

原管発官R3第55号

令和3年5月10日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

東京都千代田区内幸町1丁目1番3号

東京電力ホールディングス株式会社

代表執行役社長 小早川 智明

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」

(2021年3月5日) に関する見解等について (回答)

令和3年4月5日付け, 原規規発第2104051号にてご依頼のありました, 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめに関する見解等について, 別紙のとおり回答いたします。

別紙

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関する見解等

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関する見解等

<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
- ③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方
- ④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1) - 1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。	①	無 平成29年「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」(以下「未解明報告」という。)においても、2号機ではベントは成功していないと推定しており、異なる見解はない。
		②	否 2号機においてベントが成功しなかった理由について、ラプチャーディスクの設計圧力に到達しなかったためという見解は一致している。また、事象を踏まえた設計等への反映を実施しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
		③	<p>福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、下記内容を設計へ反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベントラインに設置していたラプチャーディスクは、弁誤開放時に容易に原子炉格納容器バウンダリ喪失が発生しないよう配慮していたが、意図した操作が信頼性高く実施できるよう、ラプチャーディスクを撤去し、弁操作によりベントを実施するように設計を変更している。</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置(以下「フィルタベント系統」という。)についても、弁操作によりベントを実施できる設計としている。</li> <li>・ベント実施時の弁操作に対する信頼性を確保するため、遠隔操作(電動駆動又は空気作動)と人力操作の複数を用意しており、操作の多様性を確保した設計としている。</li> </ul> <p>[空気作動弁]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの遠隔操作</li> <li>二次格納施設外から遠隔空気駆動用弁操作ポンペによる操作(電源喪失時)</li> <li>二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作(電源喪失時)</li> </ul> <p>[電動駆動弁]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの遠隔操作</li> <li>二次格納施設外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作(電源喪失時)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタベント系統の排気ラインには、水素爆発を防止するために系統内に窒素封入する際の大気との隔壁を形成する目的でラプチャーディスクを設置するが、ベントの妨げとならないよう、開放設定圧力は100kPa程度としている。</li> </ul>
		④	特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(1)ー2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	①	無	PCV破損防止対策の意義や役割の検討の必要性について、異なる見解はない。
		②	否	PCV破損防止対策の意義や役割を踏まえ、設計及び運用について検討しており、更なる調査は不要と考える。ただし、④のとおり、当社はPCV破損防止対策の検討は継続的に実施していく。
		③		<p>BWRのベントに対する設計、運用の考え方は下記のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベントは、事象の進展に応じて変化するパラメータに基づき判断することとしている。</li> <li>・原子炉格納容器はサブプレッションプールにより停止後の崩壊熱を一定程度蓄えるという思想であり、また、シビアアクシデント(以下「SA」という。)時はベント管及び逃がし安全弁の排気管を通じたサブプレッションプールのスクラビングによる粒子状物質をプールへ移行させるという観点から、ベントに対して、下記に示す基準を設定している。</li> </ul> <p>【外部注水制限】:サブプレッションプールの水位による制限(真空破壊弁下端)</p> <p>【限界圧力】:原子炉格納容器限界圧力(2Pd)による制限</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタベント設備の設置以降は、粒子状物質は当該設備により十分に低減できることとなったが、希ガスの影響及び除熱系の復旧に対する時間確保(代替熱交換器車による代替除熱系の準備には約10時間程度を要するが、ベントした場合は、ブルーム通過後数時間は屋外作業を制限することになるため)等を考慮し、原子炉格納容器が有する機能を可能な範囲で利用するという思想を前提としている。</li> <li>・ただし、注水ができない状態が続き、原子炉格納容器の過温による影響等により、原子炉建屋に設置した水素濃度計により顕著な漏えいが確認された場合は、以下の基準でベントを実施し、建屋への水素漏えいを最小限に抑制する措置を講ずることとしている。</li> </ul> <p>【PCV水素漏えい】:原子炉格納容器からの顕著な水素漏えいによる制限</p>
		④		<p>これまで、フィルタベント設備等の設置等、PCV破損防止対策は講じているが、各国で行われているIVR(外部冷却によるRPV破損回避)、MCCI対策に関する研究(ROSAU)、プールスクラビングに関する検討(IPRESCA)等の新たな知見を拡充する取り組みを継続していく。</p> <p>また、除熱系の信頼性向上等、PCV破損防止対策の更なる信頼性向上の検討を継続的に実施していく。</p>
(1)ー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	未解明報告においても、3号機はADSの動作による急速減圧に伴う原子炉格納容器圧力上昇によりラプチャーディスクが破裂したとの推定をしており、異なる見解はない。
		②	否	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せず、意図しないADSの動作に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。
		③		(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1)ー1③に記載する。) (SA時のADSの動作に関する設計等への反映の考え方については、(8)ー2③に記載する。)
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(2)ー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	SGTSを介したベントガスの逆流等により水素爆発を起こしたという見解について、異なる見解はない。なお、ベントガスの自号炉への逆流及び他号炉への流入については、SGTSと耐圧強化ベントラインを隔離する弁が全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)により操作不能であり全開状態であったこと、ベントに用いる排気ラインを号機間で共用していたことも要因の一つであると考えられる。	
		②	要	当社がSGTSフィルタレイン調査により採取したサンプルについて、JAEAにて分析を行い、ベントガスの流入経路やそのメカニズムに対する知見を引き続き拡充していく。	
		③	(設計等への反映の考え方については、(2)ー2③に記載する。)		
		④	特になし。		
(2)ー2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(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性については、異なる見解はない。	
		②	要	<p>AM対策の設計、施工、運用について、確認(整理)した結果は以下のとおり。</p> <p>【設計段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・当時のAM対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)を整理した結果、基本設計段階において外部事象による全交流電源喪失及び複数号炉の同時被災が考慮されてなかったという点が要因として大きいと考える(添付1)。</li> <li>・上記の論点に対して、福島第一原子力発電所を含む当社プラントにおけるAM対策の対応状況を整理した結果、いずれも設計の前提条件に差異は見受けられなかった(添付2)。</li> <li>・AM策として福島第一原子力発電所事故において機能したものを整理した結果、サポート系含め津波の影響を受けなかった設備は当該機能に期待することが可能であった(添付3)。なお、福島第一原子力発電所1～3号機は事故時に消防ポンプを消火系に接続し原子炉注水を行っているが、これらはAM策として整備した設備の応用動作によるものであった。</li> <li>・詳細設計については、基本設計における要件どおり実施されており、確認された図書においては強度評価・耐震評価なども適切に行われていた。また、当時の既工認に変更が必要となる設計変更である場合は、必要な許認可手続きを実施していた。</li> <li>・設計基準対象施設等への接続についても、当時より悪影響を及ぼさないよう、耐震クラスは上流側に合わせたクラスを適用するなど、現行の考え方との特段の相違はない(当時の通商産業省による検討報告書(平成6年)においても設計要件として明示されている事項)。</li> </ul> <p>【施工段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・施工においても、必要に応じて電気事業法に基づく溶接検査の実施、各種作動確認を行うなど適切な品質管理活動を実施している。</li> </ul> <p>【運用段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・AM対策設備に対する保全活動について、他の原子炉施設同様に適切な保全方式を設定し管理しており、保全重要度の考え方を採用した2009年以降は、対策設備に該当した場合、保全重要度を最重要として保全内容、周期を決定している。耐圧強化ベントラインのラプチャーディスクは2定検に1回交換を実施している。</li> <li>・AM対策設備の定例試験として、その機能を確認するための各実動作試験は実施されていないが、原子炉注水や格納容器注水時に使用する電動駆動弁は、弁の単体開閉試験をプラント停止時の定例試験として実施している。耐圧強化ベントで使用される一次隔離弁は、プラント停止時のPCVパージ時に系統構成として開操作する対象弁であり、手順に基づき動作確認を行っており、二次隔離弁は定期事業者検査「原子炉格納容器隔離弁機能検査」において動作確認を行っている。</li> </ul> <p>なお、これら各段階において、AM対策整備報告書(平成14年)以降、CRD注水の優先化、MCCI緩和のための操作反映など、その後のSAに関する知見に基づく運転手順の高度化は一部行われていたが、訓練など通じた運用、設備の見直しなどの取り組みは行われていなかった。</p>	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
		③	<p>AM 対策等への設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・当時から考慮していた設計段階における考慮事項(悪影響の防止等)については、設計変更管理において適切に管理することを継続する。</li> <li>・AM 対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)に対する安全設計上の確認事項は、現行の安全対策設備では考慮した設計としており、SBO を含めた想定する重大事故等において、期待した機能が発揮できるよう確認している。</li> <li>・また、不確かな事象及び新たな知見を反映する等、自ら原子力安全を向上させる(残余のリスクを低減させる)ための対策(改善)の検討を継続的に行う(取り組み内容は「第 4 回 継続的な安全向上に関する検討チーム(2020 年 10 月 16 日)」会合の「資料 2-3 継続的に安全性を高める取り組みについて(東京電力 HD)」参照)。</li> </ul> <p>ベントガスの逆流等に対しては、下記の内容を設計、運用等へ反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベントラインの排気経路における SGTS(SGTS 排風機入口側)及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所には、系統を隔離する弁を直列に各 2 弁ずつ設置している(通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手动弁)。</li> <li>・耐圧強化ベントラインの格納容器二次隔離弁より下流側における SGTS(SGTS フィルタ装置出口側)及び原子炉建屋との接続箇所に設置される隔離弁については、耐圧強化ベントによるベント実施前に「閉」確認する運用としており、また、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS 出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインから SGTS 側へ逆流しないような構成としている。</li> <li>・フィルタベント系統においても、他系統への逆流を防止するため、他系統との隔離弁は直列に 2 弁ずつ設置しており、排気口については他系統と接続していない。また、隔離弁のうち、重大事故時に開状態となる可能性のある弁については、重大事故時にも使用可能な電源から給電するとともに、更なる信頼性向上のため弁駆動部からエクステンションを設置することで、二次格納施設外からの人力操作が可能な構成としている。</li> <li>・隔離弁については、定期検査時にこれらの隔離弁の分解点検、ならびに動作試験を実施できる構成としている。</li> </ul>
		④	特になし。

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	1号機のベントについて、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としていたことについて、異なる見解はない。
		②	否	見解は一致しており、更なる調査は不要と考える。
		③	(耐圧強化ベントラインからSGTSへのベントガスの逆流に関する設計等への反映の考え方については、(2)-2③に記載する。)	
		④	特になし。	
(3)-2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	無	1/2号機のSGTS配管が排気筒基部接続であったことにより、ベントガスが滞留し、高い汚染の原因となったことについて、異なる見解はない。
		②	否	見解は一致しており、更なる調査は不要と考える。
		③	福島第一原子力発電所3/4号機以降のプラントにおけるAM対策である耐圧強化ベントについても、SGTS配管の一部を経由する設計であるが、SGTS配管を排気筒内の頂部付近まで敷設しており、排気筒内部でのベントガスの滞留は起こらない設計としている。	
		④	特になし。	
(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性について、異なる見解はない。
		②	要	AM対策設計時の検討状況を確認した結果は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・当時の検討においては、GEプラント採用した経緯もあり、米国BWROG等、諸外国のベント設計等を参考にしているが、耐圧強化範囲の議論が中心であった。プールスクラビングによる放出低減効果について、一部議論はされているが、炉心損傷後のベントガス組成を考慮した排出経路の妥当性の検討に関する経緯は確認できていない。</li> <li>・排気筒の設計については、プラントが建設された年代によって異なるが、当時の設計基準事故等の線量評価で期待している機能として問題となるものではないが(設計基準事故等の線量評価において吹上高さを考慮しないため、SGTS配管より放出面積が大きい排気筒から放出される場合でも線量評価における有効高さは変わらない)、AM対策としてベントによる排出機能を付加した段階において、排気筒内を含めた流路における炉心損傷後のガス排出による影響の考察に関する経緯は確認できていない(当時の耐圧強化ベントの設計に関する議論は、耐圧強化ベントを設置することによる炉心損傷頻度に対する効果及びその配管追設範囲等が中心であった。)</li> <li>・なお、当時のAM対策の考え方として既設設計を有効活用するとの考え方を前提に検討していたことも要因の一つであると考え。</li> </ul>
		③	(排気系統におけるベントガスの挙動に関する設計等への反映の考え方については、(3)-4③に記載する。)	
		④	特になし。	

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	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性について、異なる見解はない。
		②	否	現行のフィルタベント系統及び耐圧強化ベントラインは、ベントガスの挙動等を考慮して設計しており、更なる調査は不要と考える。
		③		<p>フィルタベント系統の設計、運用等について、下記内容を反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタベント系統は、原子炉建屋頂部付近の環境への放出口まで単独で配管を敷設することで、排気経路でベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することはない設計としている。</li> <li>・排気中に含まれる水素ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガスで置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、ベント時の閉塞部における局所的な燃焼の可能性に対しては、排出経路に水素ガスが蓄積する可能性のある部分にはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。</li> </ul> <p>耐圧強化ベントラインの設計、運用等について、下記内容を反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベントは、SGTS 配管の一部を経由する設計であるが、SGTS 配管が排気筒内の頂部付近まで配管を敷設しており、排気筒内部でのベントガス及びベントガスに含まれる放射性物質が滞留することはない設計としている。</li> <li>・排出経路に水素ガスが蓄積する可能性のある部分についてはバイパスラインを設け、水素ガスを連続して排出できる設計としている。さらに、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS 出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインから SGTS 側へ水素が逆流しないような構成としている。</li> </ul>
		④		特になし。



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	<p>サブプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)圧力がドライウェル(以下「D/W」という。)圧力を上回った際に、真空破壊弁が開固着した場合、当該経路が発生する可能性があるという点で意見の相違はない。</p> <p>一方で以下の理由から、開固着の可能性、発生時期については限定的と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・真空破壊弁は差圧により開放し、弁体の自重により閉止する単純な動作機構であり、繰り返しの動作による固着は考えにくい。また、差圧の解消に必要な流路面積に対して、必要面積以上となるよう、真空破壊弁を設置していることから、弁体に過大な圧力が掛かることにより開固着となることも考えにくい。</li> <li>・真空破壊弁の機能は、冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時に当該弁が閉状態であることで、D/W に漏えいした冷却材等をベント管に導くこと、及び、D/W スプレイ等によって生じる D/W と S/C の差圧を均圧し、ダイアフラムフロアへの差圧による荷重を増加させないことである。そのため、通常運転時、真空破壊弁は閉状態であることを踏まえ、LOCA 直後は閉状態であり、開放状態で固着することは考えられない。</li> <li>・LOCA に伴うブローダウン等による過渡的な挙動が落ち着き、D/W スプレイ等を実施し、D/W 圧力&lt;S/C 圧力の圧力差が生じた際に、繰り返し動作すると考えられ、その期間において完全に閉とならない状態に至る可能性を否定できないが、全開固着のような状態には至らないものとする。</li> </ul>
		②	要	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に関する今後の調査については、(4) - 2②に記載する。
		③		真空破壊弁が設計差圧に相当する荷重で開放することを福島第一原子力発電所 1 号機は全開に要するトルクを測定し規定値以下であることを、福島第一原子力発電所 2 号機以降は荷重から求めた制御用圧縮空気系の圧力を駆動用シリンダーに送りその圧力で全開することを定期事業者検査時に確認している。
		④		真空破壊弁が開放した時点で、弁体シール部に設置されているガスケットが蒸気に晒される。これによりガスケットの性状が変質した場合、弁体が閉じたときにシールしない可能性がある。そのため、更なる信頼性向上の観点から、真空破壊弁のガスケットを事故環境に対してより耐性のある改良 EPDM に変更する。
(4) - 2	このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「SA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。	①	無	当該経路が発生する可能性を否定できるものではないという点で異なる見解はないが、(4) - 1①のとおり、単純な動作機構であること及び大幅な開放状態での固着は考えにくいこと、並びに事象が発生する期間を踏まえ、設定する必要がある。
		②	要	<p>当社にて安全解析を実施する際には、真空破壊弁が全閉しない場合の影響を確認することとする。なお、以下の観点より不確かさ評価の一環として見ていくことが適切と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA 時に炉心損傷した場合、放射性物質は D/W に放出される。真空破壊弁の開固着を仮定すると、サブプレッションプールによるスクラビング効果は低下するが、その場合においても、ベント実施までの長期間、自然沈着及び格納容器スプレイによる除去効果によって、粒子状放射性物質、無機ヨウ素は除去される。</li> <li>・有効性評価の大 LOCA+ECSS 機能喪失+SBO シナリオでは、ベント時にサブプレッションプールによるスクラビング効果に期待できないケースとして、D/W 側のベント操作による放出を評価しており、その総放出量は十分低い水準であること、及び、前述の通り格納容器スプレイによる除去効果もあることから、真空破壊弁の開固着の影響は極めて軽微と考えるが、一部の真空破壊弁に漏えい経路が発生した場合における影響を確認する。</li> <li>・LOCA 発生直後を除き、それ以降の格納容器圧力抑制は、D/W スプレイによる効果が大きく、S/C による圧力抑制効果はその時点の水温も高く、相対的に低くなると考えるが、格納容器圧力挙動等への影響についても確認する。</li> </ul>
		③		当該経路を SA 時における漏えい経路に追加する必要があるか(4) - 2②の結果を踏まえ、検討する。
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度 8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。	①	無	原子炉建屋の破損の主要因について、異なる見解はない。
		②	要	当社にて実施する廃炉作業の進捗に応じ、現場調査等で得られた情報をもとに、水素漏えいの排出経路に関する情報として整理をする等、今後も継続的に知見を拡充していく。
		③		<p>原子炉建屋への以下の水素漏えい抑制等の対策、評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・トップヘッドフランジ、パーソナルエアロック、機器ハッチ等のガスケットを改良 EPDM に変更</li> <li>・バックアップシール材の塗布により、水素の漏えいを抑制(自主対策)</li> <li>・ウエル注水によるトップヘッドフランジ部の温度上昇抑制による影響緩和(自主対策設備)</li> <li>・原子炉建屋へ流出した水素を処理するため、オペフロに静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)を設置</li> <li>・漏えいポテンシャルが高いと思われるハッチ等の近傍に水素漏えい検知器を設置(5箇所)</li> <li>・PARによる水素抑制対策を実施しているにも関わらずオペフロで顕著な増加が確認された場合のベント手順を整備</li> <li>・建屋トップベントの設置(自主対策設備)</li> <li>・オペフロ及び各階層の水素濃度が可燃限界未満に維持されることは解析により確認(原子炉建屋原子炉区域の各階層は周回通路及び機器搬入用ハッチによりオペフロにつながっていることから、事故時に原子炉格納容器から漏えいした水素は自然対流によりオペフロに流入し、PARにより適切に処理される)</li> </ul> <p>また、耐圧強化ベントラインからの逆流に関する設計、運用への反映事項については、(2) - 2③に記載する。</p>
		④	特になし。	
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	①	無	3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙について、異なる見解はない。
		②	要	<p>検討会では、PCV 内のケーブル等の可能性が挙げられているが、ケーブルはもとより PCV 内の塗膜片及びその他機器・構造物においても、有機材料を使用しているため、溶融炉心との接触によりそれらより可燃性ガスが発生する可能性が推定される。</p> <p>これらの可燃性ガス発生メカニズムを把握することは必要と考えており、特定することは非常に困難であると思われるが、当社は、物量の多いケーブルや塗料に対して発生する可燃性ガスの種類、量を把握し、その結果に応じ、対応策について検討する。</p>
		③		(5) - 2②の検討結果を踏まえて対策を検討する。
		④	特になし。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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 の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明ということについて、異なる見解はない。	
		②	要	SRV の不安定動作については、今後の事故調査・分析において、当社主体で推定の確からしさ及び要因の特定など、引き続き知見を拡充する取り組みを実施する。	
		③		逃がし弁機能用アキュムレータへの窒素供給が不十分な状況における中途開閉状態での、開信号解除の不成立に関しては、その状態が継続したとしても、原子炉圧力が一定程度低く維持されるため、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)等の高圧注水系の注水機能継続に影響しないと考えている。 SBO を含む SA 環境下では、低圧注水機能へ移行する際の自動減圧機能又は手動による急速減圧がより重要な役割を担うと考えており、それらに関する設計等への反映の考え方については、(6)－2③に記載する。	
		④		逃がし弁機能は、設計基準事象のうち、運転時の異常な過渡変化(以下「異常な過渡変化」という。)において期待しており、異常な過渡変化の解析期間において、その開閉動作は1回であり、逃がし弁機能用アキュムレータの容量の範囲内である。また、以降についても SRV の間接関連系である高圧窒素ガス供給系 (HPIN) によって窒素補給が可能な設計としている。 一方、福島第一原子力発電所 3 号機の事象は、原子炉圧力の高い状態が継続し、かつ、SBO により窒素補給がされないまま、SRV が多数回作動したという点で事象が異なると考える。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6)ー2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下での SRV の逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認された SRV 以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。	①	無 SBO 条件下での SRV 及び SRV 以外の機器における不安定動作の可能性を網羅的に確認する必要性について、異なる見解はない。
		②	否 SBO 条件下において不安定動作の可能性がある動的機器について抽出した結果、対象設備は SRV 以外にはないと考えられる。抽出の概要を以下に示す。 ・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ため、SBO 状況下で使用する系統から動的機器(電動駆動弁、空気作動弁、逆止弁及び注水源となるポンプ)を抽出する(ただし、計器に関しては(7)ー3②で整理していることから除外)。 ・このうち SBO 時に継続的な動作要求のない機器(PCV 隔離弁等)は、不安定動作は生じないため対象から除く。 ・また、可搬型設備や屋外及び建屋内で直接操作が可能な機器は、事故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生じないため対象から除く。 ・最終的に抽出される機器は、逆止弁、RCIC のポンプ・弁、高圧代替注水系のポンプ・弁となるが、逆止弁は構造が単純であることから不安定動作は生じにくいこと、RCIC ポンプは事故時の背圧の影響を考慮したトリップ設定値の変更や駆動電源の強化などを図っており、高圧代替注水ポンプは RCIC ポンプのようなインターロックを設定していないことから、これらのポンプも不安定動作は発生しない。
		③	SA 時においては、SRV による圧力制御により、低圧状態へ移行するための急速減圧が特に重要と認識しており、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、下記内容を設計、運用に反映している。 ・逃がし弁機能の作動信号を出す圧力計について、SA 環境下(SBO 含む)での健全性を確認した計器を採用し、SA 電源から給電可能な設計としている。 ・原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器圧力高が発生せず自動減圧機能が作動しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知し代替自動減圧機能により SRV を作動させる設計としている。 ・逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの窒素充填圧力が喪失した場合でも、高圧窒素ガス供給系の窒素ガスポンプからアキュムレータに手動の弁操作で窒素を供給・蓄圧することにより、SRV を作動できる設計としている。 ・さらに、複数の手段を確保するため、独立した代替高圧窒素ガス供給ラインを設置し、代替高圧窒素ガス供給ラインにより、ポンプからの窒素供給のみで SRV の動作が可能な設計としている(自主対策設備)。 ・常設直流電源系統喪失時に対しては、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び可搬型直流電源設備から電源の供給が可能な設計とし、その手順を整備している。 ・電磁弁については、熱的耐性を向上させるために、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材へ変更している。 ・SRV への熱的影響の緩和のため、原子炉格納容器圧力が上昇していない場合でも、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃を到達した際に代替格納容器スプレーを実施する手順を整備している。
		④	特になし。

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 SRV の安全弁機能の作動開始圧力が低下していたという点について、異なる見解はない。	
		②	否	SRV の安全弁機能の作動開始圧力に関する調査について、PCV 内温度上昇による安全弁のパネの弾性係数の低下を考慮したものと事故時の安全弁作動圧力が概ね値として一致していることから、更なる調査は不要と考える。	
		③	SA 環境下における安全弁の作動開始圧力の低下は、原子炉圧力容器の最高使用圧力に対する裕度を与えることになることから安全側の変動であり、また、窒素供給圧力の観点において自動減圧機能、手動による急速減圧等を阻害するものではないため、設計等への反映は不要と考える。  一方で、SBO 含む SA 環境下においては、低压注水機能へ移行する際の自動減圧機能又は手動による急速減圧がより重要な役割を持つと考えており、それらについての設計等への反映の考え方については、(6) - 2③に記載する。		
		④	特になし。		
(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	SA 時の機器の挙動に関する知見の集積について、SA 時の対応において設計と異なる機器の挙動の可能性は事前に把握しておくべきであるため、異なる見解はない。	
		②	要	対象機器の選出についての検討状況は(6) - 2②に同じ。 現状、SRV 以外で SBO 条件下において不安定動作の可能性がある動的な安全機能を有する機器はないと考えられるが、当社は引き続き新たな知見としての集積に取り組む。	
		③	現行の SA 時に使用する機器は、想定する重大事故等の環境下(温度・圧力・線量)において、期待した機能を発揮することの確認を行っているが、今後においても、SA 条件下における新たな知見等が得られた際には、設計等への反映を適宜行っていく。		
		④	特になし。		
(7) - 3	また、AM 対策の圧力計を含めて、SA 条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	SA 条件下での計測機器の信頼性について検証する必要性について、異なる見解はない。	
		②	要	耐環境試験において、蒸気暴露中に電気配線貫通部の絶縁抵抗が低下する事象が確認されているため、電力共同研究にて影響評価を実施する。  SA 環境下に耐えられる計器と、耐えられない計器が混在していることによる操作への悪影響について検証する必要がある。	
		③	以下の内容を設計、運用等に反映している。 ・想定する重大事故等時において期待する計器については、重大事故等の環境を模擬した耐環境試験を実施し、機能維持可能であることを検証している。また、蒸気暴露中のケーブル絶縁抵抗低下が計器誤差に与える影響がないことも評価している。 ・また、上記計器が監視不能となった場合においても、当該パラメータを推定するための計器と手順を整備している。 ・原子炉水位計については、基準容器内の状況が分かるよう温度計を設置するとともに、基準容器への注水手段も設けている(自主対策)。  また、(7) - 3②で新たに確認された結果を踏まえ、設計、運用等への反映について、引き続き、検討を実施していく。		
		④	特になし。		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無	3号機のベントは、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破れて成立したということについて、異なる見解はない。	
		②	否	3号機においてラプチャーディスクの設計圧力に到達せずに、意図しないADSの作動に伴ってラプチャーディスクが破裂したという見解は一致しており、事象の要因確認のための更なる調査は不要と考える。	
		③		(確実なベントの実施に関する設計等への反映の考え方については、(1)-1③に記載する。) (SA時のADSの作動に関する設計等への反映の考え方については、(8)-2③に記載する。)	
		④	特になし。		
(8)-2	このことを踏まえると、SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要がある。	①	無	SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要性について、異なる見解はない。	
		②	要	未解明報告において既に特定されていた問題であったため、現行の設計条件については当社にて確認を行っている。 この他、PCV圧力及びそれに接続する管の圧力によってインターロックが働くものがないか当社にて確認を行うことが必要と考えている。	
		③		ADSの設定値については、6号機:0.69MPa、7号機:0.94MPaであり福島第一原子力発電所に比べて高く設定している。更なる信頼性向上のため、設定値の見直しについて当社は引き続き検討する。  (8)-2②のADS以外の影響として、RCICタービン排気圧力高によるRCICタービントリップ、SRV窒素供給圧力不足によるSRV不動作、PCV圧力高信号による格納容器内雰囲気モニタ系(以下「CAMS」という。)水素/酸素濃度計測用サンプリング停止の可能性が考えられるため、以下の対策を実施している。 ・福島第一原子力発電所3号機でRCICタービン排気圧力高を検知し、RCICタービンがトリップした可能性があるため、RCICタービン排気圧力高トリップ設定値をS/C圧力2Pdを考慮した設定値への見直し ・SRVへの窒素供給圧力を一定範囲で制御しているが、D/W圧力2Pdの条件下にてSRVが確実に動作可能なようにD/W圧力2Pdを考慮した設定値への見直し ・PCV圧力高を検知し、CAMS水素/酸素濃度計測のためのサンプリングを停止するインターロックがあるため、PCV圧力2Pdを考慮した設定値への見直し	
		④	特になし。		
(8)-3	また、PCV圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要がある。	①	有	水素の発生による格納容器の圧力上昇は、従来の事故シーケンス(大LOCA+SBO、DCH)で考慮されているため、改めて影響の確認は不要と考える。  また、水素の漏えいを考慮すると、格納容器の圧力上昇が抑制されることになるため、影響の確認は不要と考える。	
		②	否	(8)-3①のとおり、水素の発生による影響については、有効性評価において確認しているため、追加の調査は不要と考える。	
		③		水素等の影響については、下記のとおり設計で考慮している。 ・BWRは、サブプレッションプールに崩壊熱を保持させることで、格納容器容積を小さくするとの設計思想であることから、現対応においても、水素発生量の不確かさを踏まえた評価を行い対策の有効性を確認している。 ・福島第二原子力発電所で発生した、グレーチングの垂鉛メッキからの水素発生、アルミニウムの反応による水素発生も考慮している。	
		④	特になし。		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	3号機のベント成功回数は2回であるということについて、異なる見解はない。
		②	否	未解明報告における推定のとおり、3号機のベント成功回数は2回の可能性が高いと考えており、更なる調査は不要と考える。
		③	特になし。	
		④	特になし。	
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無	3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、滞留し、その後に爆発に至ったということについて、異なる見解はない。
		②	否	更なる調査は不要と考える。
		③	福島第二原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所においては号機間で排気筒の共有はしておらず、他号機への水素流入は発生しない設計としている。	
		④	特になし	
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	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の必要性について、異なる見解はない。
		②	否	更なる調査は不要と考える。
		③	<p>設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋への水素漏えいを抑制する設計等への反映については、(5)-1③に記載する。</li> <li>・PAR等による原子炉建屋の水素爆発防止対策を実施しているが、それにも関わらず原子炉建屋内の水素濃度が2.2% (可燃限界未満の濃度)に到達し、水素爆発発生のある場合には、原子炉建屋内への水素漏えい抑制を目的に、ベントを実施する。ベントの実施により敷地内線量が上昇するため、放射線防護の観点から、ベント実施から敷地内線量が低下するまでの間は屋外作業を禁止している。なお、ベントの実施に加えて建屋トップベントを実施したにも関わらず、水素濃度が低下しない場合は、水素濃度が可燃限界に到達する前に、人身安全最優先の考え方に基づき、原子炉建屋周辺の屋外作業は禁止する等、運用の見直しを行う。</li> </ul>	
		④	特になし。	

添付 1 福島第一原子力発電所事故におけるアクシデントマネジメント対策の機能状況と設計等における課題の抽出

機能	AM 対策	論点抽出		論点に対する安全設計の観点からの確認
		事故対応で機能を発揮できたか	機能を発揮できなかった場合、悪さはどこにあったか【論点】	
原子炉停止機能	代替反応度制御 (RPT 及び ARI)	1～3 号機は自動スクラムが成功、また、4～6 号機は停止中のため動作要求なし	—	—
	手動スクラム	1～3 号機は自動スクラムが成功、また、4～6 号機は停止中のため機能要求なし	—	—
	水位制御及びほう酸水注入系の手動操作	1～3 号機は自動スクラムが成功、また、4～6 号機は停止中のため機能要求なし	—	—
原子炉及び格納容器への注水機能	代替注水手段 (復水補給水系、消火系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段)	復水補給水系:津波後電源喪失と電動機被水により稼働不能 消火系:津波後電源喪失により稼働不能 (M/DFP)。津波後被水の影響等による稼働不能 (D/DFP)	・電源設備及び注水機器に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか
	代替注水手段 (格納容器冷却系から停止時冷却系を介した原子炉への注水手段) (1 号機)	津波後電源喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか
	原子炉減圧の自動化 (1 号機除く)	・津波後電源 (直流) 喪失により稼働不能 (2 号機)。なお、3 号機は津波後直流電源の充電機能が喪失したことで消費分を充電できず直流電源機能を維持できなかった ・低圧注水系も電源喪失しており、自動化ロジックは機能しなかった	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照) ・原子炉減圧手段の多様化の不足	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか 2. SRV 以外の減圧手段は検討されていたか
	ECCS 等の手動起動	津波後電源喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか
	原子炉の手動減圧及び低圧注水操作	手動減圧:津波後電源 (直流) 喪失により稼働不能 低圧注水操作:各系統設備の欄に記載のとおり	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照) ・原子炉減圧手段の多様化の不足	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか 2. SRV 以外の減圧手段は検討されていたか
	代替注水手段 (給復水系、制御棒駆動水圧水系による原子炉への注水手段)	津波後電源・海水 (冷却) 系喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか
	代替注水手段 (海水系ポンプによる原子炉・格納容器への注水手段) (3～6 号機)	津波後電源・海水 (冷却) 系喪失により稼働不能	・電源設備に対する津波対策不十分 ・電源供給設備の不足 (安全機能のサポート機能参照)	1. AM 対策への外的事象 (地震・津波) に対する設計上の配慮はなされていたか



機能	AM 対策	論点抽出		論点に対する安全設計の観点からの確認
		事故対応で機能を発揮できたか	機能を発揮できなかった場合、悪さはどこにあったか【論点】	
格納容器からの除熱機能	耐圧強化ベント	隔離弁の操作が想定通りに実施できなかった	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源設備に対する津波対策不十分</li> <li>電源供給設備の不足(安全機能のサポート機能参照)</li> <li>隔離弁操作手段の不足</li> </ul>	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 3. サポート系(直流電源喪失、駆動用空気)が喪失した場合及び解放後の開維持について、設計上の考慮がされていたか
		排気筒内において SGTS 配管が独立ではない	<ul style="list-style-type: none"> <li>既設設備の活用を前提としており、炉心損傷後ベント時の水素及びエアロゾル排出に対する設計上の考慮がされていなかった</li> </ul>	4. 耐圧強化ベント系の炉心損傷後の水素及びエアロゾル挙動に対する設計上の考慮 a. 排気筒、SGTS 配管は独立に設置されているか b. 炉心損傷後の当該系に与える影響(水素及びエアロゾル挙動)は考慮されていたか c. AM 対策の設計検討において、排出高さについてどのように考えられていたか d. 出口高さはどのように決定されたか 5. AM 対策に対し基本設計が現場に反映されていることを確認するプロセスはあったか (許認可対象設備と同様の設計変更管理がなされるなど、基本設計が詳細設計に反映されていることの確認プロセス(設計検証)はあったか)
		共用排気筒及びダクトを通じた原子炉建屋への逆流	<ul style="list-style-type: none"> <li>共用排気筒の SGTS 配管合流部によるベント逆流の影響が設計上考慮されていなかった</li> <li>SGTS の隔離弁(出口弁・入口弁)がフェイルオープンであるなど、全電源喪失を前提とした排出経路の妥当性が確認されていなかった</li> </ul>	6. 耐圧強化ベント系は、排気筒頂部まで独立か。プラント間で共用している部分はあるか 7. 耐圧強化ベント系の炉心損傷後の排出経路のバウンダリ妥当性について検討されたか
安全機能のサポート機能	電源融通	<ul style="list-style-type: none"> <li>1~4 号機は津波後電源喪失により融通不能</li> <li>5 号機は 6 号機からの電源融通成功</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源設備に対する津波対策不十分</li> <li>電源供給設備の不足</li> </ul>	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 8. 複数基立地である場合、同時被災を前提とした電源供給手段が検討されていたか
	非常用ディーゼル発電機の専用化	<ul style="list-style-type: none"> <li>1~5 号機は津波により機能喪失</li> <li>6 号機は AM 対策で新設した 1 台のみ使用可能(空冷 D/G)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源設備に対する津波対策不十分</li> <li>電源供給設備の不足</li> </ul>	1. AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか 8. 複数基立地である場合、同時被災を前提とした電源供給手段が検討されていたか
共通事項	操作・復旧環境	格納容器より漏えいした FP 又は水素により、現場対応・復旧環境が悪化し、活動を阻害	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器からの漏えいなどによるシビアアクシデント環境下における操作・復旧作業などに対する現場成立性が考慮されていなかった</li> </ul>	9. シビアアクシデント下の環境条件が現場操作又は機器復旧手順等において考慮されていたか

添付 2 論点に対する福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所におけるアクシデントマネジメント対策の状況について

No	確認事項	確認結果(当時の考え方)
1	AM 対策への外的事象(地震・津波)に対する設計上の配慮はなされていたか。	配慮されていない(耐震 C クラス設計)。
2	SRV 以外の減圧手段は検討されていたか。	検討されていない。
3	サポート系(直流電源喪失、駆動用空気)が喪失した場合及び解放後の開維持について、設計上の考慮がされていたか。	考慮されていない。
4	耐圧強化ベント系の炉心損傷後の水素及びエアロゾル挙動に対する設計上の考慮	
	a. 排気筒、SGTS 配管は独立に設置されているか。	<ul style="list-style-type: none"> <li>福島第一原子力発電所 1/2 号機共用の排気筒では、SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで設置されていない。</li> <li>福島第一原子力発電所 1/2 号機以外の号機では、SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで設置されている。</li> </ul>
	b. 炉心損傷後の当該系に与える影響(水素及びエアロゾル挙動)は考慮されていたか。	当時の検討において炉心損傷後の排気ガスの影響を設計上考慮したとの経緯は見当たらない。
	c. AM 対策の設計検討において、排出高さについてどのように考えられていたか。	耐圧強化範囲についての検討が主であり、SGTS 配管接続先以降の排出高さに関する検討は行われていない。
d. 出口高さはどのように決定されたか。	排気筒の設計は昭和 40 年代(プラント建設時)のものであり、プラントの建設年代によって設計は異なるが、SGTS 配管が福島第一原子力発電所 1/2 号機共用の排気筒頂部まで設置していない理由及び後続号機と設計・施工が異なる根拠が示された記録は見当たらない。 (設計基準事故時被ばく評価という点では、吹上高さ[実効放出高さ]に期待していないため、SGTS 配管が頂部までである場合と、排気筒底部での接続の評価上の相違は生じない。)	
5	AM 対策に対し基本設計が現場に反映されていることを確認するプロセスはあったか。(許認可対象設備と同様の設計変更管理がなされるなど、基本設計が詳細設計に反映されていることの確認プロセス(設計検証)はあったか)。	AM 対策実施に係る技術検討書として、当時の規制機関などとの議論を踏まえた基本設計の方針に対する具体的な要求事項をまとめ、それに従い各々詳細設計及び施工がなされているという点で、通常の設計変更管理と特段異なる扱いをしているとの事実は確認されていない。

No	確認事項	確認結果(当時の考え方)
6	耐圧強化ベント系は、排気筒頂部まで独立か。プラント間で共用している部分はあるか。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・福島第一原子力発電所 1/2 号機共用、3/4 号機共用及び 5/6 号機共用の排気筒では、各プラントの SGTS 排気ラインは排気筒直前で合流している。1/2 号機では SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで設置されていないが、3/4 号機及び 5/6 号機では SGTS 配管は排気筒頂部まで設置されている。</li> <li>・福島第二原子力発電所 1～4 号機、柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号機では、SGTS 排気ラインは各々のプラントで独立しており、SGTS 配管は排気筒頂部まで設置されている。</li> </ul>
7	耐圧強化ベント系の炉心損傷後の排出経路のバウンダリ妥当性について検討されたか。	<p>全交流電源喪失を考慮した構成にはなっていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・福島第一原子力発電所 1～6 号機は SGTS 出口弁がフェイルオープンのため、全交流電源喪失時に SGTS ファン、フィルタレイン等からベントガスの R/B への回り込みが発生する可能性がある。また、1/2 号機、3/4 号機及び 5/6 号機においては、それぞれ SGTS 排気ラインが排気筒直前で合流するため、他プラントへの回り込みも発生する可能性がある。</li> <li>・福島第二原子力発電所 1～4 号機は、SGTS 入口弁がフェイルオープンのため、全交流電源喪失時に SGTS 入口配管を経由して、ベントガスの R/B への回り込みが発生する可能性がある。ただし、SGTS 排気ラインは各プラントで独立しているため、他プラントへの回り込みは発生しない。</li> <li>・柏崎刈羽原子力発電所 1～3 号機は、格納容器ベント時にバウンダリとなる弁が電動弁であるため、全交流電源喪失時に当該弁は閉じたままであり、ベントガスの R/B への回り込みは発生しない。4～7 号機は、SGTS 出口弁は電動弁であり、全交流電源喪失時に当該弁は閉じたままであるが、ベントラインの U シール弁(電動弁)は「開⇒閉」操作する必要があり、閉操作できなかった場合はベントガスの R/B への回り込みが発生する可能性がある。なお、6 号及び 7 号機においては、全交流電源喪失時においても、代替電源から受電することで閉操作可能な設計としており、また、手順が定められている。さらに、電動弁であることから、現場での閉操作も可能である。なお、SGTS 排気ラインは排気筒頂部まで各プラントで独立しているため、他プラントへの回り込みは発生しない。</li> </ul>
8	複数基立地である場合、同時被災を前提とした電源供給手段が検討されていたか。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隣接プラントからの電源融通手段は整備されていた(隣接プラントからの 6.9kV 融通及び 480V 融通)が、同時被災は想定していなかった。</li> </ul>
9	シビアアクシデント下の環境条件が現場操作又は機器復旧手順等において考慮されていたか。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷後の現場におけるベント操作時の線量などについて、考慮されたとの経緯は見当たらない。</li> </ul>

添付 3 事故時において福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所において機能したアクシデントマネジメント対策について

No.	AM対策	AM対策概要	事故時における機能状況
1	福島第一原子力発電所 5 号及び 6 号機における原子炉への代替注水及び使用済燃料プールへの代替注水	<p><u>【代替注水手段】</u> 既設の復水補給水系及び消火系を有効活用し、残留熱除去系を介して原子炉注水、格納容器スプレィ及び使用済燃料プール注水を可能にした。</p>	福島第一原子力発電所 5 号及び 6 号機において、復水補給水系により断続的に原子炉への注水を継続し、原子炉水位調整を行った。また、復水補給水系により使用済燃料プールへの水の補給を実施し、ほぼ満水状態を維持した。
2	福島第一原子力発電所 6 号機から 5 号機への電源融通	<p><u>【非常用D/Gの専用化】</u> 1 号及び 2 号機間、3 号及び 4 号機間並びに 5 号及び 6 号機間で共用していた非常用D/Gをそれぞれ 1 号、3 号及び 5 号機に専用化し、2 号、4 号及び 6 号機にそれぞれ空冷式の非常用D/Gを追設した。</p> <p><u>【隣接号機からの電源の融通】</u> 隣接原子炉施設間に低圧のAC電源(480V)のタイラインを設置し、電源融通を可能にした。</p>	空冷式であり津波の影響を受けなかった 6 号機の非常用D/G6Bから、AM対策である本設電源ケーブル(タイライン)を介して、5 号機への電源融通を実施した。
3	福島第一原子力発電所 1～3 号機における消防車による原子炉への代替注水	<p><u>【代替注水手段】</u> AM 対策として整備された注水手段ではなかったが、消防車を原子炉への注水手段とした。原子炉への注水経路としては、AM 対策の一つとして設置した消火系からの注水ラインを利用した。</p>	福島第一原子力発電所 1～3 号機において、防火水槽や海水を水源とし、消火系ラインを介した消防車による原子炉注水を実施した。
4	福島第一原子力発電所 3 号機におけるディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器への代替スプレィ	<p><u>【代替注水手段】</u> No.1 と同じ。</p>	福島第一原子力発電所 3 号機において、ディーゼル駆動消火ポンプにより圧力抑制室スプレィ及びドライウェルスプレィを実施した。
5	福島第二原子力発電所 1 号、2 号及び 4 号機における原子炉への代替注水及び原子炉格納容器への代替スプレィ	<p><u>【代替注水手段】</u> No.1 と同じ。</p>	福島第二原子力発電所 1 号、2 号及び 4 号機において、復水補給水系により原子炉への注水を継続し、原子炉水位調整を行った。また、格納容器の冷却のために、復水補給水系によるドライウェルスプレィ、圧力抑制室スプレィを適宜実施した。
6	福島第二原子力発電所 1～4 号機における耐圧強化ベントの事前準備	<p><u>【耐圧強化ベント】</u> 排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設け、格納容器からの除熱機能を向上した。</p>	福島第二原子力発電所 1～4 号機において、格納容器耐圧ベントの事前準備としてライン構成(圧力抑制室出口弁以外)を実施した。なお、格納容器ベント実施の判断後、SGTSを停止した後に圧力抑制室出口弁を開けて格納容器耐圧強化ベントを実施する予定だった。結果的には、格納容器圧力が格納容器耐圧ベント実施圧力まで至らなかったことから、格納容器耐圧ベントは実施していない。