対象とする局所エリア	隣接エリア
1	有効性評価シナリオ包絡条件	ドライウエル機器ハッチ及び CRD 搬出ハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階西側)	3.06	2.19
2		所員用エアロックのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟 2 階東側)	1.06	0.83
3		サブプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側)	1.69	1.69



第 8 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（ドライウェル機器ハッチ及びCRD搬出ハッチのある部屋）



第 9 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（所員用エアロックのある部屋）



第 10 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋）

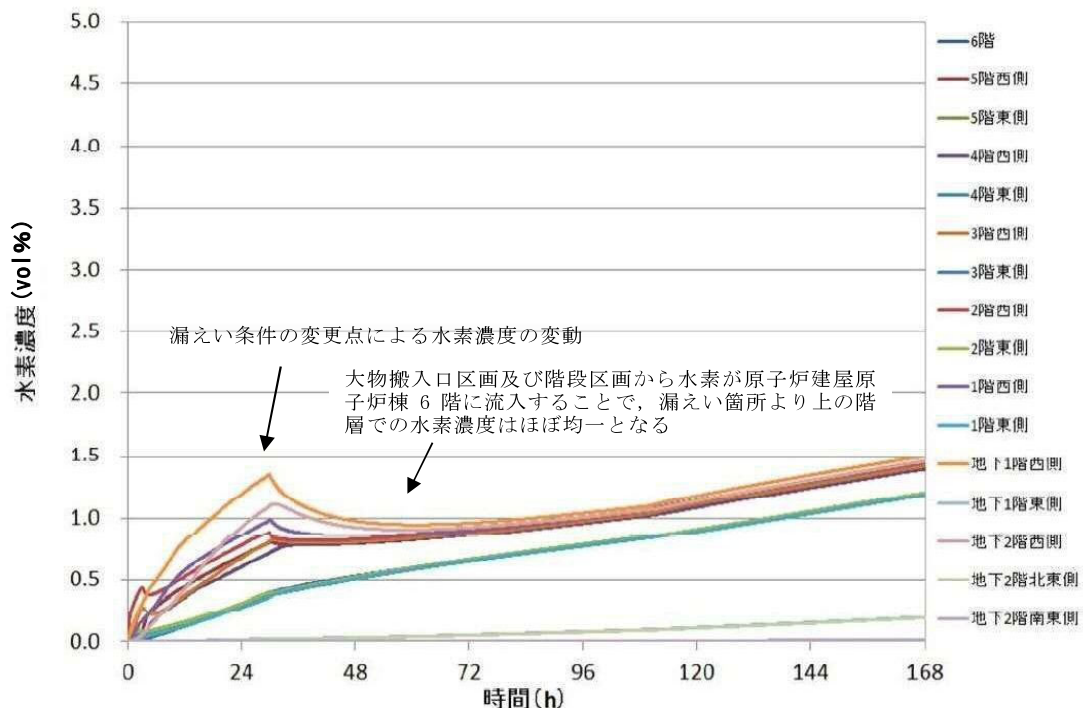
解析の結果から、水素濃度は全体的には上昇傾向となり、168 時間後時点で最も高くなるものの、可燃限界未満となる結果となった。

2 ノードの解析において、局所エリアと隣接エリアについては、それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが、2.1.4.2 に示したケース 1 において、建屋全体の水素濃度が均一化されていることから、局所エリアに漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟 6 階に流入するものと考えられる。一方で、格納容器から異常な漏えいが発生した場合、原子炉建屋原子炉棟 6 階よりも先行して局所エリアの水素濃度が上昇するおそれがあるため、判断に使用する原子炉建屋水素濃度計は、局所エリアに設置する水素濃度計を含めた水素濃度計のうち、最高濃度を示すものとする。

格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。

格納容器頂部注水系の効果によって、格納容器トップヘッドフランジからの漏えいがなくなり、原子炉建屋原子炉棟 6 階に直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋挙動を確認するため、漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また、FRVS/SGTSについては、水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から、停止とした。漏えい箇所及びFRVS/SGTS停止以外の条件は、第 2.1.4.2-1 表のケース 1 と同様である。第 1 図に解析結果を示す。



第 1 図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

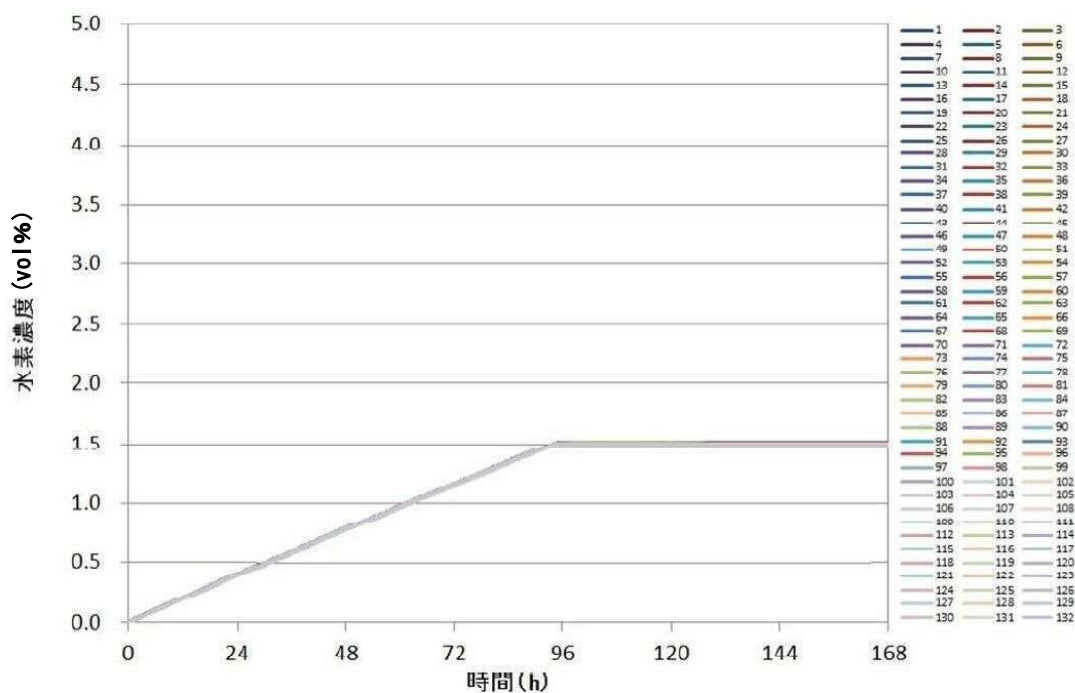
（漏えい箇所：下層階のみ）

下層階のみから水素が漏えいし，FRVS/SGTSの効果に期待しない場合においても，大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟6階に流入することにより，下層階で水素が滞留することはなく，可燃限界に到達しない結果となった。

小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において、水素が成層化しないことを解析により確認する。

格納容器ベントまでの漏えい率を、格納容器漏えい率を設計漏えい率相当である 0.5%/day とした。格納容器漏えい率以外の評価条件は、第 2.1.4.2-1 表のケース 2 と同様である。水素濃度の解析結果を第 1 図に示す。



第 1 図 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階水素挙動 (サブボリューム)

P A R 起動前においてもサブボリュームごとの水素濃度の差はほとんどなく、漏えい量を小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認した。

東海第二発電所

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施
するために必要な技術的能力に係る審査基準」への
適合状況について
審査会合における指摘事項の回答

平成29年10月31日

日本原子力発電株式会社

日本原子力発電株式会社における見解等に対する確認項目

【中間取りまとめに関する見解等(回答)及び追加確認事項への回答(日本原子力発電株式会社)】

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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>【水素濃度】 ○これまでの知見として、3元図(水素-空気-水蒸気)が一般的だが、これは理想的な状態と考えている。1Fの原子炉建屋の破損状況からは水素濃度8%程度の水素の爆燃で十分説明できると考えている。</p>			(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。	① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。	
		(ア)更なる調査・検討として、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。			1Fにおける建屋内の構造物や機器の構造・強度等のデータと水素燃焼による損傷状況をより詳細に調査し、水素燃焼評価や構造応答評価により実際の状態と比較することで、水素燃焼発生時の状況に対する考察が深まると考えられる。	② 要 1Fにおける水素燃焼発生時の着火位置や燃焼条件については未だ不明確な部分が多く、継続的に調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
	<p>【水素滞留】 ○水素ガスの挙動として、定性的には水素等は軽く密度が低いので上向きの浮力があるとされているが、爆発による破損状況からはオベフロより下の階に水素がある程度あったと考えられる。原理として物が上がっていくと考えを集中させるのではなく、ゆっくりと漏えいする場合など漏えいしたフロア(オベフロより下階)へそのまま拡散するなどの視点が必要と考えている。</p>	(ア)東海第二発電所では、SGTSの機能により建屋全体の水素滞留及び濃度上昇の防止が可能である。また、SGTSが使用できない場合でも、大物搬入口ハッチ等の開口部によりフロア間の通気性を維持し、各フロアにガスが滞留せずPARが有効に機能することを評価により確認している(添付②)。さらに、5階面にも原子炉建屋外側ブローアウトパネルが設置されており、水素濃度上昇時には開放により排出が可能である。			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 1F事故以前においては、炉心損傷及びPCV破損を防止することを主眼にAM整備を行っていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、SA時に想定される水素の発生・漏えい量を保守的に想定した上で、必要な容量を有する水素濃度低減設備をPCV内又は原子炉建屋内に設置する。また、原子炉建屋内のPCVからの漏えいが想定される箇所に水素濃度計を設置するとともに、想定を上回る水素濃度の上昇が生じた場合でも、水素濃度が可燃領域に至る前に水素を排出するための設備及び手順を整備する。 上記の検討においては、 トップヘッドフランジや機器ハッチといった水素の漏えい可能性のある各所について、漏えい量等を保守的に設定した上で対策の有効性を確認している。
	<p>【水素の挙動】 ○原子炉建屋の中に触媒式水素再結合装置(PAR)を設置する際、水素の出る経路を考えた評価をしているのか。あるいは、出てきた水素は瞬時に均一に混じって平均濃度になり水素の除去ができるという評価なのか。</p> <p>○水素の漏えいパスには大きな不確かさがあり、炉心溶融がおきている状況でどこから水素が出てくるかは分からないし、流速も分からない。ソースに不確かさがある中ではGOTHICを使った決定論的解析は、こういった計算もありうるという程度のもの。このような不確かさを考慮してPARの配置をしているのか。</p> <p>○ソースに不確かさが大きい中でのCFDコードを使った決定論的な解析は、こういうこともあり得るという一例にすぎず、それを根拠に対策の十分性を示すことは、基本的に方法論として無理がある。今の時点では、エンジニアリングジャッジメントが可能くらいではないか。ペネについては、個別試験はあるが、格納容器が過圧かつ過温の状況ではペネの密閉性にそこまで信頼を置けるか疑問がある。</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。				
			① 無 火災等の性状により、水素以外の可燃性ガスが含まれていた可能性について異なる見解はない。			
	(ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。	(ア)1Fにおける可燃性ガスの影響については引き続き知見の整理・検討が必要と考えており、可燃性ガスの発生源となり得るもの(ケーブル・塗装等の種類・場所・量)に係る情報提供等の協力が可能である。	(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている火災や爆燃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。		
<p>【可燃性ガス】 ○3号機の水素爆発の映像を分析したところ、火炎に色があったり、爆発の後には上がっていく大きな黒い噴煙があるなど、いわゆる水素だけの爆発で起きたものではなく、水素以外の可燃性ガスの存在があるのではないかと議論している。そのため、ケーブルや塗装などの知見を基礎的な部分から積み上げていきたい。</p> <p>○1Fの場合、40年前に敷設した古いケーブルが反応した可能性があり、同じケーブルが手に入るかという難しい部分もあるが、基礎的な実験を行う場合、同じようなものを使いたいと考えている。具体的には、窒素雰囲気中で、例えば燃料デブリが落ちてきたものに触れたり、その近傍にあって非常に高温になったり、あるいは蒸気がかかっている低温の中でガスが出たりなど、様々なパターンを見ながら実験をしたいと考えている。事業者として、どういイメージを持っているか。</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。	(イ)溶融炉心の高温影響等により、ケーブル材料から可燃性ガスが生じる可能性はあると考えられるが、発生するガスの種類や量等の詳細な知見は現状では有していない。			③ 原則として、可燃性ガス対策においては水素の処理・漏えい低減及び排出により、PCV内外における水素燃焼を防止することが重要であると考えており、(5)-1③に記載のような各種対策を確実に実施・維持していく。その上で、水素以外の可燃性ガスの発生可能性や燃焼への影響についても、新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。	
					④ なし	
					① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。	
<p>【ペント回数】 特に議論なし</p>	(ア)成功した2回以外のペント操作ではペ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。	(ア)当時の現場状況の詳細は不明であるが、ペントラインの系統構成に用いていた弁開放用のコンプレッサ圧力やバッテリー電圧の不足、それらの接続状況の不安定さにより、ペント操作が成立しなかった可能性が考えられる。	(9)-1	3号機のペント成功回数は2回である。	② 否 1F3号機におけるPCV圧力やペントに係る挙動については、概ね把握されており、更なる調査・検討は不要である。	
	(イ)成功した2回以外にペント成功と判断できるペント操作はあるか。	(イ)ペント操作によるPCV圧力の低下が成立しているものは、成功と判断されている2回のみと考えられる。			③ PCVペント設備の信頼性確保については(1)-1③に記載のとおりであり、必要な際に確実にペント操作ができるよう配慮する。 これに加え、ペント操作実施時は、PCV内やペント設備に付随する計測機器により、ペント設備が確実に作動していることを確認する手段及び手順を整備する。	
					④ なし	

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (〇規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
水素防護	<p>【BWRIにおける建屋の水素爆発】 OBWRIにおいて、原子炉建屋の水素爆発は許容できないものであり、その後のAMの戦略を全て台無しにしてしまう。1号機で水素爆発を起こさなければ、2号機、3号機に取り付けAMの作業をあれこれやろうとしていた。水素爆発で一切、人が寄れなくなり、その後のAMを全て駄目にしてしまった。水素爆発が絶対に許容できないものであるならば、よく分からないからやらなくては、よく分からないのであれば、考えられ得る対策を取るしかない、実効的に否定できないのであれば、これは対策を取らざるを得ないという判断をすべき。</p> <p>【建屋内の空気の流れ】 〇水素の前に建屋内の空気の流れ、どこでどんな流れが生じているのか、条件が変わるとどうなるのかというのを実測したような経験はあるのか。</p> <p>〇1F事故の際は、建屋の中は、空気、あるいは水蒸気も多少入っているかもしれないが、軽いガスが入ってきたときにどんな挙動をするのか。実験的に何かやりようがあるのではないか。実機を持った事業者がアイデアを出し、空気の中に軽いガスが混じった場合にどんな挙動をするかおさえる必要がある。</p>	<p>(9)ー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。</p>	<p>原子炉建屋は、管理区域境界としての機能も担っているなど、ある程度の気密性を有している。1F事故時のようなSBO状態においては、建屋内の対流がほとんどなかったものと想定される。特に4号機は全燃料取出し状態で有意な熱源もなかったために、水素がほぼ静的に蓄積したことで長時間の滞留が生じたものと推察される。</p>	(9)ー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。	<p>① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。</p> <p>② 否 1F4号機における水素の流入・滞留及び爆発の推移については概ね把握されており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 原子炉建屋における水素対策については、(5)-1③に記載のとおりであり、水素燃焼が発生しないよう種々の対策を実施する。</p> <p>④ なし</p>
	<p>【水素の検知と処理】 〇水素が出てきたときに水素の検知と処理、あるいはその処理ができない場合は対策を考える必要がある。水素の検知は対応が図られている。一方、処理については、PARだけで大丈夫か。何か技術開発する余地があるのではないか。あるいは、対策として、ガスの流れを把握し、ブローアウトパネルを開けることでガスが全て放出されるか事業者として把握していただきたい。</p> <p>【ブローアウトパネル】 〇ブローアウトパネルは1F2号機の水素爆発を防げた要素だとは思いますが、例えば、1F4号機では、3階のCRD交換機室で爆発が起こっている。ブローアウトパネルがオベフロにそれなりに有効であろうというのは言えるが、3階などの低い階にまでブローアウトパネルの効果が働くというのは相当苦しいのではないか。PARも5階にしかないことから、オベフロより下階の限界点がどこにあるのか探るといってはもっと前向きになってもいいのではないか。</p> <p>【着火源】 〇1F3号機の4階が最初に着火したように見えていて、その理由が偶発というのはそのとおり。ブローアウトパネルやPARによって水素濃度も段々下がっていくと思うが、一旦建屋に水素が出ると、運転員等にSA対策や復旧作業を取りに行かせるのは非常に厳しい判断であり、そのためどこまで知見を蓄積できるのかという問題となる。一つの考えとして、むしろ建屋への水素の漏えいの可能性をミニマムにする措置をとるなど、限界条件についての知見を蓄積していくアプローチもある。</p>	<p>(9)ー3③関係 (ア) 建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えるか。</p> <p>(イ) 原子炉建屋の水素燃焼防止対策は、水素濃度を可燃限界に到達させないことを前提として対策を講じるとともに性能を確認している。「水素濃度が想定を超えて上昇する場合」は、水素対策の性能評価結果を超えて水素濃度が上昇し、上記(ア)の対策も功を奏せず、可燃限界(4vol%)に近接・超過するような状況を想定している。</p> <p>※添付①～添付③については、最終欄参照。</p>	<p>(ア) 原子炉建屋の水素燃焼防止対策としては、SGTSによるガス排出やPARによる水素濃度抑制の有効性を評価している。それでもなお水素滞留が生じ水素濃度が2vol%以上となった場合には、PCVベントによりPCVからの水素漏えいを抑制するとともに、さらに水素濃度が上昇を継続する場合には、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により水素を排出することとしている。原子炉建屋外側ブローアウトパネルは原子炉建屋に複数設置されており、1枚当たりの開口面積が15m²程度あることから、1枚の開放でも十分に水素排出が可能である(添付③)。</p> <p>(イ) 原子炉建屋の水素燃焼防止対策は、水素濃度を可燃限界に到達させないことを前提として対策を講じるとともに性能を確認している。「水素濃度が想定を超えて上昇する場合」は、水素対策の性能評価結果を超えて水素濃度が上昇し、上記(ア)の対策も功を奏せず、可燃限界(4vol%)に近接・超過するような状況を想定している。</p>	(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、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。	<p>① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。</p> <p>② 否 1F4号機における水素爆発時の状況については概ね把握されており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ (5)-1③に記載のとおり、原子炉建屋における水素濃度の上昇及び水素燃焼の発生が生じないように、種々の対策を実施する。その上でなお原子炉建屋の水素濃度が想定を超えて上昇する場合の運用(周辺作業の禁止等)について、検討を行う。</p> <p>④ なし</p>
	<p>【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし</p>			(1)ー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。	<p>① 無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。</p> <p>② 否 東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)2号機において、ベントが成功しなかった要因(PCV圧力とRD作動圧力との関係)については概ね解明されており、更なる調査・検討は不要である。</p> <p>③ 東海第二発電所におけるアクシデントマネジメント(以下「AM」という。)整備時の耐圧強化ベント系のRD作動圧力の設計思想は、1Fと同様であり、RD作動圧力を約kPa[gage](1Pd:310kPa[gage])に設定していた。(当時のPRAの知見に基づき、崩壊熱除去機能喪失を起因とするCDFの低減効果に着目する等、主にPCVの過圧破損を防止するための設備として期待していたこと、設計基準を超えた状態での使用を想定していたことにより、PCV最高使用圧力でのRD作動圧力の設定は妥当なものと判断していた。)</p> <p>1F事故時の教訓を踏まえ、PCVベント設備は必要ときに確実に使用できるよう、弁を遠隔操作・現場操作するための設備や手順を整備するとともに、ベント操作時に確実に作動する低いRD作動圧力(東海第二発電所の場合:約0.08MPa[gage])を設定する。</p> <p>④ <u>敦賀発電所1号機は、耐圧強化ベント系をAM策として採用していない。</u>(耐圧強化ベント系のCDF低減効果は小さいと判断したため) AM策としては、一弁の開動作のみによって除熱可能な非常用復水器(以下「IC」という。)への更なる水補給手段を整備することとした。(交流電源喪失時においても炉心冷却及び除熱が可能である特徴を考慮したため)</p>
	<p>【二次格納容器】 OBWRIにおける二次格納容器に期待している機能なり性能というのをどう捉えているのか。閉じ込めを期待しているのか、一定のDFを期待しているのか。</p> <p>〇使用済燃料の方は理解出来るが、原子炉本体に関して、炉心に対して二次格納容器が一体どういう役割を期待されているのか、あるいは期待していないのか。何らかの閉じ込めを期待しているのだったら、なぜああいう設計なのか。漏えいがあった際のDFを期待していたのなら、なぜああいう設計なのか。一体何を炉心に対して期待して設計されたのか分からない。何かがあったときに取りあえず外側にという場合でも設計する際には、その設計に対する要求条件があったはずであり、その要求条件は何だったのか。</p> <p>〇歴史的な流れからすると今のようなSAの状態というか、これを考慮して格納容器の設定がなされたのではない。ある程度、耐圧なり、温度なりに条件を与えて、相応に頑強なものだということで、SAみたいなものがあったも持つであろうという想定の下に存在している。SA時には格納容器の中にソースタームが放出されるわけで、格納容器のベネやハッチからどうしても漏れることとなる。その漏れるものをどうするかということで、結果として、元々BWRは格納容器を小さめに造っているんで、そういうベネやハッチがあちこちたくさん出来てしまい、PWRのようにアニュラス部を造ることが出来なくて、建屋で囲うという設計になったのだろうと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏えいしていくということが明示的に考えられなかったのは大きな問題だったと思っている。</p> <p>〇炉心に対しては、PWRのアニュラスとのイメージが一番近いかという感じ。特に、BWRは格納容器の容積が小さいため、熱容量という点ではサブプレッション・プールで補ってはいけるものの、容積だけではどうにもならないので、アニュラスみたいなものに替えて比較的大きな空間を、さらに燃料プールもあるからという設計思想と理解。そうだとするとやはり二次格納容器と呼ぶのはどうかという感じとなる。</p> <p>OBWRでは、格納容器を小型化するときに、中にはなるべく物を置かないようにしたため、運転あるいは安全系の補機で必要なもので近くに置きたいものをその周りに置かために建屋として置かれたとも考えられる。設備のレイアウトみたいな観点も当然あったと考えられる。</p>	<p>(1)ー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>(イ) SA対策の有効性評価においては、水蒸気だけでなく、想定し得る非凝縮性ガスの存在を考慮している。具体的には、水-γ反応による水素発生やPCV内アルミ・亜鉛の酸化による水素発生、水の放射線分解による水素・酸素発生といった非凝縮性ガスの影響を考慮している。</p> <p>(ウ) PCV破損防止対策は、事故状況(PCV圧力・温度等の挙動や原子炉圧力容器破損の徴候等)を把握し、事前の評価に依らず必要な時に必要な対応を行うことを目的として、監視計器やPCV破損を防止・緩和するための設備及び手順を整備することが適切であると考ええる。</p>	<p>(ア) 重大事故等(以下「SA」という。)対策の検討に当たっては、考慮すべきPCV破損モードを網羅的に整理した上で、それらを防止するために必要な対策を検討していることから、各種のPCV破損防止対策の意義・役割を明確化した上で対策の整備を行っている。</p> <p>(イ) SA対策の有効性評価においては、水蒸気だけでなく、想定し得る非凝縮性ガスの存在を考慮している。具体的には、水-γ反応による水素発生やPCV内アルミ・亜鉛の酸化による水素発生、水の放射線分解による水素・酸素発生といった非凝縮性ガスの影響を考慮している。</p> <p>(ウ) PCV破損防止対策は、事故状況(PCV圧力・温度等の挙動や原子炉圧力容器破損の徴候等)を把握し、事前の評価に依らず必要な時に必要な対応を行うことを目的として、監視計器やPCV破損を防止・緩和するための設備及び手順を整備することが適切であると考ええる。</p>	(1)ー2	このことを踏まえると、事象進展に応じてPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	<p>① 無 事象進展に応じた事故対策の目的・役割を検討・整理することは重要であり、異なる見解はない。</p> <p>② 否 PCV破損防止対策は、各種のPCV破損モード及び事象進展に応じて、その役割や目的を明確にした上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討については不要である。</p> <p>③ AM整備時は、PCVからの除熱機能をさらに向上させるものとして、過圧破損防止に係るAM策を抽出していた。 重大事故等(以下「SA」という。)対策の有効性評価に係るシーケンス選定においては、耐圧強化ベント系をはじめとしたAM策を考慮しないPRA結果に基づき、事故シーケンスの選定及び必要な対策の検討を行っている。 その上で、事象進展に応じて各種のPCV破損防止対策に期待される役割等を明確にした上で容量・耐性その他の設計を行い、それらを使用する判断基準についても、過圧/過温破損防止や水素燃焼防止といった目的ごとに明確に手順化することで、確実に効果的に機能を発揮できるよう配慮している。</p> <p>④ なし</p>

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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		
[ラプチャーディスクの設計圧力] 特に議論なし			(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。		
					②	否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については分析されたものと相違ないと考えているため、更なる調査・検討は不要である。		
					③	東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じである。ただし、1F3号機と比較して、低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じである。ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。		
					④	なし		
[AM対策] 特に議論なし		(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。)について、以下の事項を回答すること。 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。 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) 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) 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)				AM策の整備においては、当時のシビアアクシデントに係る知見やPRAの知見に基づき、プラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象(アクシデント)や対策機能を整理し、具体的な対策の検討及び整備を実施した。それらの内容について添付①に示す。 添付①AM策整備当時のシビアアクシデントに係る知見及びPRAの知見に基づくプラントの安全性を効果的に向上させるために考慮すべき事故事象及び対策機能等の整理 ※添付①～添付③については、最終欄参照。		
[耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続] 特に議論なし			(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。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。		
					②	否 耐圧強化ベント系及びSGTSの系統構成やベントガスの流入メカニズム等については概ね明らかとなっており、更なる調査・検討は不要と考える。		
		(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。 その他、AM整備時において上位クラスの系統の改造や接続を行ったものとして、代替制御棒挿入(ARI)用の電磁弁等の新設、ベスタル注水ラインの新設、高圧炉心スプレイ系非常用480V母線からの融通回路の新設があるが、いずれも隔離弁や遮断器で分離するまでの範囲は上位クラスと同等の設計とする配慮を行っていた。					③	東海第二発電所における耐圧強化ベント系の系統構成は、1Fと同様に、SGTS配管へ接続されており、SGTS側を隔離する弁(SGTSフィルタ出口側の隔離弁)はフェイルオープン設計である。(工学的安全施設設計としてフェイルセーフにするという考え方に基づいたものであるが、耐圧強化ベント系を使用する場合の逆流を想定し、全交流電源喪失(以下「SBO」という。)時でも当該隔離弁を閉止維持できるよう弁駆動用窒素ポンペを配備していた。ただし、直交流電源の喪失状態が生じた場合には、1Fと同様に隔離機能が喪失していたことが考えられる。) 1F事故時の教訓を踏まえ、新設のPCVベント設備の排出流路については原則として他系統との接続は行わない等の設計上の配慮を行う。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前のみ使用する運用とする。
							④	なし
[AM対策の設計、施工および運用の考え方] 特に議論なし			(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 AM整備時の検討経緯を確認することは、今後のプラント安全管理においても有用と考えられ、異なる見解はない。		
					②	否 1F事故時の教訓を踏まえ設備の設計・施工及び運用を適切に検討・実施するため、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。		
					③	AM整備時においては、既存設備との接続部は隔離弁により機能的に分離し、分離可能となる範囲までは上位クラスと同等の設計を行う他、単一の誤操作や誤動作による既存の設計基準対象施設等への悪影響がないよう配慮の上、設計を行っていた。ただし、(2)-1③に記載のような教訓が得られたことから、当時の検討経緯やこれらの教訓を踏まえ、設備の設計・施工及び運用を適切に反映していくことが重要であると考えている。 今後の設備管理においては、各種設備が相互に悪影響を及ぼさず要求機能を確実に発揮できるよう、設計等の管理を行う。		
					④	なし		

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
【排気筒の構造】 ○耐圧強化ベントについて、BWR各社で排気筒を経由してベントを出すという共通の認識だったとしているが、事故分析では当該排気筒は非常に汚染の程度が高かった。根本的なところとして、排気筒から放出できる設計だったのか。島根1号機は排気筒に対してSGTS配管が途中までしかない、1F1号機と同様の設計であり、当時、耐圧強化ベントを設計したときにどのような流動を想定していたのか等の知見はないか。			(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
					② 否 排気筒を含む耐圧強化ベントの流路構造については確認されており、更なる調査・検討は不要と考える。
	(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。	耐圧強化ベント系の排出方法について、SGTS配管に合流させ排気筒へ導く設計についてはBWR各社での共通認識であったが、その後流の排出方法(排気筒頂部/底部)についての共通認識の記録は確認できなかった。 耐圧強化ベント系は、既存のSGTSを活用することを基本とし、低圧設計部(ファン・フィルタ等)にバイパス配管を設ける思想であったため、元々のSGTS排気配管と排気筒の接続関係がプラント毎に異なっていたものと考えられる。			③ 東海第二発電所の耐圧強化ベント系の排気配管は、1Fと同様に、SGTSの排気配管に合流する設計となっている。ただし、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されている点は異なる。 なお、本設計は耐圧強化ベント系の設置以前からのものであり、AM整備時に変更したものでない。
					④ なし
【排気筒の構造】 特に議論なし			(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
	(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。	排気筒はSGTS配管よりもかなり大口径となっていることから、ベントガスは、排気筒内へ流入した際に流速を失い、エアロゾル等のFPが排気筒頂部まで到達せず内部に滞留したものと考察している。 なお、耐圧強化ベント系とSGTSの合流部については、当時よりベントガス流入の可能性を考慮し、SGTS側を隔離する弁に対して専用弁閉止用ポンペを配備していた。			② 否 排気筒下部の汚染原因は明らかとなっており、更なる調査・検討は不要である。
					③ 東海第二発電所における耐圧強化ベント系の排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部での高い汚染が生じない構造となっている。 1F事故における教訓等を踏まえ、炉心損傷後のベントはフィルタベント設備を用いて実施することにより、放射性物質による汚染等を低減する。また、PCVベント設備の排出流路については、排気流路を上り勾配にする。分岐を少なくする。窒素封入により不活性化する。流路や排気口は事故対応への影響を考慮して位置を定めるといった、ベントガスに含まれる放射性物質や可燃性ガスによる影響を考慮した設計とする。
					④ なし
ベント機能 【流路構造やベントガスの組成等の考慮】 特に議論なし			(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整備時の検討経緯を確認することは今後のプラント安全管理においても有用と考えられ、異なる見解はない。
					② 否 AM整備時には、ベントガスの挙動等の想定に十分でない点があった。今後の対策においてはこれらを適切に考慮しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にてAM整備時の調査を行う場合には協力する。
					③ 東海第二発電所におけるAM整備時の耐圧強化ベント系の系統設計については、排気配管が接続されたSGTS排気配管は、排気筒の外側面に沿って排気筒頂部まで独立して設置されており、1F1/2号機のような排気筒下部の高い汚染が生じない構造となっている他、200°C2Pdまでの耐力を確保するなど設計上の配慮も行っていた。 ただし、炉心損傷後のベントガスについては、サブプレッション・プールでのスクラビングに期待しサブプレッション・チェンバ側からベントするといった検討はなされたものの、ベントガス中の水素の含有率といった想定には十分でない点もあり、1Fと同様に水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計となっていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、新設のフィルタベント設備については、SA時の状態を踏まえ(3)-2③に記載のような各種の配慮を確実に実施する。また、東海第二発電所の耐圧強化ベント系については、炉心損傷前のみ使用する運用とする。
					④ なし
【ベントガスの挙動】 特に議論なし			(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 ベントガスの性質・挙動等を考慮した上で、設備の設計・管理を行うことは重要であり、異なる見解はない。
					② 否 PCVベント設備は、ベントガスの性質・挙動に配慮した上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討は不要である。
	(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)。	格納容器圧力逃がし装置の排気系統では、ベントガスの滞留が生じないよう設計上の配慮を行っている。 具体的には、PCVからフィルタ装置までを連続下り勾配、フィルタ装置以降を連続上り勾配にするとともに、水素が滞留する可能性がある上向きの枝管が存在する場合は、必要に応じ主排気ラインへの還流配管を設置することにより、水素滞留を防止する計画としている。 また、系統内は窒素により不活性化させた状態で待機するとともに、ベント実施後もPCV内やベント系統内へ窒素置換することで、水素の滞留・燃焼を防止する。			③ (3)-3③のとおり、耐圧強化ベント系は水素の滞留が生じる可能性が否定できない設計であったことを踏まえ、(3)-2③や(3)-3③に記載のとおり、PCVベント設備については排出されるベントガスの性質・挙動に配慮した設計及び運用を行う。 また、ベント実施後は窒素置換により水素ガスの残留を防止するとともに、配管等に付着した放射性物質を考慮して進め方や線量評価を行うといった、ベントガスの特徴に配慮した対策とする。 今後ベントガスの性質・挙動について新たな知見が得られた場合には、事故対策や手順への反映を検討していく。
					④ なし

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	
ベント機能	[真空破壊弁の故障] 特に議論なし			(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	1Fにおける真空破壊弁の故障有無については明確でないが、故障が発生した場合に各種のプラント挙動に影響が生じ得ることについて異なる見解はない。
						② 要	事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
						③	真空破壊弁は、動作機構が単純であり信頼性の高い設備であると考えられる。その上で、今後も真空破壊弁の計画的な保全を継続的に実施し、機器の信頼性確保を行う。なお、耐環境性向上のために、真空破壊弁のシール部に対して改良EPDM材を適用することについても検討を実施している。
						④	なし
ベント機能	[SA時の漏えい経路] 特に議論なし			(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	真空破壊弁の故障による影響については今後の検討が必要と考えられ、異なる見解はない。
		(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。	事故時に真空破壊弁が故障した場合のPCV圧力挙動といった事故進展への影響を解析等により確認するとともに、PRAへ取り入れた場合の影響確認を行うことを検討している。			② 要	事故時における真空破壊弁の故障を想定した場合の影響については、事故時のプラント挙動を把握しておく上で考慮すべき事項であると考えられるため、継続的に調査・検討が必要である。(自社/他の電力会社)
		(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、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	ドライウェルからのガスがサブプレッション・プールを経由しないことにより、PCVの圧力抑制能力やFP除去能力の低下が生じる可能性があると考えられる。また、PCVベント時においては、サブプレッション・チェンバからベントを実施した場合でもドライウェルのガスがスクラビングされないため、放射性物質の放出量が大きくなる可能性がある。			③	(4)-1③に記載のとおり、真空破壊弁の信頼性確保対策を継続的に実施する。一方で、福島第二原子力発電所1号機において、真空破壊弁の損傷が確認された実例も踏まえ、真空破壊弁の閉固着等が生じた場合の影響についても、東海第二発電所のPRAモデル高度化の一環として検討を行っている。 なお、東海第二発電所のPCV破損防止対策の有効性評価においては、サブプレッション・プールでのスクラビング効果(放射性物質の捕集効果)を考慮せずベントガスを放出する場合の評価として、ドライウェルからのベントを想定した場合の評価を実施しており、その場合でも放射性物質の放出抑制効果が得られることを確認している。
						④	なし
減圧機能	[SRV逃がし弁機能] 特に議論なし			(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(中途閉鎖状態の継続と閉信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	① 無	SRVの中途閉鎖状態に関する検討事項は、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		(6)-1②関係 (ア)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。 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 ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有 iii. SRVの作動に関する実証実験の実施 (イ)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。	(ア)「i SRVに関する設計情報(設計図書、施工図面等)」及び「ii SRVに関する作動原理(作動ロジック等)」について、共有が可能である。「iii SRVの作動に関する実証実験の実施」についても協力可能であるが、詳細な協力内容については今後の調整が必要と考えている。 (イ)SRVについては、過去の電力共同研究において想定されるSA環境下における動作確認試験を実施しており、この内容の開示が可能と考える(他電力・メカとの合意調整が必要)。			② 要	1Fにおける駆動源喪失時のSRVの挙動の詳細については未解明の部分があり、更なる調査・検討が必要と考えられる。(原子力規制庁の調査に協力)
		(6)-1③関係 (ア)「SRVから冷却材流出が継続する状態」とはどのようなプラント状態と分析しているのか。	1FにおいてSRVの不安定動作が生じていた際は、原子炉への注水がない状態で、炉内の冷却材が蒸気となりSRVを経由してサブプレッション・チェンバへ流出し続けていた状態と考えている。			③	1F事故以前においては、電源や圧縮空気を喪失した場合のSRVの不安定動作について検討の実績はなかった。 一方で、不安定動作が生じない場合でも、SRVから冷却材流出が継続する状態であったことには変わりなく、1F事故における事象進展においては、大きな影響はなかったものとする。 SRVや加圧器逃がし弁による原子炉減圧機能は事故対応において非常に重要であり、確実に機能を維持する方策として、電源や窒素供給設備の強化を行うとともに浸水防護等によりこれらの機能の喪失を防止する。また、東海第二発電所では、炉心損傷が進展し高温ガスがSRVに流入する場合の環境緩和策としてPCVスプレーを実施する手順を整備するとともに、SRVの高温耐性試験を踏まえSA環境下における健全性を確認している。
						④	なし
減圧機能	[SBO条件下での機器の不安定動作の可能性] 特に議論なし			(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	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		(6)-2②関係 (ア)電源喪失時の機器挙動の把握について、具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	SBO時等の機器の駆動源喪失時には、1FのSRV挙動に見られたように、バッテリー電圧や駆動窒素圧、駆動蒸気圧等の低下度合い、また原子炉圧力といったプラント状態との兼ね合いによって、機器の動作状態が不安定に変動する可能性があると考えられる。これらを踏まえてどのような状態が起こり得るのかを整理・検討することが有用であると考えられる。			② 要	SRVやその他機器について電源や圧縮空気等の駆動源を喪失した際の挙動を網羅的に把握しておくことは、今後の事故対策の検討に活用できる可能性があることから、更なる調査・検討が必要と考えられる。(自社/他の電力会社)
		(6)-2③関係 (ア)1FのSRV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。 (イ)不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。	(ア)SBO条件下においてもSRVの機能が維持されるよう、専用の窒素供給設備を配備する等の対策強化を行う。その上で、それらの機能についても喪失した場合には、東海第二発電所のSRVも1Fと同様の不安定動作が生じる可能性がある。 (イ)SBO条件下において継続的に動作を行う機器として、SRVの他には原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系がある。これらの機器は駆動タービンへの蒸気供給量を制御しポンプの運転状態を制御するが、この機能が電源喪失等により失われた場合には、原子炉の圧力や蒸気発生量に応じて動作が不安定となる可能性がある。なお、上記以外の網羅的な要因(信号系の故障等)による機器の不安定動作については、発生の可能性及び影響について今後の整理・検討課題であると考えている。			③	SA対策の有効性評価においては、SBO状態についても考慮した上でプラントの挙動や対策の有効性を確認している。 また、(6)-1③に記載のような対策を確実に実施することで、SRVやその他機器の機能を維持し万全を期す。その上で、電源及び圧縮空気といった駆動源を喪失した場合の機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
						④	敦賀発電所1号機のICについては、直流電源駆動の隔離弁の操作により原子炉の減圧・冷却を制御する設計となっており、交流電源喪失といったICを使用するシナリオについても訓練を実施するとともに、実機での動作実績も踏まえICの使用に係る経験を蓄積していた。 なお、直流電源が喪失した場合に交流電源駆動の隔離弁が閉止する設計は1F1号機と同様であり、直流電源の復旧(母線の受電確認)後に隔離信号をリセットし、ICを復旧する手順としていた。

前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
【SRV安全弁機能】 特に議論なし	(7)-1①関係 (ア) SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。	SRVの安全弁機能はバネによる単純な機械的機構であり、高温によるバネ力の低下が作動開始圧力の低下要因と考えている。	(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。	① 無 SA環境下においては機器の挙動が変化するものと考えられ、異なる見解はない。
					② 否 1F事故時のSRVの安全弁機能の動作については、SA環境下における挙動の変化が概ね判明しており、更なる調査・検討は不要と考える。
					③ AM整備時においても、SA条件について一部検討を行っていた。(例:東海第二発電所のPCV内のベドスタル注水配管には200°C2Pdの耐力をもたせる。) SA設備については、機能に期待する状況及び想定される環境条件を網羅的に整理した上で、SA条件下においても確実に動作するよう、より厳密に耐性・信頼性を確保する。
					④ なし
【知見の集積】 ○シビアアクシデント(SA)は設計基準(DB)の枠を超えているため、分からないことが起こるものと思わざるを得ない。こうなるはずだという演算的アプローチもあるが、結局最後は、ここから先は危険ゾーンだというのがどこまで分かっているかというのが大事な情報となる。例えば、水素の濃度は水蒸気雰囲気下では一体何%になればどれくらいの圧力を生み出すかなど、知見を集積していく努力が必要。これは、規制組織だけでなく、事業者も一緒になって考えていかないと継続的改善は進まないと思っている。実験をやるとか、シビアアクシデント時の機器の挙動についての知見を事業者の中で分担して蓄積していくなどの実証的アプローチをやっていくということにはならないのか。 ○知識のフロンティアを進めていくこと、福島以前を超えた今の新しい原子力の安全の考え方の中で、継続的改善と、全体としての安全性向上という中で、積極的に事業者が役割を果たすという動きが大切ではないか。	(7)-2①関係 (ア) SA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。	SA時に機能に期待する機器やプラント挙動に影響を与え得る機器については、SA対策の設計検討や評価の中で想定されるSA環境下での健全性を確認している。一方で、想定を超えるような条件下における機器挙動等の知見についても、1F事故分析結果等をもとに事業者・メーカー・研究機関等にて継続的に知見の収集及び検討を行うべきものとする。	(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 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、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。	SA時に機能に期待する機器やプラント挙動に影響を与え得る機器については、SA対策の設計検討や評価の中で想定されるSA環境下での健全性を確認している。 想定を超える環境条件下での機器の実耐力や駆動源を喪失した場合の作動回数等については、事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われる。継続的な調査・検討が必要と考える。			② 要 設計上の想定を超えるような環境条件における機器の挙動等を把握・整理しておくことは、今後の事故対策の検討といった安全性向上活動において有用な知見となると思われるため、継続的な調査・検討が必要と考える。(自社/他の電力会社)
【SA環境下の試験等】 ○知見の集積に関連して、具体的な試験、電力でないとできない試験等を提案し、それに応えてもらえるかどうか。例えば、PCVのベネについては高温・高圧下での漏えい試験等々はほとんど前例がない。一方でSA時の格納容器の挙動を考える上では重要なものとなる。現状は、設計漏えい率を用いているが、これ自体保守性が積まれていたり、過温条件というような考慮がされているものでもない。SA条件を考慮した、あるいは視野に入れた漏えい率試験などはSAを考える上で非常にニーズが高いと考えるが、事業者としてはこのような試験は可能なのか。			(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 SA環境下における計測機器の信頼性を把握することは極めて重要であり、異なる見解はない。
					② 否 SA条件下における計測機器の信頼性については、耐環境試験により健全性を確認しており、更なる調査・検討は不要と考える。なお、原子力規制庁にて計測機器の信頼性の調査を行う場合には協力する。
【SA条件下での計測機器の信頼性】 特に議論なし			(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。	③ SA時に期待する計測機器については、想定されるSA環境条件を考慮した上で確実に動作するよう、耐環境試験等により健全性を確認し、必要な耐性・信頼性を持たせた設計とする。また、計測計器には多重性を持たせるとともに、機能喪失時の代替パラメータを定め、手順を整備する。 なお、設計上の想定を超えるような環境条件における計測機器の挙動についても、1F事故時の知見やその他新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
					④ なし
【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし			(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(サブレー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 意図せずADSが作動しPCVの圧力上昇及びベントの作動が起こったことについて、中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
					② 否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、更なる調査・検討は不要である。
					③ 東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイム及びびタイム作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、1F3号機と比較して、低圧ECCS作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。
					④ 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じであり、ADS作動条件成立後、120秒のタイム及びびタイム作動時の警報機能を有し、運転員操作によるADS作動阻止も可能な設計となっている。 ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。

	前回会合(第21回事故分析検討会)での他事業者への主な確認点 (○規制庁等の主な確認点)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	
減 圧 機 能	[ADSの作動に関する設計条件] 特に議論なし			(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	ADSの作動条件を確認し、意図せぬ動作の可能性について検討することは重要であり、異なる見解はない。
						② 否	ADSの作動条件は適切に設計されていると考えており、更なる調査・検討は不要である。
						③	ADSの作動に関する設計の考え方は(8)-1③に記載のとおりである。
						④	なし
	[水素によるPCV加圧] 特に議論なし			(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	水素等による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響を把握することは重要であり、異なる見解はない。
						② 否	水素による加圧や漏えいによるPCV挙動への影響は、現行のSA対策の有効性評価において適切に考慮しており、更なる調査は不要と考える。
						③	PCV破損防止対策の有効性評価においては、ジルコニウム(Zr)-水反応やその他の現象(水の放射線分解等)による水素発生について保守的に評価し、PCV圧力への影響を確認している。また、設計漏えい率等に基づきPCVからの漏えい量を考慮した評価も実施している。今後の各種評価においてもこれらの影響を適切に考慮していく。
						④	なし

※ 添付①～添付③については、『『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) 2021年7月2日 日本原子力発電株式会社 を参照のこと。

中間取りまとめに関する発電用原子炉設置者の見解等についての事故分析検討会における主な議論

【中間取りまとめに関する見解等(回答)及び追加確認事項への回答(中国電力株式会社)】

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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>【水素濃度】 ○これまでの知見として、3元図(水素-空気-水蒸気)が一般的だが、これは理想的な状態と考えている。1Fの原子炉建屋の破損状況からは水素濃度8%程度の水素の爆燃で十分説明できると考えている。</p> <p>■3元図をもとに4%から燃焼が始まって、13%以上で爆轟という認識。その間に爆発的燃焼がある。新規制基準の審査の中では4%に至らないよう設計を進めている。4%~13%のところでの程度の爆発力をもって被害を与えたかについては、新たな知見としてまだ収集できていない。8%では濃度として少ないのではないかという考え。</p>	(5)-1①関係 (ア) 爆燃が発生する水素濃度等について知見が必要との見解か。そうであれば、1F固有の問題ではないのではないか。	空気、水素、水蒸気の3元図によると、 水素濃度8%程度は可燃領域に入るが爆轟領域には入っておらず、8%程度で爆燃にまで至るかについては知見拡充が必要 であると考える。 中間取りまとめによると、1F3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷に至る圧力は300~500kPaであると試算されており、水素燃焼によりその圧力をもたらす水素濃度は8%より高かった可能性があると考えられる。	(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 有	水素爆発時の映像分析から3号機の水素爆発は単純な非常に短時間で爆発ではないこと、原子炉建屋3階天井部の梁等の損傷状況及び爆発応答解析結果から原子炉建屋4階での水素の爆燃が示唆されていることについて、 異なる見解は無い。 ただし、 原子炉建屋4階の水素濃度が8%程度で爆燃が発生したのかについては知見拡充が必要 である。			
						② 要	3号機の原子炉建屋4階で水素の爆燃が発生したことについて、原子炉建屋4階への水素の漏れ経路及び爆燃に至った水素濃度に関する調査が必要 である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。		
	<p>【水素滞留】 ○水素ガスの挙動として、定性的には水素等は軽く密度が低いので上向きの浮力があるとされているが、爆発による破損状況からはオベフロより下の階に水素がある程度あったと考えられる。原理として物が上がっていくと考えを集中させるのではなく、ゆっくりと漏えいする場合など漏えいしたフロア(オベフロより下階)へそのまま拡散するなどの視点が必要と考えている。</p> <p>■島根2号機の原子炉ウエル排気ラインは、1Fと配管接続が異なっている。島根2号機ではウエルから一度立ち上がって、壁を貫通してダクトに接続され、そのダクトはオベフロに開口しているため、ダクトをそのまま流れるのであれば、オベフロに流れていくと考えている。PCVから水素が出てくる際、勢いよく出る場合と漏えいのようにゆっくり出てる場合で濃度や影響も違ってくる。ご指摘の部分について反映し、そういった発想もあり得るという前提で検討したい。</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。				以下、島根2号機について回答する。 (ア) PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、 原子炉建物4階(以下「オベフロ」という。)より下階階の水素爆発を防止できる設計 としている。		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、オベフロより下階階の水素爆発を防止できる設計としている。 また、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて上昇すると考えられることから、 オベフロに静的触媒式水素処理装置(以下「PAR」という。)を設置 することとしている。 なお、D/W主フランジからオベフロに水素ガスが漏えいすることを想定した場合には、オベフロから開口(大物搬入口)を通じて下階階に水素ガスが流入することも考えられるが、その場合でもオベフロにPARを設置することにより、各フロアの水素濃度が可燃限界未満であることを確認している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
	<p>【水素の挙動】 ○原子炉建屋の中に触媒式水素再結合装置(PAR)を設置する際、水素の出でくる経路を考えた評価をしているのか。あるいは、出てきた水素は瞬時に均一に混じって平均濃度になり水素の除去ができるという評価なのか。</p> <p>■ウエルから水素が出てくるということは想定されるため、ウエル付近を中心にしてオベフロ内にある程度分散して配置している。燃料プールの辺りもプール事故の観点から配置。この状況をGOTHICを用いて拡散状況を確認し、PARの能力を仮定した上で評価し、可燃限界までいかないという評価結果となっている。</p> <p>○水素の漏えいパスには大きな不確かさがあり、炉心溶融がおきている状況でどこから水素が出てくるかは分からないし、流速も分からない。ソースに不確かさがある中ではGOTHICを使った決定論的解析は、こういった計算もありうるという程度のも。このような不確かさを考慮してPARの配置をしているのか。</p> <p>■格納容器の構造等から一番大きなフランジ、パッキン等での漏えいの可能性が高いが、トップヘッドフランジの部分が想定される中で一番大きく、1F事故では赤外線による直接加熱などで傷んでいたと考えている。フランジ以外のベネは、普段のメンテナンス時からそう漏れ出るような構造ではなく、機器搬入ハッチや人のハッチについては個別に評価している。どの程度確からしいかという点については、工学的で考えられるレベルで評価したところで、現状取り得る最大限の評価結果として採用している。GOTHICについても理論的に取り得る拡散や挙動という意味では、逆に信頼できないということもまだないかと思っており、現時点の評価としては、使いうる一番確からしいものと考えている。</p> <p>○ソースに不確かさが大きい中でのCFDコードを使った決定論的な解析は、こういうこともあり得るとい一例にすぎず、それを根拠に対策の十分性を示すことは、基本的な方法論として無理がある。今の時点では、エンジニアリングジャッジメントが可能なくらいではないか。ベネについては、個別試験はあるが、格納容器が過圧かつ過温の状況ではベネの密閉性にそこまで信頼を置けるか疑問がある。</p> <p>■まずは第一段階として、PARを適正に配置し、場合によっては原子炉建屋外へ逃がすという別の手段を備えており、PARだけに全てを委ねているわけではないという認識。ブローアウトパネルも開閉可能な構造で遠隔での操作も可能としており、色々な手段を講じることで後段の対策というのを自主的なものも含めてやっていきたい。</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。				(イ) 原子炉建物3階以下の局所エリアについては、滞留する水素の濃度が均一とならない可能性があると考えられるが、局所エリアには水素濃度計を設置しており、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備している。			④
	(ウ) 第980回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会(2021年6月3日)資料1(島根原子力発電所2号炉 原子炉ウエル排気ラインの影響及び対策について)の3ページ(以下「水素ガスの挙動に与える影響」という。)の①に示されている内容が成立すると考えた根拠を示すこと。	(ウ) 原子炉ウエル排気ラインは原子炉棟空調換気系ダクトに接続し、当該ダクトは原子炉建物3階以下に向かう下向きのダクトの手前で、オベフロに開口する上向きのダクトを有することから、ドライウエル主フランジから原子炉ウエルに漏えいした高温のガスが原子炉ウエル排気ラインに流入する場合、流入するガスの密度は比較的小さいため、オベフロ側に向かう上向きの浮力が生じると考えられることから、この浮力によって原子炉建物3階以下に水素ガスが流入するとしても若干量であると考える。		① 無	水素爆発時の映像で確認された火炎の色から、3号機の水素爆発において水素ガス以外の可燃性ガスが寄与している可能性があることについて、 異なる見解は無い。				
	(エ) 「水素ガスの挙動に与える影響」の①に示された内容の信頼性が確保されない場合、「水素ガスの挙動に与える影響」の②及び③に示された内容を見直すことはあり得ると理解してよいか。	(エ) 原子炉建物3階以下への水素ガスの流入量が若干量でない場合を想定すると、原子炉建物3階以下の原子炉ウエル排気ライン付近への水素濃度計の追加等の対策が必要となる可能性がある。 今回は原子炉ウエル排気ラインについて、原子炉ウエル隔離弁のフェイルクローズの空気作動弁への変更又は原子炉ウエル排気ラインの閉止の対策を実施することとしたが、原子炉建物内の水素ガスの挙動に関する新たな知見が確認された場合には、必要な対応を実施する。			② 要	PCV内の水素ガス以外の可燃性ガスの発生が水素爆発を助長するものであったかの調査が必要である。 調査については、3号機の水素爆発の詳細な状況について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。			
<p>【可燃性ガス】 ○3号機の水素爆発の映像を分析したところ、火炎に色があったり、爆発の後には上がっていく大きな黒い噴煙があるなど、いわゆる水素だけの爆発で起きたものではなく、水素以外の可燃性ガスの存在があるのではないかと議論している。そのため、ケーブルや塗装などの知見を基礎的な部分から積み上げていきたい。</p> <p>○1Fの場合、40年前に敷設した古いケーブルが反応した可能性があり、同じケーブルが手に入るかという難しい部分もあるが、基礎的な実験を行う場合、同じようなものを使いたいと考えている。具体的には、窒素雰囲気中で、例えば燃料デブリが落ちてきたものに触れたり、その近傍にあって非常に高温になったり、あるいは蒸気がかかっている低温の中でガスが出たりなど、様々なパターンを見ながら実験をしたいと考えている。事業者として、どういうイメージを持っているか。</p> <p>■例えば、島根1号機であれば、40年運転を迎えるにあたり、ケーブルの取替え計画もあり該当するケーブルがあるのではないかと考えている、そういった実験の材料として期待されているというイメージを持っていた。</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。	(ア) 水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関して、ケーブルの量、塗装の種類等の調査について協力可能 である。				③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時に発生する可燃性ガスに関して、MCCIによりベネスタル内の壁面コンクリートが約4cm侵食されることで約1kgのCOが発生するが、COがPCV気相部に均一に分布すると仮定した場合、CO濃度は約0.004%であり、COの可燃限界濃度12.5%よりはるかに低いと評価している。 可燃性ガスによる爆発に関しては、事故時の発生量が多く、可燃限界濃度も低い水素ガスに着目し、水素爆発対策を実施している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。		
		(イ) ケーブル被覆等からCO等が発生することが考えられるが、現状では、水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)について詳細な知見は有していない。					④	その他の見解等はない。	

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	
【ベント回数】 特に議論なし		(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。 (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。	(ア) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、ベントに成功しなかった要因として、駆動用空気の漏えいや電磁弁の励磁回路の不具合によりベント弁が開けなかったこと、ドライウエルからの漏えいがあったことが考えられる。 (イ) 中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、3号機のベントは2回以外には成功していないと考えられる。	(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	① 無 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、異なる見解は無い。	
						② 否 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、更なる調査は不要である。	
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、ベントを複数回実施可能な設計であるが、ベント実施後においては、残留熱除去系等のPCV除熱機能の復旧をもって、ベントを停止する運用としていることから、ベント弁の開閉操作は複数回実施しない運用としている。 なお、格納容器フィルタベント系については、ベント弁をフェールアサイズのMO弁としており、駆動源喪失時においても弁が閉止することはない。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。	
						④ その他の見解は無い。	
【BWRIにおける建屋の水素爆発】 ○BWRIにおいて、原子炉建屋の水素爆発は許容できないものであり、その後のAMの戦略を全て台無しにしてしまう。1号機で水素爆発を起こさなければ、2号機、3号機に取り付いてAMの作業をあれこれやろうとしていた。水素爆発で一切、人が寄れなくなり、その後のAMを全て駄目にしてしまった。水素爆発が絶対に許容できないものであるならば、よく分からないからやらないではなく、よく分からないのであれば、考えられ得る対策を取るしかない、実効的に否定できないのであれば、これは対策を取らざるを得ないという判断をすべき。 【建屋内の空気の流れ】 ○水素の前に建屋内の空気の流れ、どこでどんな流れが生じているのか、条件が変わるとどうなるのかというのを実測したような経験はあるのか。 ■具体的に測定した結果は持ち合わせていないが、例えば、原子炉建屋の空調機が停止し、非常用ガス処理系も止まっているというような状況であれば、基本的にはほとんど動かない状態となる。非常用ガス処理系が動いている場合には、風量として測っていたものではないが、非常用ガス処理系の吸込み配管の方に向かって、原子炉建屋の空調機が動いているときよりもはるかに緩い流れで動いていくものと考えている。 ○1F事故の際は、建屋の中は、空気、あるいは水蒸気も多少入っているかもしれないが、軽いガスが入ってきたときにどんな挙動をするのか。実験的に何かやりようがあるのではないかと。実機を持った事業者がアイデアを出し、空気の中に軽いガスが混じった場合にどんな挙動をするかおさえる必要がある。	(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。	1F3号機から4号機に水素ガスを含むベントガスが流入しているが、4号機の原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界到達後、水素爆発するまでの間、着火源が無かったことが要因として考えられる。	(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し、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 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。		
							② 否 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、更なる調査は不要である。
							③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系は、他号機の設備と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。
							④ その他の見解等は無い。
【水素の検知と処理】 ○水素が出てきたときに水素の検知と処理、あるいはその処理ができない場合は対策を考える必要がある。水素の検知は対応が図られている。一方、処理については、PARだけで大丈夫か。何か技術開発する余地があるのではないかと。あるいは、対策として、ガスの流れを把握し、ブローアウトパネルを開けることでガスが全て放出されるか事業者として把握していただきたい。 ■可燃性の水素での実際の挙動の確認は難しくできないと考えているが、軽いものとして、例えばヘリウムガスなどを使って測定した拡散挙動がコードなりで事前に解析したものと同程度、挙動が一致するかというような観点で確認してみるということはある。また、PAR等についても実機を模擬した環境なりを、今まであるデータにさらに蒸気環境であるとか、いろいろな環境を追加することで精度を上げていくことはできる。 【ブローアウトパネル】 ■1F2号機では、PARが使えないときの最終的なものとしてブローアウトパネルを開けて放出することが実証されたと考えている。ある程度開放部分を作ることで水素が漏えいする、漏れていって爆発を防げたというところ。PARをまず規制の中で技術的に確認できる最良のものとして使っており、さらにバックアップとして、ブローアウトパネルの開放などを考えている。 ○ブローアウトパネルは1F2号機の水素爆発を防げた要素だとは思いますが、例えば、1F4号機では、3階のCRD交換機室で爆発が起こっている。ブローアウトパネルがオベフロにそれなりに有効であろうというのは言えるが、3階などの低い階にまでブローアウトパネルの効果が働くというのは相当苦しいのではないかと。PARも5階にしかないことから、オベフロより下階の限界点があるところを探るといってはもった前向きになってもいいのではないかと。 ■オベフロ以外のところに水素が滞留して、そこから爆発したという情報は承知している。部屋になっている部分から漏れた水素が部屋の外に出るのは難しいが、BWRの建物の構造として、建屋全体が大物搬入口を通じて一つの空間になっており、各階の通路などある程度の空間部分が広がっているところについては、オベフロの水素濃度が下がれば、水素の濃度としては下がっていくと考えている。 【着火源】 ■1F3号機で4階が水素爆発の起点になっているが、爆発の起点となるところというのは、水素濃度が支配的なものではなく、着火源のありなしによるものと思っている。偶発的に4階が着火源になったと考えている。 ○1F3号機の4階が最初に着火したように見えていて、その理由が偶発というのはそのとおり。ブローアウトパネルやPARによって水素濃度も段々下がっていくと思うが、一旦建屋に水素が出ると、運転員等にSA対策や復旧作業を取りに行かせるのは非常に厳しい判断であり、そのためどこまで知見を蓄積できるのかという問題となる。一つの考えとして、むしろ建屋への水素の漏えいの可能性をニマムにする措置をとるなど、限界条件についての知見を蓄積していくアプローチもある。	(9) - 3③関係 (ア) 建屋内の水素滞留について様々な対策を実施していることは承知したが、対策を実施しても、なお、建屋内に水素滞留が生じると仮定した場合、どのような対策が必要であると考えられるか。	静的触媒式水素処理装置(PAR)による水素処理及びベントによる水素排出を実施した上で、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合においては、原子炉建屋内から水素ガスを排出する設備が有効であると考えており、オベフロに設置するブローアウトパネルにより水素ガスを外部へ排出することとしている。 なお、ベント実施後に原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、緊急時対策要員がブローアウトパネルの開放操作を実施する手順を整備している。	(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、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 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、異なる見解は無い。		
							② 否 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、更なる調査は不要である。
							③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 PCVからの漏えいが想定される箇所(原子炉建物原子炉炉棟4階、SRV補修室、CRD補修室、所員用エアロック室、トラス室)及びSGTS吸込配管近傍に水素濃度計を設置し、水素の漏えい状況を監視する設計としており、水素濃度計の指示値が上昇した場合には、PCVからの漏えいが考えられることから、運転員はベントによる水素排出及びPARによる水素処理状況を確認する運用とする。 また、建物周辺(屋外含む)で作業を実施している緊急時対策要員については、水素濃度計の指示値が上昇した場合は、緊急時対策本部の指示に従って、ベント実施基準(2.5vol%)までに、安全確保のための緊急時対策所等に待避する運用とする。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を今後実施する予定である。
							④ その他の見解は無い。

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
ベント機能	【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし	(1)ー1②関係 (ア) 福島原子力事故調査報告書(平成24年6月20日、東京電力株式会社)に示されている2号機においてサプレッションチェンバからのベントが成功しなかった原因としてドライウエル圧力とサプレッションチェンバ圧力に差が生じていたこと、原子力規制庁は測定結果等の事実関係に疑義があると考えているが、当該原因について、さらなる仮説等はあるか。	(1)ー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号機におけるベントの成否については、RD付近の線量率がベントガスにより生じると考えられる汚染の程度をはるかに下回っているほか、3号機のRD付近の線量率と比較して明らかに低いことから、2号機のRDは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと考えられるため、 異なる見解は無い。
					②	要 東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、2号機においてサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)からのベントが成功しなかった原因としては、RDの作動圧力だけでなく、ドライウエル(以下「D/W」という。)圧力が約750kPa[abs]に上昇した一方で、S/C圧力が約300~400kPa[abs]で推移したことも考えられるため、PCV内の圧力が均一化しない状況に関する調査が必要である。調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。
					③	1. AM対策当時の状況 【島根1, 2, 3号機共通】 シビアアクシデント時以外の場合に弁の誤操作や漏えいによってSGTSフィルタをバイパスすることを防止するため、耐圧強化ベントラインのSGTSフィルタをバイパスする箇所にRDを設置することとし、RDの設定破裂圧力は、島根1, 2号機において450kPa[gage]、島根3号機において327kPa[gage]に設定していた。 【RDの設定破裂圧力の考え方】 ・事故発生防止については、確実にPCV健全性を保つ観点から、 ベント開始圧力をPCVの最高使用圧力である1Pdに設定。 ・事故影響緩和(炉心損傷後のベント)については、PCV内に大量のFPが放出されており、可能な限り時間的な余裕を確保する観点から、ベント開始圧力をPCV健全性が確認されている2Pd(最高使用圧力の2倍)に設定。 ・ RDの設定破裂圧力はベント開始圧力1Pd~2Pdを踏まえ、PCVの隔離機能を阻害しないよう、破裂圧力の許容差(±5%)を考慮しても1Pd(島根1, 2号機:427kPa[gage]、島根3号機:310kPa[gage])を下回らない圧力に設定。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 早期にベントが必要になった場合でも確実にベントを成功させるよう、以下の対策を実施することとしている。 ・ 格納容器フィルタベント系のRDの設定破裂圧力は、ベント開始圧力よりも十分に低い圧力(80kPa[gage])に設定することとしている。 ・ 耐圧強化ベントラインのRDは撤去することとし、SGTSフィルタをバイパスする箇所には隔離弁を2重で設置する設計 としている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付参照。
					④	2号機のRDの作動圧力については、東京電力HD「福島原子力事故調査報告書」によると、PCVの最高使用圧力と同じ427kPa[gage]であり、PCV設計圧力の1.0倍であると考える。
ベント機能	【二次格納容器】 ○BWRにおける二次格納容器に期待している機能なり性能というのをどう捉えているのか。閉じ込めを期待しているのか、一定のDFを期待しているのか。 ■原子炉建屋の中に使用済燃料があり、この使用済燃料の燃料取扱いは格納容器でカバー出来ない、これが発生すると非常用ガス処理系(SGTS)が作動し原子炉建屋が隔離されるという状態となる。 これ以外にも原子炉建屋に放射性物質が出てくる事故はあるので、そういった事象を踏まえて、二次格納という言葉が適切かどうかは別にして、一応外部に出さないというところがある。 原子炉建物の気密性の試験などで気密が担保出来ることは確認している。 ○使用済燃料の方は理解出来るが、原子炉本体に関して、 炉心に対して二次格納容器が一体どういう役割を期待されているのか、あるいは期待していないのか。 何らかの閉じ込めを期待しているのだったら、なぜああいう設計なのか。漏えいがあった際のDFを期待していたのなら、なぜああいう設計なのか。一体何を炉心に対して期待して設計されたのかが分からない。 何かがあったときに取りあえず外側にという場合でも設計する際には、その設計に対する要求条件があったはずであり、その要求条件は何だったのか。 ■完全な格納施設ではないと感じている。 どちらかという公衆への被ばく低減のための設備、格納というよりは被ばく低減のための設備ではないかと捉えている。 格納容器からの漏えい率によって建物の中に放出される部分をSGTSを使ってフィルタを通して外に、放出量を低減するという意味で放出放射性物質の低減というふうには捉えている。そういう意味で、PWRにおける放射性物質の低減のためのアンユラス部分に相当するのではないか。 ○歴史的な流れからすると今のようなSAの状態というか、これを考慮して格納容器の設定がなされたのではない。ある程度、耐圧なり、温度なりに条件を与えて、相応に頑強なものだということで、 SAみたいなものがあったらもう持っている想定の下に存在している。SA時には格納容器の中にソースタームが放出されるわけで、格納容器のベネやハッチからどうしても漏れることとなる。 その漏れるものをどうするかということで、結果として、 元々BWRは格納容器を小さめに造っているのだから、そういうベネやハッチがあちこちたくさん出来てしまえば、PWRのようにアンユラス部を造ることが出来なくて、建屋で囲うという設計になったのだらう と考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏れいしてくるということが明示的に考えられなかったのは大きな問題だったと思っている。 ○炉心に対しては、PWRのアンユラスとのイメージが一番近いという感じ。特に、BWRは格納容器の容積が小さいため、 容量という点ではサプレッション・プールで補ってはいけるものの、容積だけはどうにもならないので、アンユラスみたいなものに替えて比較的大きな空間を、さらに燃料プールもあるからという設計思想と理解。 そうだとするとやはり二次格納容器と呼ぶのはどうかという感じとなる。 ○BWRでは、格納容器を小型化するときに、中にはなるべく物を置かないようにしたため、 運転あるいは安全系の補機で必要なもので近くに置きたいものをその周りに置くために建屋として置かれたとも考えられる。 設備のレイアウトみたいな観点も当然あったと考えられる。	以下、島根2号機について回答する。島根3号機についても、同様の対応を予定している。 (ア) 新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、根拠となる解析を行っている。 例として過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)のシナリオでは大LOCAに伴い炉心が損傷し、PCV圧力及び温度が上昇するが、PCV代替スプレイにより圧力及び温度の上昇を抑制し、水位制限到達後に格納容器フィルタベント系によりベントすることで減圧・除熱することとしている。これらの対策の有効性は解析により確認しており、PCVの限界圧力・限界温度に到達しないこと、Cs-137の総放出量が評価項目(100TBqを下回っていること)を満足していること、安定状態を維持できることを確認している。 (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。 (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。 (イ) 新規制基準の有効性評価において、水蒸気以外には、ジルコニウム-水反応により発生する水素、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、MCCIで生じる水素やCO、CO ₂ などの非凝縮性ガスによる加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの過圧に対して有意な影響がないことを確認している。 (ウ) PCV破損防止対策は、AM対策当時も現在も放射性物質の大量放出防止が最も重要な目的であると考えている。そのうえでAM対策当時はPCVハウダリの維持を最優先し、できるだけベントを遅延させることとしていた。新規制基準の有効性評価において検討した結果、格納容器フィルタベント系によりベント時の放射性物質の放出量を低減できるようにした上で、適切なタイミングでベントできるよう、設備、手順、体制等に反映した。	(1)ー2	①	無 AM対策当時のPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があることについて、 異なる見解は無い。 ただし、新規制基準対応においては既に意義や役割を検討済みである。	
					②	否 新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討していることから、更なる調査は不要である。
					③	1. AM対策当時の状況 【島根1, 2, 3号機共通】 PCV破損防止対策として実施する耐圧強化ベントについて、PCVの隔離機能を阻害しないようPCVハウダリを維持する考えから、(1)ー1③に記載の設計としていた。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、PCV破損に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 新規制基準の有効性評価(PCV破損防止)において、過圧・過温破損、DCH、FCI、水素燃焼、MCCIの各PCV破損モードについて対策の意義も考えながら検討しており、設備、手順、体制等に反映している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④	その他の見解等はない。

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	回答内容、理由
ベント機能	【ラプチャーディスクの設計圧力】 特に議論なし			(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が破裂したこととベントに成功している。	① 無 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 添付資料3-3」で報告されているPCV圧力がRDの設定圧力には到達していなかったこと及びベント成功に繋がったと考えられる以下の内容から、意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、 異なる見解は無い。 ・PCV圧力が一旦急上昇し、その後低下傾向を示していること。 ・PCV圧力の急上昇と同じタイミングで原子炉圧力が急減したこと。 ・S/C圧力がADS設定値に達していたこと等、ADS作動に必要な条件がすべて達成されていたと考えられること。 ・SRV作動を示す点滅があったこと。
						② 否 ①の 報告内容に異論はなく、適切な推定 であると考えられることから、更なる調査は不要である。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 隔離弁の操作のみでベントできるよう、 格納容器フィルタベント系のRDは設定破裂圧力を十分に低い圧力に設定し、耐圧強化ベントラインのRDは撤去すること としている。RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。 【島根3号機】(建設中) 新規基準準拠として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④ その他の見解等はない。
	【AM対策】 特に議論なし	(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。)について、以下の事項を回答すること。 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。 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) 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) 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)	i. 島根原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内的事象PSAの結果から抽出しており、炉心の健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、電源喪失、高圧注水・減圧失敗、未臨界確保失敗等、 PCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスとして、貫通部過温、PCV雰囲気直接過熱等を抽出した。 ii. 抽出したシーケンスの事象発生を防止するために有効な機能として、電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能に係るAM対策が有効であると考え、現有する設備を最大限に活用することを第一に考慮した検討を行った。なお、AM対策の実施にあたり、既存の安全機能への影響を確認している。 iii. 上記検討の結果、以下のAM対策を抽出し、整備した。 ・原子炉停止機能:代替反応度制御 ・原子炉及びPCVへの注水機能:代替注水設備、原子炉減圧の自動化 ・PCVからの除熱機能:PCVからの代替除熱、残留熱除去系の復旧、耐圧強化ベント ・電源供給:電源融通、非常用ディーゼル発電機の復旧 iv. iiiで抽出したAM対策について、iiで検討した機能、効果を確認するため、AM対策の整備前/整備後の状態でPSAを実施した。この結果、炉心及びPCVの健全性維持に対する寄与が大きいシーケンスについて、炉心損傷頻度が約7割、PCV破損頻度が約9割低減することを確認しており、AM対策を整備することで期待した電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、PCVへの注水機能、PCVからの除熱機能が有効であることを確認した。 AM対策の検討において、PSAで抽出したシーケンス、AM対策及びAM対策における既存の安全機能への影響確認一覧を添付1に示す。			

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
【耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続】 特に議論なし			(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壊リスクの拡大を招いている。	① 無 耐圧強化ベントラインはSGTS配管へ接続され、SGTSフィルタ出口とはフェイルオーバーの空気作動弁(以下「AO弁」という。)及びグラビティダンパで隔離される構成であり、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガスが逆流しうる系統構成であったこと及びSGTSフィルタで汚染が確認されていることから、1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流、汚染があったと考えられるため、異なる見解は無い。
					② 要 1号機及び3号機においては自号機へのベントガスの逆流に伴い、水素も逆流したと考えられるが、原子炉建屋内まで逆流しているか不明であるため、 原子炉建屋へのベントガスの逆流に関する調査 が必要がある。調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。
	(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のような異なる系統の接続例としては、AM対策として実施した消火系・復水輸送系と残留熱除去系(原子炉への注水又はPCVスプレイ)の接続がある。残留熱除去系との取合いについて、通常時は弁により隔離し、使用時のみ弁操作し系統構成することから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。			③ 1. AM対策当時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) 耐圧強化ベントラインについては、窒素ガス制御系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁等はフェイルオーバーのAO弁で構成されており、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しうる系統構成であった。 【島根2号機】 耐圧強化ベントラインについては、SGTSから分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアサイズの電動駆動弁(以下「MO弁」という。)で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTSフィルタには逆流しない系統構成であったが、SGTSからの分岐箇所の上流側に原子炉建物からの吸気ラインがあり、その隔離弁はフェイルオーバーのAO弁であるため、自号機の原子炉建物内へのベントガスが逆流しうる系統構成であった。 【島根3号機】(建設中) 耐圧強化ベントラインについては、不活性ガス系から分岐し、SGTSフィルタ出口に接続する構成で、SGTSフィルタ出口側の隔離弁はフェイルアサイズのMO弁で構成されており、当該弁は通常時閉で、SGTS停止時にも閉となるため、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成であった。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの他系統との隔離について、以下の対策を実施することとしており、他系統に逆流しない設計としている。 ・格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインのSGTSからの分岐箇所を変更し、SGTSとの接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、自号機のSGTS及び原子炉建物へベントガスが逆流しない系統構成である。
					④ その他の見解等はない。
【AM対策の設計、施工および運用の考え方】 特に議論なし			(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 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ことについて、異なる見解は無い。
					② 否 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については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
	(2)-2③関係 (ア)1.の「AM対策の共通的な考慮事項」に示されている起回事象(内的事象)を踏まえた設計(「既存設備を最大限に活用して対策を整備。」等)について、これらは設計にどのように反映されたのか。	AM対策の共通的な考慮事項に関して、耐圧強化ベントラインの設計に反映した事項を以下に示す。 (1) 既存設備を最大限に活用して対策を整備 PCVからの取り出しラインとして既存の窒素ガス制御系、排気ラインとして既存の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)を活用することし、新規ラインとしてSGTSフィルタをバイパスするラインを設置した。 (2) シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計 新規ラインを含めて最高使用圧力・最高使用温度はSGTSの設計条件とし、PCVの最高使用圧力の2倍・最高使用温度までの実力耐力があることを確認した。 (3) 耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計 耐震クラスは接続するSGTSの耐震クラスに整合させ、耐震Sクラス(当時耐震Aクラス)とした。 (4) 非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計 耐圧強化ベントの際に操作が必要な空気作動弁(以下「AO弁」という。)及び電動弁(以下「MO弁」という。))については、既存の非常用電源から受電して弁操作を行う設計とした。			③ 1. AM対策当時の状況 【島根1、2、3号機共通】 AM対策の整備に関しては、共通的な観点として以下を考慮していたが、非常用電源の長時間にわたる喪失(津波等の外部ハザード及びプラントの同時被災)については考慮していなかった。耐圧強化ベントラインについては、系統構成に必要な弁の操作について、非常用電源が使用可能な状態であることを前提条件として設計していた。 [AM対策の共通的な考慮事項] 起回事象として内的事象を対象としたPSAの結果から、炉心損傷への寄与の大きいシーケンスの事象発生を防止するために有効な対策及びPCVの健全性を維持するために有効な対策を抽出し、抽出されたAM対策については、起回事象(内的事象)を踏まえて以下の設計としていた。 ・既存設備を最大限に活用して対策を整備。 ・シビアアクシデント時に想定される環境条件において実力的に機能が果たせる設計。 ・耐震クラスはCクラス設計。ただし、異なる耐震クラスとの接続がある場合には上位クラスに整合させる設計。 ・非常用電源から受電して所定の機能が果たせる設計。 2. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの系統構成に必要な弁の操作について、以下の対策を実施することとしており、非常用電源が無い場合でもベントを実施可能な設計としている。 ・格納容器フィルタベント系の排出経路の隔離弁はMO弁であり、人力により容易かつ確実に操作可能な設計。 ・耐圧強化ベントラインの排出経路の隔離弁のうちフェイルクローズのAO弁については、原子炉建物付属棟内に設置した空気ポンペにより操作可能な設計。 【島根3号機】(建設中) 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
					④ その他の見解等はない。

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
ベント機能	<p>【排気筒の構造】 ○耐圧強化ベントについて、BWR各社で排気筒を経由してベントを出すという共通の認識だったとしているが、事故分析では当該排気筒は非常に汚染の程度が高かった。根本的なところとして、<u>排気筒から放出できる設計だったのか。島根1号機は排気筒に対してSGTS配管が途中までしかない、1F1号機と同様の設計であり、当時、耐圧強化ベントを設計したときにどういった流動を想定していたのか</u>等の知見はないか。</p> <p>■AM対策を始めた当初の時点から言うと、<u>そこまで配慮していたものではない</u>。流動等の解析の結果をもってできるといったものではなかった。島根2号機のフィルタベントの解析を踏まえると、SGTSの配管の径であれば、ある程度上がっていくことは分かっているが、<u>排気筒のように太い径のところにベントの少量の気体が入っていくときには、挙動としてやはり違っていて、上昇していく力が弱く、下に滞留しやすいというような結果は当社も一応把握している</u>。仮に1Fのように耐圧強化ベントを使っていた場合、太い排気筒の中へ入っていけば少し流動は想定していたものと違っていたのではないかと考えている。</p>	<p>(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。 (イ) 島根原子力発電所2号機建設時に同発電所1号機の設計から変更した際の検討経緯を示すこと。 (ウ) 1. の【島根2号機】【島根3号機】(建設中)の1つ目のボツ「SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。」について、どのように「確実に」排出されるようにしたのか。</p>	(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に関して、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設計となっていたことについて、異なる見解は無い。
					② 否	1号機におけるベントに関して、 <u>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</u> となっていたことについて、更なる調査は不要である。
【排気筒の構造】 特に議論なし		<p>(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。 また、1Fのベントガスについては、排気筒の手前で自号機への逆流及び他号機への流入があったと考えられるが、このうち自号機への逆流については、<u>フェイルオーバーの空気作動弁で隔離する設計であった島根1号機及び島根2号機においても同様に起きる現象であった</u>と考える。 各号機の耐圧強化ベントラインの構成については添付2に示す。</p>	(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	排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、異なる見解は無い。 なお、排気筒内ではベントガス流速が小さいため、排気筒内で蒸気凝縮により発生するドレンをベントガスによって排気筒頂部から排出できず、気液対向流が発生し、排気筒内面に付着した放射性物質がドレンに随伴してローポイントに蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった可能性も考えられる。
					② 否	排気筒内ではベントガスが滞留し、排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にセシウムを含む大量の放射性物質が蓄積したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となったことについて、更なる調査は不要である。
					③	<p>1. 建設時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) SGTS配管は排気筒下部に接続され、排気筒を流路として排気する設計とし、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)で設計していた。 【島根2号機】、【島根3号機】(建設中) SGTS配管は排気筒に沿わせて単独で排気筒頂部まで設置する設計としていた。 SGTS配管の排気筒周りの構成については、島根2号機建設時に島根1号機の設計から以下の設計変更を実施している。 ・SGTS配管については、排気筒頂部高さから確実に排出するために排気筒に接続しない構成に変更。 ・排気筒については、耐震Sクラス(当時Aクラス)設計から耐震Cクラス設計に変更。 ・SGTS配管を排気筒に沿わせて設置するため、排気筒については耐震Sクラス(当時Aクラス)の間接支持構造物として設計。</p> <p>2. AM対策当時の状況 【島根1号機】(廃止措置中) 耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由し、排気筒を流路としてベントを実施する設計としていた。 【島根2号機】、【島根3号機】(建設中) 耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由し、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としていた。</p> <p>3. 現状施設への反映 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することではなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 ・格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、SGTS配管を経由して排気する設計であり、排気筒頂部まで設置されているSGTS配管を流路としてベントを実施する設計としている。</p>
					④	その他の見解等はない。

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
ベント機能	【流路構造やベントガスの組成等の考慮】 特に議論なし			(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ことについて、異なる見解は無い。
						② 否	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については、島根原子力発電所のAM対策当時の状況を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
						③	【島根1, 2, 3号機共通】 1. 建設時の状況 SGTSについては、フィルタにより処理したガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から高所排出する設計としていた。 設計基準事故時及び通常運転時にSGTSを経由して排出されるガスは、原子炉建物内又はPCV内の雰囲気(空気又は窒素)であるため、SGTS配管構成の検討においてガスの滞留や水素ガスの混合状態は考慮されていなかった。 2. AM対策当時の状況 ③ 耐圧強化ベントラインについては、SGTS配管を経由し、ベントガスを排気筒頂部高さ(島根1号機:排気筒、島根2, 3号機:SGTS排気管)から排出する設計としていたが、排出経路におけるベントガスの滞留については考慮していなかった。 また、炉心損傷に至った場合に水-金属反応により発生する水素ガスがPCV内に放出されることは想定していたものの、耐圧強化ベントラインについては、不活性化されているPCV内の雰囲気ガスを排出すること、配管内は空間容積が小さく、開放系であったことから、水素燃焼により配管が損傷することは考慮していなかった。 なお、耐圧強化ベントラインを設計した当時の事故シナリオでは、有効性評価の水素燃焼シナリオのように長期間(事故後1週間)水素ガスが発生するシナリオを考慮していなかった。
				④	その他の見解等はない。		
ベント機能	【ベントガスの挙動】 特に議論なし			(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	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を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。
						② 否	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は、島根原子力発電所の排気系統ではベントガスの滞留及び水素燃焼防止を考慮した設計としているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
			島根2号機の現在の排気系統における水素ガスを含むベントガスの滞留に関する設計は以下のとおり。 ・格納容器フィルタベント系は、排気管を原子炉建物に沿わせて原子炉建物頂部まで設置する設計としており、また、排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、排気筒頂部まで設置しているSGTS配管を流路として排気する設計としており、また、排出経路の枝管にはベントガスが滞留する可能性が否定できない箇所があるものの、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはない。 ・格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの排出経路は、可搬式窒素供給装置により窒素バージを行うことが可能な設計としている。			③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、排気筒に接続しておらず、排気管内でベントガスが滞留しない系統構成としている。 また、系統内における水素燃焼防止に関しては、以下の対策を実施することとしている。 ・格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ、ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素バージを行うことが可能な設計としている。排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計としている。また、排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、フィルタ装置出口配管に可搬型の水素濃度測定設備を設置する設計としている。 ・耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、系統内の水素濃度低下の観点で、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
			④	その他の見解等はない。			
ベント機能	【真空破壊弁の故障】 特に議論なし			(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に生じると、ドライウエルの気体がサブ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	スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路について、真空破壊弁の故障により生じる可能性を否定できるものではないため、異なる見解は無い。
						② 要	福島第二原子力発電所1号機において真空破壊弁のシール材が外れた原因及び時期が不明であるため、原因分析に関する調査が必要である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDIにより実施されることが適切と考える。
						③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 スクラビングを経由しない場合はサブレッションプールにおける放射性物質の除去が期待できないが、その場合でも格納容器フィルタベント系により放射性物質を除去することが可能である。また、耐圧強化ベントラインは、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用することとしている。 なお、真空破壊弁については、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造で、簡単には外れにくい構造としており、仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、D/W側からの圧力が掛かっている状態においてはS/Oに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、D/W側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。 真空破壊装置のガスケットについてはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。 【島根3号機】(建設中) 島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
			④	その他の見解等はない。			

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)			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
ベント機能	【SA時の漏えい経路】 特に議論なし			(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	スクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路を漏えい経路として追加することについて、 異なる見解は無い。
						② 否	被ばく評価及びセシウムの放出量評価において、D/Wベントによる評価も実施しており、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を評価しているため、更なる調査は不要である。
			LOCAや圧力容器の損傷によりPCV内に蒸気が漏洩した際に、 真空破壊弁の閉鎖等によりサブプレッションチェンバの蒸気凝縮効果が得られない場合、蒸気凝縮効果が得られる場合と比較してPCV内の圧力及び温度が上昇する。しかしながら、PCVスプレイの実施により圧力及び温度は抑制されるため、真空破壊弁の故障による長期的な影響は小さいと考えられる。 LOCAや圧力容器の損傷が無い場合、原子炉で生じる蒸気はSRV又原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)排気管を通じてサブプレッションチェンバへ導かれることから、真空破壊弁の故障による影響は無い。 なお、PRAの高度化として、イベントツリーに真空破壊弁の閉鎖状態に係る分岐を設けることを検討している。			③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 被ばく評価及びセシウムの放出量評価においては、D/Wベントによる評価も実施しており、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を評価している。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④	今後、PRAにおいて、真空破壊弁の故障により蒸気凝縮されないことでPCV圧力が上昇する場合を考慮した評価を実施する予定である。
減圧機能	【SRV逃がし弁機能】 特に議論なし			(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(中途閉鎖状態の継続と閉信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	① 無	SRVの不安定動作について、駆動用窒素の不足のみならず、逃がし弁機能の制御機構等何らかの未説明要素があることについて、 異なる見解は無い。
			(ア) 当社として 以下の協力が可能 である。なお、「iii. SRVの動作に関する実証実験の実施」に関しては、協力内容について今後調整が必要であると考えられる。 i. SRVに関する設計情報(設計図書、施工図面等)の共有 ii. SRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有 iii. SRVの動作に関する実証実験の実施 (イ) SRVの不安定動作に関する協力内容は、現状上記以外には無いと考えられるが、今後、SRVの不安定動作に関する新たな知見が確認された場合には、必要な協力をを行う。			② 要	SRVの不安定動作について、 逃がし弁機能の制御機構等の未説明要素に関する調査が必要 である。 調査については、SRVの不安定動作について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
			(6)-1③関係 (ア) 島根原子力発電所の各号機に設置されているSRVは東芝設計と異なるか。 島根1, 2, 3号機のSRVの設計内容(作動機構等)を添付3に示すが、東芝設計の詳細情報を有していないため、その差異については把握していない。			③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、SRV動作に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SRVの不安定動作の要因の一つとして推測される駆動用窒素の不足に関しては、以下のとおり対策を実施している。 ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、重大事故等の取束に必要な窒素ガス供給量を有する窒素ガスボンベ(15個)及び予備の窒素ガスボンベ(15個)を配備することとしている。 ・ SRV用電磁弁及びSRVシリンドラのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④	その他の見解等はない。
減圧機能	【SBO条件下での機器の不安定動作の可能性】 特に議論なし			(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	SRV以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に把握する必要があることについて、 異なる見解は無い。
			(6)-2②関係 (ア) シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。 SRVに関しては、SRV本体、SRVシリンドラ、SRV用電磁弁等についてSA環境下での耐環境性を確認しており、SRVの耐環境性向上対策として、SRVシリンドラ及びSRV用電磁弁のシール部を改良EPDM製シール材に変更することとし、シール性能を蒸気暴露試験により確認している。 SRV以外で不安定動作の可能性のある機器に関しては、SA環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求がある機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアライズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認していることから、不安定動作は発生しないと考えられる。 また、SA環境下で使用する計測機器については、耐環境試験等により、SA環境条件に対する耐環境性を有する設計とすることとしており、計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段についても整備している。			② 否	SRV以外の機器における不安定動作の可能性については、島根原子力発電所ではPCV内のSA時に動的要求があるSRV以外の機器についてSA環境下での健全性を確認しているため、更なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
			(6)-2③関係 (ア) 1FのSRV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。 (イ) 不安定動作が生じる可能性がある機器として、SRV以外にどのような機器があるか。 (ア) 1FのSRVの不安定動作の要因の一つとして推測される 駆動用窒素の不足に関しては、逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計 としている。1FのSRVで不安定動作が生じた原因は特定されていないが、島根2号機のSRVはSA環境下での健全性を確認しており、 現状想定しているSA環境下では不安定動作は生じないと 考えられる。 (イ) SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器として、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁、逆止弁があるが、(6)-2②関係の回答のとおり、不安定動作は生じないと考えられる。			③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、SA状態に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時の環境条件が厳しいPCV内の機器のうち、SA時に動的要求があるSRV以外の機器としては、MSIV、AO弁(電磁弁を含む)、MO弁及び逆止弁があるが、駆動源喪失時にはMSIV及びAO弁はフェイルクローズ、MO弁はフェイルアライズとなり、それらの弁はSA環境下での健全性を確認しているため、不安定動作は発生しないと考えられる。 SA条件下における計測機器の信頼性については、(7)-3に記載する。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④	その他の見解等はない。

	第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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
減圧機能	【SRV安全弁機能】 特に議論なし	(7)-1①関係 (ア) SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因として、他にどのような要因が考えられるか。	SRVの安全弁機能は、SRV上流側の原子炉圧力の上昇に伴いバネに打ち勝って、圧力が自動解放される単純な機構であり、バネの横弾性係数が低下したこと以外の要因としては、 事故時の繰り返し作動により弁体シート面に顕著な歪れが生じることで、作動開始圧力が低下することが考えられる。	(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。	① 無 SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。
						② 否 SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下については、PCV雰囲気温度上昇に伴い弁体押さえバネの温度が上昇し、バネの横弾性係数が低下したことが要因として考えられることについて、異なる見解は無い。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため対策不要。 【島根2号機】 SRVの安全弁機能の作動圧力が低下した要因として考えられるPCV雰囲気温度上昇に対しては、格納容器代替スプレイ系によりPCV雰囲気温度低下が可能な設計としている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④ その他の見解等はない。
減圧機能	【知見の集積】 ○シビアアクシデント(SA)は設計基準(DB)の枠を超えているため、分からないことが起こるものと思わざるを得ない。こうなるはずだという演算的アプローチもあるが、結局最後は、 ここから先は危険ゾーンだというのがどこまで分かっているか というのが大事な情報となる。例えば、 水素の濃度は水蒸気雰囲気下では一体何%になればどれくらいの圧力を生み出すかなど、知見を集積していく努力が必要 。これは、 規制組織だけでなく、事業者も一緒になって考えていかないと継続的改善は進まない と思っている。実験をやるとか、シビアアクシデント時の機器の挙動についての知見を事業者の中で分担して蓄積していくなどの実証的アプローチをやっていくということにはならないのか。 ■1F事故に対する実証試験など、特にBWR電力で取り組むべきところは多々あると考えている。例えば、資材の提供も含めて色々考えられることはある。BWR電力として、できる協力はしっかりしていく。 ○知識のフロンティアを進めていくこと、福島以前を超えた今の新しい原子力の安全の考え方の中で、 継続的改善と、全体としての安全性向上という中で、積極的に事業者が役割を果たすという動きが大切ではないか 。 ■安全性向上に寄与する部分については、電力会社としても積極的に協力することは使命だと考えている。 あまりにも学問的になり過ぎると難しい面も出てくるが、既設炉または既設BWRの安全性向上に寄与する部分には積極的に関与したい。	(7)-2①関係 (ア) SA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。	SA時に想定される環境下での機器の挙動については、評価を行い、健全性を確認しているが、 想定を超える環境下での機器の挙動については、1F事故調査で得られた知見に基づき、事業者及びメーカーにて対策への反映を検討すべきと考える。	(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を集積する必要があることについて、異なる見解は無い。
		(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。	機器の設計においては、 使用条件を想定した上で設計余裕を確保し、その余裕を把握することを基本としている。 SRVの作動回数に関して、逃がし安全弁素ガス供給系の窒素ガスポンペは、以下の①及び②を考慮した必要個数15個に加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして5個以上確保することとし、余裕を見て合計30個を確保する設計としている。 ① 事故発生からRCICポンプが運転している間(8時間)の逃がし弁機能を動作させるために必要なポンペ個数 ② SRVを7日間開保持するために必要なポンペ個数			② 要 SA時に機能を期待している機器のSA環境下における健全性については確認しているが、SA時の機器の挙動に関する知見について今後も調査が必要である。調査については、SRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下要因等について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため対策不要。 【島根2号機】 SA時に機能を期待している機器については、 SA環境下における健全性を確保する設計 としている。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④ その他の見解等はない。
減圧機能	【SA環境下の試験等】 ○知見の集積に関連して、 具体的な試験、電力でできない試験等を提案し、それに応じてもらえるかどうか 。例えば、PCVのペネについては高温・高圧下での漏えい試験等々はほとんど前例がない。一方でSA時の格納容器の挙動を考える上では重要なものとなる。現状は、設計漏えい率を用いているが、これ自体保守性が積まれていたり、過温条件というような考慮がされているものでもない。 SA条件を考慮した、あるいは視野に入れた漏えい率試験などはSAを考える上で非常にニーズが高いと考えるが、事業者としてはこのような試験は可能なのか 。 ■事業者として1Fと同じ1号機を有しており、 比較的、格納容器の中もクリーンな状態 であり、 ご協力できることはある と思うので検討したい。			(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 原子炉圧力計の基準面器の水位が低下すると実際の圧力よりも指示値が小さくなること等が確認されているため、SA条件下での計測機器の信頼性の検証が必要であることについて、 異なる見解は無い 。
						② 否 SA条件下での計測機器の信頼性については、島根原子力発電所ではSA計器に対してSA条件を考慮した耐環境試験等を実施することとしているため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
						③ 【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはないため対策不要。なお、燃料プールの冷却の把握として、事故時環境(温湿度)を考慮した熱電対式の水位・温度計を設置している。 【島根2号機】 【AM対策計器】 AM対策として設置していたD/W、S/C圧力計等は、設計基準事故時の環境条件を考慮した設計としていたが、計測レンジについてはシビアアクシデント時のパラメータ変動範囲を考慮した設計としていた。 【SA計器】 SA条件下での計測機器の信頼性を確保するため、SA計器に対して以下を実施することとしている。 ・耐環境試験を実施し、各機器の設置場所におけるSA時の環境条件(温度、圧力、湿度及び放射線)に対する耐環境性を有する設計とする。 ・非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合においても、代替電源設備により給電できる設計とする。 ・代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、一部の計測機器について、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。 ・計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段によりパラメータの推定ができる設計とする。 【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
						④ その他の見解等はない。
	【SA条件下での計測機器の信頼性】 特に議論なし					

第21回事故分析検討会の主な議論 (○規制庁等、■事業者)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年7月2日)		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	
減 圧 機 能	【自動減圧系(ADS)の作動】 特に議論なし			(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の背圧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	意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる見解は無い。
						② 否	意図しないADSの作動によって生じたS/C圧力の急上昇がRDの破裂とベント成功に繋がったと考えられるため、異なる調査は不要である。
						③	RDの作動圧力については(1)-1、ADSの意図しない作動については(8)-2に記載する。
		④	その他の見解等はない。				
減 圧 機 能	【ADSの作動に関する設計条件】 特に議論なし			(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	S/C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に伴い、意図せずADSが作動したと考えられるため、SA時のADSの作動に関する設計条件等の確認が必要であることについて、異なる見解は無い。
						② 否	SA時のADSの作動に関する設計条件等については、島根原子力発電所では低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知するような設計ではないため、異なる調査は不要である。(詳細は③に示す。)
						③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、ADS作動に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 低圧EGCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力ではなく、ポンプモータの遮断器閉信号をADS作動論理に取り込む設計としているため、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象が生じることはない。 【島根3号機】(建設中) 先行ABWRと同様の設計とし、RCICを除くEGCSポンプ運転信号としてポンプ出口圧力をADS作動論理に取り込んでいる。ポンプ運転信号として検出する圧力の設定値は、PCV圧力2Pdから更に余裕を持った設定値としており、福島第一原子力発電所3号機と同様の事象は生じないと考えているが、同事象を踏まえ、設計見直しの必要性について今後検討を行う。
		④	その他の見解等はない。				
減 圧 機 能	【水素によるPCV加圧】 特に議論なし			(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	水素のふるまいの影響を確認する必要があることについて、異なる見解は無い。
						② 否	水素のふるまいの影響については、有効性評価において評価しているため、異なる調査は不要である。
						③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、PCVの水素による加圧等に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 水素による加圧も考慮してPCVへの影響を評価しており、PCVの過圧破損のおそれはないことを確認している。また、操作の不確かさにより水素発生量が増加した場合の感度を評価しており、PCVの加圧に対して有意な影響がないことを確認している。 【島根3号機】(建設中) 新規基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
		④	その他の見解等はない。				