

# 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23回会合

## 議事次第

1. 日時 令和3年10月19日(火) 15:00 ~ 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(中部電力株式会社、北陸電力株式会社及び電源開発株式会社)の見解等について
- (2) 2号機シールドプラグ調査状況について
- (3) ケーブル加熱実験等について
- (4) 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、中部電力株式会社)

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9月6日、中部電力株式会社)

資料2-3：中部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(依頼)」に対する回答(2021年5月6日、北陸電力株式会社)

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(依頼)」に対する回答(2021年9月6日、北陸電力株式会社)

- 資料 2 - 6 : 北陸電力株式会社における見解等に対する確認項目
- 資料 2 - 7 : 「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、  
電源開発株式会社)
- 資料 2 - 8 : 「『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9月6日、電源開発株式会社)
- 資料 2 - 9 : 電源開発株式会社における見解等に対する確認項目
- 資料 3 - 1 : 現地調査の実施状況について
- 資料 4 - 1 : BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析 - 計画の概要 - [ 国立研究  
開発法人日本原子力研究開発機構 ]
- 資料 5 - 1 : 2号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について[ 東京電力ホールデ  
ィングス株式会社 ]
- 資料 5 - 2 : ケーブル及び塗料の可燃性有機ガス発生量評価計画[ 東京電力ホールデ  
ィングス株式会社 ]
- 資料 5 - 3 : 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 ]

本 原 原 発 第 6 号

2 0 2 1 年 5 月 1 0 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

名古屋市東区東新町1番地

中部電力株式会社

代表取締役社長

林 欣吾

社長執行役員

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」

(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

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		
(1) - 1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。	①	無	福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)3号機のRD付近の線量率と1F2号機のRD付近の線量率の比較から、ベントは成功しなかったとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、サプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力がRDの作動圧力に達していないことが確認されています。	
		②	否	1F2号機のRDが作動しなかったことは明らかであるため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	<p>AM対策((2) - 1の定義と同じ)の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントについては、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにするため、PCV最高使用圧力(1Pd)以上の圧力で実施するように、RDはPCVの1Pdで作動する設計としていました(RDの作動圧力については、破裂試験により確認していました。)</p> <p>フィルタベント系(以下「FCVS」という。)のRDについては、柔軟な対応が可能となるよう、FCVSの設計当初から想定される排気圧力と比較して十分に低い圧力で作動するRDを設置しています。なお、RDの設置にあたっては、破裂試験等を行い、作動圧力の確認を実施することとしています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性が高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。また、RDは撤去し、弁の操作により炉心損傷前のベントが実施できるような系統構成に変更しています。</p> <p>AM対策においては、耐圧強化ベントについて、原子炉注水に成功しているもののPCVからの除熱に失敗しているTWシーケンス(崩壊熱除去機能喪失)に主眼をおき、窒素ガスや電磁弁の電源が維持されている状態を想定して設計を行っており、それらが維持できない場合は、PCV圧力が1Pdの圧力において一定期間はSRV((6) - 1の定義と同じ)は開保持されると評価されるもののSRVの開保持ができなくなる可能性があります。</p> <p>1F事故においては、PCV圧力が上昇したことにより、SRVの開保持機能が維持できず、RPVやPCVへの代替注水が阻害された可能性があると考えます。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。 ( (6) - 1③参照)</p>		
		④	該当無し		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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PCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要があるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	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ことを確認する上で、更なる調査は不要と考えます。
		③		AM対策として整備した耐圧強化ベントは、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにしていましたが、FCVSIについては柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 なお、PCVバウンダリを維持したままPCV内の圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を整備し、FCVSIに優先して使用することとしています。
		④	該当無し	
(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	ベントラインの系統構成完了時間とPCV圧力の挙動から、系統構成完了時点でPCV圧力がRDの作動圧力に到達していなかったとの見解について異なる見解はありません。 また、ベント成功の要因については、ADSのインターロックの条件成立のタイミングと、S/C内の圧力上昇のタイミングから、ADS作動によるS/Cの内圧上昇によりRDが破裂したとの見解についても異なる見解はありません。
		②	否	意図しないADSの作動メカニズム等、ベント成功に至るまでのメカニズムは分析されているため、更なる調査は不要と考えます。
		③		FCVSIについては、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 ADSについては、1F3号機と比較して低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 1	<p>「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。</p>	①	無	<p>現地調査等によるSGTSフィルタの汚染状況から、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へベントガスが逆流したとの見解について異なる見解はありません。          逆流の原因については、SGTSと耐圧強化ベントの境界弁の仕様がFail/Openとなっているなどが挙げられていることについて、異なる見解はありません。</p>
		②	否	<p>ベントガスの逆流が生じたことについては、現場汚染状況などから明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。</p>
		③		<p>FCVSは、不活性ガス系の隔離弁より上流側から分岐させ、分岐以降の配管は、隔離弁を含め独立した構成とし、他号機と共用しない構成としています。          FCVSと不活性ガス系との境界弁については、Fail/Openとなる弁はなく、隔離機能を確保するためシート材料をより耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(2) - 2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	耐圧強化ベントラインからの自号機への逆流事象を踏まえると、AM対策整備時の考え方を確認することは今後の安全性向上に寄与するものと考えられるため、異なる見解はありません。	
		②	要	AM対策整備時の設計の検討経緯等について、今後の安全性向上の観点から調査する必要があると考えます。(自社、原子力規制庁の調査に協力)	
		③		<p>AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントラインについては、SGTSへの逆流防止のため、SGTSフィルタ出口弁下流に接続することとし、当時、浜岡3号機については、SGTS出口側に弁がなかったことから、逆流防止のため電動弁の設置を実施しました(浜岡4号機については、既設電動弁あり)。</p> <p>一方、浜岡1,2号機のSGTS出口弁は、既存の設備としてFail/Openの空気作動弁となっていたため、駆動源である圧縮空気が喪失した場合は隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定めていましたが、複数号機が同時発災し、隣接号機の圧縮空気も喪失した場合には出口弁が開弁し得る設計となっていました。</p> <p>耐圧強化ベントに係る設備については2Pdまで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていますが、今回調査したところ、当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確実にしていたことの確認ができませんでした。具体的には、PCV本体について、当時は海外の研究結果や国内の検討結果(各型式の二次元弾塑性解析)を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1~4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。また、PCV隔離弁について、浜岡3,4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1,2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏えい防止ができることを確実にしていませんでした。</p>	
		④	該当無し		

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配管の一部を經由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。	①	無	1F1号機の耐圧強化ベントについては、系統概要図等から、SGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計等がなされていたとの見解について異なる見解はありません。	
		②	否	1F1号機の耐圧強化ベントについては、設計等が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	(3) - 4③に記載。		
		④	該当無し		
(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	1F1,2号機共用排気筒については、線量と排気配管の構成から、排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされていることについて異なる見解はありません。	
		②	否	1F1,2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。	
		③	(3) - 4③に記載。		
		④	該当無し		

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	(3)-2①と同じ。	
		②	否	(3)-2②と同じ。	
		③	<p>耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続していました。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続されており、浜岡3～5号機は号機間共用なく、排気筒頂部まで敷設されたSGTS排気ラインに接続されています。</p> <p>炉心損傷後においても、S/Cのスクラビングによる放射性物質の低減効果により大量の放射性物質の環境放出を回避することを期待していました。ただし、ベントガスの挙動、組成等に対する考慮はなされていませんでした。</p>		
		④	該当無し		
(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	(3)-2①と同じ。	
		②	否	(3)-2②と同じ。	
		③	<p>FCVSは、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を經由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。</p> <p>FCVS配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。</p> <p>また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。</p> <p>耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を經由して排気筒(頂部まで配管を敷設)を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみを使用する自主設備としました。</p>		
		④	該当無し		

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	福島第二原子力発電所(以下「2F」という。)1号機における真空破壊弁シートガスケットの外れから、ドライウェル中の気体がサプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性があるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	PCV外に放出される経路が生じる可能性があるとの見解について、更なる調査は不要と考えます。
		③		真空破壊弁の開閉機構については、7kPa程度の差圧により開弁し、自重により閉弁する極めて単純なものであり、動作機能が確保されていたとする中間取りまとめの見解からも真空破壊弁が固着する可能性は低いと考えます。 真空破壊弁のシートガスケットについては、SA時の環境に耐えられるように、より耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 なお、FCVSは、ベントガスがベントフィルタを経由せず放出されることがない設計としています。
		④	該当無し	
(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	(4) - 1①と同じ。
		②	否	(4) - 1②と同じ。
		③		FCVSは、ベントガスをベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出する設計としています。重大事故等対策に係る有効性評価においては、炉心損傷後に代替循環冷却系が使用できない場合、FCVSでベントを行うこととしており、W/W側からベントするケースに加えて、D/W側からベントするケースについてもCs放出量が100TBqを下回ることを確認しています。
		④	該当無し	

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	1F3,4号機の原子炉建屋の内部の損傷状況などから、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によって生じた圧力による可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	原子炉建屋の破損の主要因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。
		③		<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、水素を滞留させないようにすることが重要と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計(原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置)により監視します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p>
		④	該当無し	
(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	1F3号機の水素爆発時の超画像処理映像から、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
		②	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があると考えます。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		<p>PCVから漏えいする可能性がある可燃性ガスについては、(5) - 1③に記載の通り発生量の多い水素に着目し、リークポテンシャルの高い箇所における検知・監視などの対策が有効であると考えています。</p> <p>水素以外の可燃性ガスの発生源や水素爆発防止対策に対する影響など、今後、可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策を検討するなど更なる安全性向上に取り組んでいきます。</p>
		④	該当無し	

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の逃がし弁機能の挙動から、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との見解について異なる見解はありません。	
		②	要	SRV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)の原因が不明であるため、更なる調査が必要と考えます。(自社、他の電力会社)	
		③	<p>SRVに中途開閉状態が生じたとしても、RPVの過圧は防止され、RCIC等により原子炉への注水による水位維持は可能であると考えています。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SRVの自動減圧機能が喪失した場合の減圧(例:原子炉自動減圧インターロック(代替自動減圧機能))</li> <li>・常設直流電源系統などが喪失した場合の減圧(例:可搬型代替直流電源設備などの整備)</li> <li>・窒素が喪失した場合の減圧(例:代替高圧窒素ガス供給系などの整備)</li> </ul> <p>SRV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)の原因に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。</p>		
		④	該当無し		
(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	SBO条件下での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との見解について異なる見解はありません。	
		②	要	1FにおけるSBO条件下で発生したSRV以外の不安定動作について、更なる調査が必要と考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)	
		③	<p>SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。</p> <p>SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。</p>		
		④	該当無し		

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	SRVの高温時の安全弁機能の挙動から、SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、原子炉水位計の高温時の挙動が明らかになっており、測定値への影響が発生することが確認されています。
		②	要	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
		③		<p>周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下などが生じた場合であっても、安全弁によるRPVの過圧を防止する機能は維持されるものと考えています。また、以下の通り安全弁の挙動は事象進展に大きく影響しないものの、その挙動を運転操作手順書に反映し、教育訓練等により確認することを計画します。</p> <p>原子炉が高圧の状態が維持され、低圧代替注水が準備出来ている場合において、S/P水温度が80°Cに到達した場合の原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下が起こることはありません。</p> <p>原子炉が高圧の状態が炉心が損傷し水素が発生する事象(TQUV(RPV破損)として評価している事象)では、原子炉水位がBAF(有効燃料棒底部)+10%に到達した時点での原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、SRVの安全弁機能の挙動が事象進展に有意な影響を与えることはありません。</p> <p>なお、原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。((6)-1③参照)</p> <p>調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(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	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えているため、異なる見解はありません。
		②	要	(7)-1②と同じ。
		③		SA時使用する機器(SA機器)については、有効性評価で想定されるSA条件(SA時の環境条件)を設定し、その環境において機能することを確認しています。  調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
		④	該当無し	
(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	(7)-2①と同じ。
		②	要	(7)-1②と同じ。
		③		SA時に使用する計測機器については、SA時の環境条件を設定し、その環境において機能することを確認しています。また、代替パラメータによる推定手段を整備しています。  SA時に使用する計測機器の信頼性向上のため、1F事故を受けてSA時の環境条件で使用可能な計測機器を開発する目的で実施した国プロ「過酷事故用計装システムに関する研究」で開発したSA用計装機器も積極的に採用しています。(水素濃度計、燃料プール水位計、PCV内水位計など) 原子炉水位計については、1F事故の知見から基準面器(コラム)からの水抜けを検知出来るよう、温度計を設置しています。  調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
		④	該当無し	

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と同じ。
		②	否	(1)-3②と同じ。
		③	(1)-3③に記載。	
		④	該当無し	
(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があるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	(1)-3②と同じ。
		③	(1)-3③に記載。	
		④	該当無し	
(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	燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧が生じることから、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との見解について異なる見解はありません。
		②	否	PCV破損防止の観点から燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧を考慮しているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	重大事故等対策に係る有効性評価においては、TQUV(RPV破損)ケースも含めて、燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧を考慮しています。 漏えいが生じるとPCV圧力上昇が緩和されることから、PCVの減圧のふるまいについては、対策の有効性を確認する事故シーケンスに影響を与えるものではないと考えます。	
		④	該当無し	

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	1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	ベント成功回数が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	1 - (1)③と同じ。	
		④	該当無し	
(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	1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	1F4号機の水素爆発までの時系列が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	<p>浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。</p> <p>PCVから原子炉建屋への水素の漏えいについては、原子炉建屋オペフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。</p> <p>水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。</p>	
		④	該当無し	
(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する必要があるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	水素爆発が発生した際の建屋及び建屋周辺への影響は明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	(9) - 2③に記載。	
		④	該当無し	

本 原 原 発 第 2 1 号

2 0 2 1 年 9 月 6 日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

名古屋市東区東新町1番地

中部電力株式会社

代表取締役社長

林 欣吾

社長執行役員

『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』

(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)」

に対する回答に係る対応について(回答)

令和3年8月23日付け原規規発第2108231号をもって依頼のありました件について、別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の回答

## 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の回答

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の回答（2021年9月6日）			【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）（2021年5月10日）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	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) アクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）（(2)及び(3)関係の定義と同じ）の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象確率的リスク評価（以下「PRA」という。）等によって得られた知見を踏まえて整備していました。 耐圧強化ベントについては、PCVの機能、隔離設計を阻害しないようにするため、PCV最高使用圧力以上の圧力で作動するように、ラブチャーディスク（以下「RD」という。）はPCVの最高使用圧力で作動する設計としていましたが、福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故においては、耐圧強化ベントを有効に機能させることができませんでした。 このため、フィルタベント系（以下「FCVS」という。）については柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去した旨を回答しました。 (イ) SA対策に係る有効性評価においてPCVの過圧の要因として、水蒸気だけでなくジルコニウム-水反応により発生する水素、PCV内構造物の垂鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮しても、PCV過圧破損を防止できることを確認しています。 (ウ) PCV破損防止対策の目的は、PCV内の様々な状況に対して圧力・温度上昇を抑制することでPCVの健全性を担保し、大量の放射性物質の放出を防止することと考えています。 具体的には、損傷炉心に継続的に注水することでPCV内が過熱状態になることを防止し、格納容器冷却により発生する大量の蒸気による圧力上昇を管理することでPCV内の圧力・温度を抑制することとしています。その後、代替循環冷却系によるPCVバウンダリを維持した除熱やFCVSによる除熱を実施することで、PCVの破損を防止することとしています。	(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ります。	③	AM対策として整備した耐圧強化ベントは、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにしていましたが、FCVSについては柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 なお、PCVバウンダリを維持したままPCV内の圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を整備し、FCVSに優先して使用することとしています。
(1) -3③ 関係	(ア)低圧非常用炉心冷却系の吐出圧力は、原理的には福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）と同様にPCV圧力の影響を受ける系統構成になっているということか。	浜岡1～5号機の低圧非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）の吐出圧力を検出する圧力計は、1F3号機の残留熱除去系の吐出圧力計と同様に、水源であるサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）と配管でつながっており、途中の弁は開運用であるため、PCV圧力の影響を受ける系統構成となっています。 なお、1F3号機と比較して自動減圧系（以下「ADS」という。）の作動条件の1つである低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、また主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えます。ただし、PCV圧力が高い場合には、ADSの作動信号が誤投入される可能性があることを、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。	(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。	③	FCVSについては、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 ADSについては、1F3号機と比較して低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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）	各号機における想定したアクシデント、アクシデントに対する対策及び具体的な対策を表1に、AM対策による既存の安全機能への影響確認結果を表2及び表3に示します。それぞれの考え方については項目ごとに以下に示します。 i 浜岡原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内の事象PRAの結果を用いて、炉心健全性の維持に係わる事故シーケンスとして「未臨界確保失敗」「高圧注水・減圧失敗」「崩壊熱除去失敗」「電源喪失」等を抽出し、格納容器健全性の維持に係わるモードとして「貫通部過温」「格納容器雰囲気直接加熱」「水蒸気（崩壊熱）による過圧」等を抽出しました。 ii 抽出したアクシデントの発生を防止する対策として、「原子炉停止機能」「原子炉及び格納容器への注水機能」「格納容器からの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の機能が有効であると考え、既存の設備を最大限活用することを考慮して検討を行いました。検討においては、既存設備の安全機能への影響を確認しました。 iii 上記の検討の結果、具体的なAM対策として以下の対策を講じました。 ① 原子炉停止機能 ・再循環ポンプトリップ（RPT） ・代替制御棒挿入（ARI） ② 原子炉及び格納容器への注水機能 ・補給水系、消火系ポンプによる代替注水 ・原子炉減圧の自動化 ③ 格納容器からの除熱機能 ・ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・余熱除去系の復旧 ・耐圧強化ベント ④ 安全機能のサポート機能 ・電源の融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧 iv 上記のAM対策を講じて各機能を強化した効果をPRAにより確認した結果、例えば、BWR5の浜岡3,4号機であれば、炉心損傷頻度を9割以上、格納容器破損頻度も9割以上低減できることを確認していました。				
(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。	耐圧強化ベントラインは、上流側（PCV側）は浜岡1,2号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側（排気筒側）はSGTSに接続しています。このようにAM対策として既設の系統と接続を行ったものとしては、代替制御棒挿入（ARI）の電磁弁等（原子炉停止系に接続）、代替注水設備（「消火系と補給水系を接続」及び「既設の余熱除去系と補給水系の接続配管に弁等を追設」）、電源系（電源融通用のタイライン（460V交流母線に接続）等）があります。 なお、これらに対しては、既存の安全機能に影響を与えないように、既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の配慮を行う方針としていました。	(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ジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス（核分裂生成物、水素等）の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。	③	FCVSは、不活性ガス系の隔離弁より上流側から分岐させ、分岐以降の配管は、隔離弁を含め独立した構成とし、他号機と共用しない構成としています。 FCVSと不活性ガス系との境界弁については、Fail/Openとなる弁はなく、隔離機能を確保するためシート材料をより耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみを使用する自主設備としました。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2) -2② 関係	(ア)具体的にどのような協力が可能か。	今後の安全性向上の観点から、弊社におけるAM対策整備時の設計の検討経緯について情報提供させていただくことが可能です。	(2) -2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策（耐圧強化ベントライン等）の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	②	AM対策整備時の設計の検討経緯等について、今後の安全性向上の観点から調査する必要があると考えます。（自社、原子力規制庁の調査に協力）
(2) -2③ 関係	(ア)耐圧強化ベントラインの設計（SGTS配管接続を含む）に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	<p>AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントラインについては、上流側（PCV側）は浜岡1,2号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側（排気筒側）はSGTSへの逆流防止のため、SGTS出口弁下流の排気ラインに接続しています。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒底部から排気筒中間高さまで敷設していた浜岡1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続しており、浜岡3～5号機の排気ラインは号機間共用なく、排気筒底部から排気筒頂部まで敷設しています。</p> <p>SGTS出口弁は、よう素除去用の活性炭を内蔵したSGTSのフィルタ装置の性能低下を防止するために常時閉弁にて運用しており、浜岡1,2号機ではFail-Openの空気作動弁を、浜岡4,5号機では圧縮空気が喪失した場合の誤動作を防止するため、Fail-As-Isの電動弁を採用しています。浜岡3号機では同目的の弁（電動弁）を排風機の上流にあるフィルタ装置と排風機の間設置しています。</p> <p>耐圧強化ベントラインの設置の際には、以上の既存のSGTS出口弁の設置状況を踏まえ、浜岡1,2号機ではSGTS出口弁の駆動源である圧縮空気が喪失した場合に隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定め、浜岡3号機では排風機の下流に逆流防止のためのFail-As-Isの電動弁を追設しました。</p> <p>耐圧強化ベントに係る設備については最高使用圧力の2倍（以下「2Pd」という。）まで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが確認できませんでした。具体的には、PCV本体について、当時は海外の研究結果や国内の検討結果（各型式の二次元弾塑性解析）を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。また、PCV隔離弁について、浜岡3,4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1,2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏えい防止ができることを確認していませんでした。</p> <p>当時の検討経緯に関する関連資料として、添付-1「AM設備の基本設計について（平成9年9月19日承認 社内検討文書）（抜粋）」及び添付-2「過酷事故対策/PCVバウンダリの健全性について（平成10年4月21日 社外打合せ資料）（抜粋）」を添付いたします。</p>	(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。	③	<p>AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントラインについては、SGTSへの逆流防止のため、SGTSフィルタ出口弁下流に接続することとし、当時、浜岡3号機については、SGTS出口側に弁がなかったことから、逆流防止のため電動弁の設置を実施しました（浜岡4号機については、既設電動弁あり）。</p> <p>一方、浜岡1,2号機のSGTS出口弁は、既存の設備としてFail/Openの空気作動弁となっていたため、駆動源である圧縮空気が喪失した場合は隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定めていましたが、複数号機が同時発災し、隣接号機の圧縮空気も喪失した場合には出口弁が開弁し得る設計となっていました。</p> <p>耐圧強化ベントに係る設備については2Pdまで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが確認できませんでした。具体的には、PCV本体について、当時は海外の研究結果や国内の検討結果（各型式の二次元弾塑性解析）を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。また、PCV隔離弁について、浜岡3,4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1,2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏えい防止ができることを確認していませんでした。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3) -1③ 関係	(ア)ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とすることは、BWR各社での共通認識であったか。	AM対策の整備にあたっては、既存設備を最大限活用して一層の安全性の向上を図るとの基本的な考えに基づき、耐圧強化ベントラインとしてSGTS配管を活用することはBWR各社の共通認識であったと考えています。 ただし、排気筒内における排出高さは、個別プラントのSGTSの設計に基づくものでした。	(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	FCVSは、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を経由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。 FCVS配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。 また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。 耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を経由して排気筒（頂部まで配管を敷設）を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用の際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。
(3) -2① 関係	(ア)1F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。	中間取りまとめに示されているように、ベント時にCsを含む大量のエアロゾルはベントガスとして排気筒頂部から全量が放出されるわけではなく排気筒内部に蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1F1,2号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと考えます。	(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	1F1,2号機共用排気筒については、線量と排気配管の構成から、排気筒下部の高い汚染の原因が明らかにされていることについて異なる見解はありません。
(3) -3③ 関係	(ア)「浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた」について、どのような評価・検討により「中間高さ」までにしたのか。	浜岡1,2号機の耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続しております。 浜岡1,2号機のSGTSの排気ラインの高さに係る根拠となる資料は確認できませんでした。排気筒に接続している建屋換気ダクトが万が一破損した場合でも、SGTSの排気ラインが排気筒内中間高さまで立ち上がっていれば、SGTSの排気を排気筒頂部から放出できるとした資料があり、排気ラインの高さの設定にあたって、このような想定を考慮していたことが考えられます。	(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ります。	③	耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続していました。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続されており、浜岡3~5号機は号機間共用なく、排気筒頂部まで敷設されたSGTS排気ラインに接続されています。 炉心損傷後においても、S/Cのスクラビングによる放射性物質の低減効果により大量の放射性物質の環境放出を回避することを期待していました。ただし、ベントガスの挙動、組成等に対する考慮はなされていませんでした。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	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）。 (イ)「エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定」について、どのような事象想定により、どの程度の放射エネルギーが付着することを想定しているのか。	(ア) 炉心損傷後に PCV からのベントガスを排気する系統である FCVS については、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン」に基づき、連続上り勾配の設計、閉止部におけるベントガスの流動評価、水平部の不燃限界長さの確認等によりベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。 (イ) 配管へのエアロゾル付着のメカニズムについては、重力沈降、乱流沈着、拡散沈着、慣性沈着等があります。ベント実施時の配管内の流速は速く、配管へのエアロゾル付着については、乱流沈着による付着（ベントガスの流速に依存）が支配的であると考えられます。PCV からベントフィルタまでの配管は同口径としており、ベントガス流速が顕著に変化する箇所はないことから、乱流沈着による付着に偏りはなく、エアロゾルは配管内面に一様に付着すると想定しています。 放射エネルギーについては、FCVS の設計条件であるエアロゾル移行量に対し、配管 100m あたり 10%が付着すると想定しています。	(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	FCVS は、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を経由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。 FCVS 配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。 また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。 耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS 系を経由して排気筒（頂部まで配管を敷設）を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高い FCVS を新たに設置したことから、FCVS のバックアップ設備として、炉心損傷前のみを使用する自主設備としました。
(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。	真空破壊弁が誤って開弁していたとすると、ドライウェル（以下「D/W」という。）中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じることとなります。 この場合、LOCA や原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）破損に伴って多量の水蒸気が発生すると、D/W の気相部圧力が上昇するとともに、S/C プール水による圧力抑制効果が低下していることから、真空破壊弁の機能が維持されている場合に比べて、S/C の気相部の圧力が上昇することが考えられます。また、S/C からのベントを実施したとしても D/W 内の Cs 等の粒子状放射性物質の S/C プール水による除去効果が低下することからベント時の粒子状放射性物質の放出量が増加することが考えられます。 なお、S/C プール水による除去効果に期待できない場合であっても、より大きな除去効果を持つ FCVS を介して放出することとなるため、放出量を低減することができる設計となっています。	(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。	③	FCVS は、ベントガスをベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出する設計としています。重大事故等対策に係る有効性評価においては、炉心損傷後に代替循環冷却系が使用できない場合、FCVS でベントを行うこととしており、W/W 側からベントするケースに加えて、D/W 側からベントするケースについても Cs 放出量が 100TBq を下回ることを確認しています。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) -1③ 関係	<p>(ア)オペレーションフロア以外のフロア（下階）の水素滞留対策をとるべきではないか。</p> <p>(イ)滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p> <p>(ウ)1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウェル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用（配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など）はどのように行われているのか。</p> <p>(エ)2001年11月に発生した浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断事故を踏まえて、どのような水素滞留対策を講じてきたのか。また、1F事故による水素爆発を踏まえて、上記の水素滞留対策をどのように見直したのか。</p>	<p>(ア) オペレーションフロア及び下層階の水素滞留対策は以下のとおりとしています。 SGTSの吸気口はオペレーションフロアに設置しています。SA時にD/W主フランジ及び下層階のPCVハッチ等から漏えいした水素は、空調ダクト、大物搬入口ハッチ等を経由してオペレーションフロアに導きSGTSにより排出することとしています。 オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所には水素濃度計を設置しており、各エリアの水素濃度の監視を行い、可燃限界未満（4vol%未満）に維持できないような異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p> <p>(イ) 水素を滞留させないためには、換気・希釈することが重要であり、PCVハッチ等の水素漏えいが考えられる場所に水素濃度計を設置し、FCVSによるPCVベント及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出へ移行するマネジメント対策を整備しています。 水素の挙動については継続的に知見を収集し、新たな知見が得られた場合には、対策への反映を検討していきます。</p> <p>(ウ) 浜岡3号機の原子炉ウェル排気ラインは、下部に2箇所、上部に18箇所あります。下部の2箇所は、原子炉建屋3階の排気ダクトに接続しています。排気ダクトは、壁を貫通した後、垂直に立ち上がり、そこに2つの空気作動ダンパを直列に設置しています。原子炉ウェル排気ラインは、通常運転時、原子炉ウェルを負圧に保ち、原子炉ウェルが乾燥した際に発生するクラッドが拡散することを防止するために設置しており、空気作動ダンパは開としていました。現在、当該排気ラインの閉止工事（閉止板設置）を予定しています。閉止板は、原子炉ウェルの排気口に溶接にて設置するため、水素の漏えい経路には該当しません。また、上部の18箇所は、原子炉ウェルシールドプラグのある位置にありましたが、既に排気ラインの集合部に閉止板を溶接にて設置しています。そのため、このラインも水素の漏えい経路には該当しません。</p> <p>浜岡4号機の原子炉ウェル排気ラインは、原子炉ウェル下部の2箇所のみであり、その構成は浜岡3号機と同様です。既に閉止板を溶接にて設置しているため、水素の漏えい経路には該当しません。</p> <p>浜岡5号機には、原子炉ウェル排気ラインは設置していません。</p> <p>(エ) 原因調査として、当該配管の非凝縮性ガスの蓄積のメカニズムを解明するため、実配管を模擬した蓄積試験を実施しており、配管頂部が閉塞している主蒸気を内包する配管における蓄積メカニズムを検証しています。この結果から、主蒸気を内包する配管のうち、非凝縮性ガスが蓄積する可能性のある配管を抽出し、配管勾配の変更や再結合器の設置等を実施しています。なお、着火のメカニズムについては、自己着火、蒸気による着火及び白金、ロジウム（以下「貴金属」という。）の影響を確認する試験を実施し、蒸気及び貴金属の触媒効果により着火に至った可能性があるかと推定しています。</p> <p>その後、弊社の配管破断事故を契機として、火力原子力発電技術協会（現 原子力安全推進協会）に非凝縮性ガス対応技術検討会が設置され、プラント配管設計又は設計変更の際に基準とするべき「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」等が発行されています。弊社は、このガイドラインの知見を取り入れ、RPVヘッドスプレイ配管の対策を講じてきています。</p> <p>SA時にPCVから水素を含むガスを排出するFCVSは、上記ガイドラインに基づき、ベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。</p> <p>1F事故による水素爆発を踏まえ、配管内の水素滞留対策に見直しすべき事項は見出せておりません。</p>	(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。	③	<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、水素を滞留させないようにすることが重要と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計（原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置）により監視します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満（4%未満）に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(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)水素以外の可燃性ガスに関する調査について、自社で実施することについてどのように考えるか。 (ウ)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、弊社プラントデータの提供等、協力をさせていただきます。 (イ) 水素以外の可燃性ガスの対策は水素対策同様、換気や発生の防止が重要と考えています。現状の建屋水素対策であるSGTSによる換気対策や水素検知によりPCVベント等に移行するマネジメント対策は水素以外の可燃性ガスにもある程度有効な対策となっていると考えています。 (ウ) 溶融炉心の発熱によりPCV内のケーブルから発生する可燃性ガスの種類及び量は、ケーブルの種類(使用材料、構造)によって異なると考えています。弊社で使用しているケーブルの仕様からどのような可燃性ガスが発生するか知見を拡充する必要があり、得られた知見を幅広く活用できるようメーカ、研究機関等と共同での実施を検討していきたくと考えています。	(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	1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があると考えます。(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、どのような検討が必要であると考えるか。また、どのような検討が実施可能か。	SRVの逃がし弁機能の不安定動作のうち、原因が不明である開信号解除の不成立について、本事象に係る新たな知見が得られた場合には、弊社SRVにおいて同原因で開信号解除の不成立発生の調査を実施し、必要に応じて対策を検討することが必要であると考えています。 今後の本事象に係る知見取得のために、弊社におけるSRVの設計情報について、提供させていただくことが可能です。	(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	SRV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)の原因が不明であるため、更なる調査が必要と考えます。(自社、他の電力会社)
(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。 (イ)「機能を発揮できなくなる」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「機能を発揮できなくなる」と「不安定動作が生じる可能性はない」は同じと考えているのか)。	(ア) SRVの窒素供給が断たれた場合、アキュムレータ内の窒素で全開動作を行うことになりませんが、繰り返し動作による窒素の消費に伴う圧力低下が生じることから、開弁する力と閉弁する力の関係から不安定動作が生じると考えられます。 このため、SRVの逃がし弁機能不安定動作が生じたことの原因の1つとして推定されている駆動源(窒素)の不足に対しては、窒素ガス供給設備の多重化等の対策を実施しております。 今後、SRV不安定動作に係る更なる安全性向上に資する知見が得られた場合には、必要に応じて設計に反映するよう検討を行っていきます。 (イ) 計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給を受ける重大事故等対処設備(計測機器を除く)について、継続的な動作要求のある機器を抽出した結果、SRV以外にはないと考えられます。 前回回答においては、SRV以外については、全交流動力電源喪失時に計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合においても、安全な状態となるFail-Safeの設計がなされていること等から、「SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。」と記載をしました。 一方、前回回答の「SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。」については、SRV以外の重大事故等対処設備において機能を維持した状態で不安定動作を生じる設備があると考えているわけではありませんが、1F事故の調査においてSRV以外の重大事故等対処設備における不安定動作等の新たな知見が確認された場合には、その対策について検討が必要と考えている旨を記載したものです。	(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。	③	SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。 SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(7) - 1 ② 関係	(ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であるか。	基準面器を使用している原子炉水位計、原子炉圧力計及び S/C 水位計は基準水面との差圧を水位又は圧力信号として出力しており、蒸発等により基準水面が変動すると指示値に影響を及ぼすことが考えられます。計器が正しい値を示していないことが疑われる場合は、他チャンネルの計器指示値等の関連パラメータを確認し、原子炉水位不明時にはその対応手順を定めています。計器指示値の変動への影響調査には、計器の測定原理、耐環境仕様、計器誤差及び 1F 事故時のプラント状況等の調査が必要と考えます。 なお、SA 対策に必要なパラメータは、想定される使用条件における耐環境性能を有しており、代替監視手段（代替パラメータによる推定、可搬型計測器による監視（温度、圧力、水位及び流量））を整備しています。	(7) - 1	SRV の安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA 条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。	②	1F における SRV 及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。（他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力）
(7) - 2 ① 関係	(ア)シビアアクシデント（以下「SA」という。）時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	事業者として、メーカー・研究機関とも協調して知見を集積していくべきと考えます。知見の集積にあたっては、全社共通的な設備に関するものは電力大での対応を検討する等、合理的に進められるよう連携を図りたいと考えています。	(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ります。	①	1F における SRV 及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えているため、異なる見解はありません。
(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。	重大事故等対処設備については、SA 環境下で機能喪失しない設計としていますが、実力値を把握することは有益な知見となるため、SA 時の機器の実力値を把握するための調査を行うことは有効と考えています。			②	1F における SRV 及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。（他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力）
(8) - 2 ③ 関係	(ア)自動減圧系を含めて、SA 時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破損防止等のためのインターロックが SA 時の操作に与える悪影響をどのように考えているか（SA 時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか）。	インターロックは、設備の異常に対する早期検知・対応、運転員の誤操作防止等、プラントの安全性・信頼性向上を目的として設置しています。これらは、設計想定事象の範囲内であれば有効に機能しますが、その範囲を超える事象にあっては、対応操作に悪影響（操作時間の遅延、操作不可）を与える可能性があります。 このため、設計面及び運用面において以下を考慮しています。  ・インターロックの除外（設計・運用面） 通常は所内電源系に接続されており、SA 時に所内電源設備から独立した電源で動作することを要求されている設備（低圧代替注水系及び格納容器代替スプレイ系の弁）は、緊急時電源使用時には、通常の制御回路とは別の制御回路に切り替えることにより、インターロックを除外できるように設計しています。 また、運用面では、運転員がインターロック不要な状況であることを警報等で確認のうえ、機器の破損防止等のインターロックをリセットもしくはジャンパー・リフトできるよう、手順書を整備することとしています。さらに、今後、誤動作等の通常の動作範囲を超えた事象とその影響度合いを整理し、対応方針を検討していきます。  ・電源喪失時の考慮（設計面） SA 時に操作する弁は、緊急時電源使用時においても中央制御室からの操作を基本としています。このうち、FCVS の隔離弁（電動弁）等については、二次格納施設外に設置した遠隔手動操作装置により、電源喪失時（弁作動信号喪失時）であっても現場で確実に操作ができる設計としています。	(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ります。	③	FCVS については、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントの RD は撤去することとしました。 ADS については、1F3 号機と比較して低圧 ECCS 吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで 120 秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADS が同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。
(8) - 3 ③ 関係	(ア)PCV からの水素漏えいによる PCV の減圧は、PCV の圧力上昇を緩和するため影響は小さいとのことであるが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	水素漏えいによる悪影響として、漏えいが継続した場合、水素爆発のおそれにより建屋近傍での可搬型設備が使用できなくなる等、SA 対策の実施を困難にする可能性があります。このため、PCV から原子炉建屋へ漏えいした水素への対策を整備します。（(5) - 1 ③関係(ア)への回答参照）	(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ります。	③	重大事故等対策に係る有効性評価においては、TQUV（RPV 破損）ケースも含めて、燃料被覆管等の反応に伴って発生する水素による加圧を考慮しています。 漏えいが生じると PCV 圧力上昇が緩和されることから、PCV の減圧のふるまいについては、対策の有効性を確認する事故シーケンスに影響を与えるものではないと考えます。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）			【参考】「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）			
番号	事項	回答	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) -1① 関係	(ア)成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。 (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) 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、東京電力の福島原子力事故調査報告書に記載がある通り、空気ボンベや仮設コンプレッサーによるベント弁の駆動用空気圧の維持や、小型発電機による空気供給ラインの電磁弁の励磁の維持が難しかったことが考えられます。 (イ) 1F3号機における減圧挙動から、成功した2回以外はベント成功と判断できるベント操作はないと考えます。	(9) -1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
(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。	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、1F4号機では当時全交流動力電源の喪失に伴いSGTSが停止しており、原子炉建屋内の気体が外部に排出されなかったことが考えられます。	(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	1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。
(9) -3③ 関係	(ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか（どちらの対策を優先させるべきと考えるか）。	原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満（4%未満）に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合、炉心が損傷し、PCVの損傷に至った可能性のある状況と想定します。このような場合にも、損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策を実施する必要があると考えます。 原子炉建屋の水素滞留対策と損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策については、これらと比較してどちらが優先ということではなく、現場作業員の安全を優先に考えつつ、予め定めた兆候ベースの手順に従い対応するものと考えます。異常な兆候が見られた場合についてもPCVのパラメータ（温度、圧力、水素・酸素濃度等）、原子炉建屋水素濃度等を継続的に監視し、現場の状況に応じた判断を段階的に実施し、水素滞留対策を含めたSA対策を実施することになると考えています。 このため、複雑なプラント状態を関連パラメータから判断できる情報収集力と判断力を備えられるよう努めてまいります。	(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	浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。 PCVから原子炉建屋への水素の漏えいについては、原子炉建屋オペフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。 水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。

表1 浜岡1～5号機のAM対策の抽出結果

項目	想定したアクシデント (事故シナリオ又は格納容器破損モード)	アクシデントに対する対策	具体的な対策 (AM対策)	対象号機				
				1号	2号	3号	4号	5号
炉心健全性の維持	高圧注水・減圧失敗	原子炉への注水機能	・原子炉減圧の自動化	○	○	○	○	※2
	電源喪失	安全機能のサポート機能	・電源の融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧	○	○	○	○	○
	LOCA時の注水失敗	原子炉への注水機能	・補給水系、消火系ポンプによる代替注水	○	○	※3	※3	○
	高圧・低圧注水失敗	原子炉への注水機能	(「LOCA時の注水失敗」と同じ)	○	○	○	○	○
	未臨界確保失敗	原子炉停止機能	・再循環ポンプトリップ(RPT) ・代替制御棒挿入(ARI)	○	○	○	○	※4
	崩壊熱除去失敗	格納容器からの除熱機能	・ドライウェルクーラー※1、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・余熱除去系の復旧 ・耐圧強化ベント	○	○	○	○	○
格納容器健全性の維持	貫通部過温	格納容器への注水機能	(「LOCA時の注水失敗」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	(「電源喪失」と同じ)	○	○	○	○	○
	水蒸気(崩壊熱)による過圧	格納容器からの除熱機能	(「崩壊熱除去失敗」と同じ)	○	○	○	○	○
	溶融物接触	格納容器への注水機能	(「LOCA時の注水失敗」と同じ)	○	○	※5	※5	※5
	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止機能	(「未臨界確保失敗」と同じ)	○	○	○	○	○

- ※1：浜岡 1～4 号機の名称。浜岡 5 号機の名称はドライウエル内ガス冷却系。
- ※2：浜岡 5 号機では高圧注水系を 3 系統設けているため、AM 対策として自動減圧ロジックを追加していない。
- ※3：PRA の実施結果より、浜岡 3,4 号機では「LOCA 時の注水失敗」は事故シーケンスとして抽出されていない。
- ※4：浜岡 5 号機では基本設計段階で代替反応度制御を採用している。
- ※5：格納容器の構造上、浜岡 3～5 号機では「溶融物接触」は事故シーケンスとして抽出されない。

表 2 既存の安全機能への影響確認 (浜岡 1~4 号機)

設計上配慮すべき項目	代替反応度制御 (RPT)	代替反応度制御 (ARI)	原子炉減圧の自動化	代替注水	耐圧強化ベント	400V 電源の接続プラン	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	—	—	—	—	○	—	耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け、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へ流出す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、既設原子炉停止 (原子炉スクラム) 系と分離する設計とした。代替反応度制御で新設した電磁弁等の位置、構成は、原子炉停止 (原子炉スクラム) 系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、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余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、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余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、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余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、補給水系と消火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、又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

表3 既存の安全機能への影響確認（浜岡5号機）

設計上配慮すべき項目	代替注水	耐圧強化システム	融通 460V電源 から6.9kV 隣接プラント	対応方法
1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと	○	○	○	安全機能を有する設備とアクシデントマネジメント策として設置する設備との間では、機能的隔離、物理的分離をして、安全機能に影響を与えない設計とする。
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	—	○	—	下部ドライウェル注水ラインには隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同じ設計とする。 耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け、隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同じ設計とする。 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流出するのを防止するためのバックアップとする。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する。
4. 安全機能を阻害しないこと				
(1)安全保護系	—	—	—	(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)
(2)原子炉停止系	—	—	—	同上
(3)a. 非常用炉心冷却系	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とする。
(3)b. 残留熱を除去する系統	○	—	—	同上
(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、余熱除去系と補給水系の接続部配管には隔離弁を設け、余熱除去系から隔離弁までを余熱除去系と同じ設計とする。 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する。
(4)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電源系と同等の設計とする。
(5)その他	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより、相互に影響を与えない設計とする。
5. 安全評価上影響を及ぼさないこと	○	○	○	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すること及びアクシデントマネジメントに係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、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、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

## 格納容器からの除熱機能強化（格納容器ベント）

本機能強化は、

- ①原子炉からの崩壊熱の除去に最終的に失敗した場合に、PCVの圧力が徐々に上昇して加圧破損するのを防止するために、PCVのベントができるようにする（フェーズIベント）
  - ②炉心損傷後、PCVに注水して損傷炉心を冷却する際、発生する蒸気によってPCVが過圧破損するのを防止するためにPCVのベントができるようにする（フェーズIIベント）
- ことを目的とする。

## 1. 格納容器からの除熱機能個別の基本的要求事項

（第41回設計評価検討会にて審議済み）

- (1) ベント実施圧力は、Pd（格納容器最高使用圧力：4.35kg/cm<sup>2</sup>g）から2Pdの間で状況に応じてベントが可能であること。
- (2) ベント容量は、格納容器最高使用圧力において、定格出力の1%に相当する崩壊熱が除去できること。
- (3) 設計圧力、設計温度は、2Pd及びこの圧力に対応した飽和温度までの実用上の耐性があること。
- (4) ベント流量が調整できること。
- (5) ベント不要時の隔離ができること。
- (6) 中央制御室で手動操作できること。
- (7) ベントガスの線量測定ができること。

## 2. 設備設計要件

- (1) 上記「1. 格納容器からの除熱機能個別の基本的要求事項」に直接対応する設計要件ア. ベント実施圧力

Pdから2Pdまでの間で状況に応じてベントを実施できるように、ベントラインにおける電動弁及びラプチャーディスクもPdから2Pdまでの間でその必要機能を果たすことができる設計とする。

## イ. ベント容量

除去する崩壊熱量は定格出力の1%、原子炉格納容器内圧は最高使用圧力（4.35kg/cm<sup>2</sup>g）として、以下の容量をベント可能な設計とする。

号機	1	2	3	4
必要ベント容量	2.4 t/h	3.6 t/h	4.8 t/h	4.8 t/h
口径				

ウ. 設計圧力/設計温度

ベント開始圧力 (2 Pd) まで機能を担保する必要があるため、設計圧力は 2 Pd (8.7kg/cm<sup>2</sup>g)、設計温度は 2 Pd に対応した飽和温度 (178℃) とする。

エ. ベント流量調整

格納容器ベントラインにおける電動の流量調整弁により、流量調整ができる設計とする。

オ. ベント不要時の隔離

ベント不要時に隔離できるように、ベントラインに隔離弁及びその下流にラプチャーディスクを設置する。

カ. 操作場所

中央制御室の遠隔操作盤により、弁の手動操作及びその動作状況の把握が可能であること。

キ. ベントガス放射線の測定

ベントガスの線量測定が可能な設計とする。

(2) その他の設計要件

ア. 電源

本設備に使用する機器の電源は、非常用電源とする。

イ. AO弁の作動源

補機冷却系喪失によるIA系喪失時に、ベントライン上のAC系隔離弁(AO弁)の不動作を回避できること。IA系喪失時にAO弁の作動が必要になった場合は、IAラインを利用し、隣接プラントからIAの供給を受けるものとする。

ウ. 系統構成 (添付資料(1) 参照)

- ・SGTSフィルタバイパスライン(耐圧強化ベントライン)をAC系第1隔離弁下流からSGTSフィルタ出口弁下流に設置する。
- ・SGTSフィルタバイパスラインには、ベント流量の調整が可能な電動玉型弁(隔離弁)を配置する。なお、設計基準事故時に格納容器の気体が、万一SGTSをバイパスして大気中に放出されることがないように、第二隔離弁の下流側にラプチャーディスクを設置する。
- ・3号機については、SGTS出口側に弁が無いことから、ベント実施時のSGTSへの逆流防止のため電動弁を設置する。

エ. 耐震設計

原則として耐震Cクラスとする。ただし、配管系および弁は流量調整用隔離弁までを既存のAC系、それ以降をSGTS系に合わせる。

### 3. 追加する設備

- (1) サプレッションプールから主排気筒までのSGTSバイパス配管、弁及びラプチャーディスク
- (2) SGTSフィルタトレインの出口弁（3号のみ）

### 4. 既設安全機能への影響

#### (1) SGTSフィルタバイパスライン（耐圧強化ベント配管）

AC系第一隔離弁と第二隔離弁の間に耐圧強化ベント配管のサクションをつなぎ込むため、新たに格納容器バウンダリが必要になることから、常時閉の電動隔離弁を配置する。なお、本弁は設計基準事故時にも使用しないことから、誤開防止のためにAM盤にて閉キーロックする。

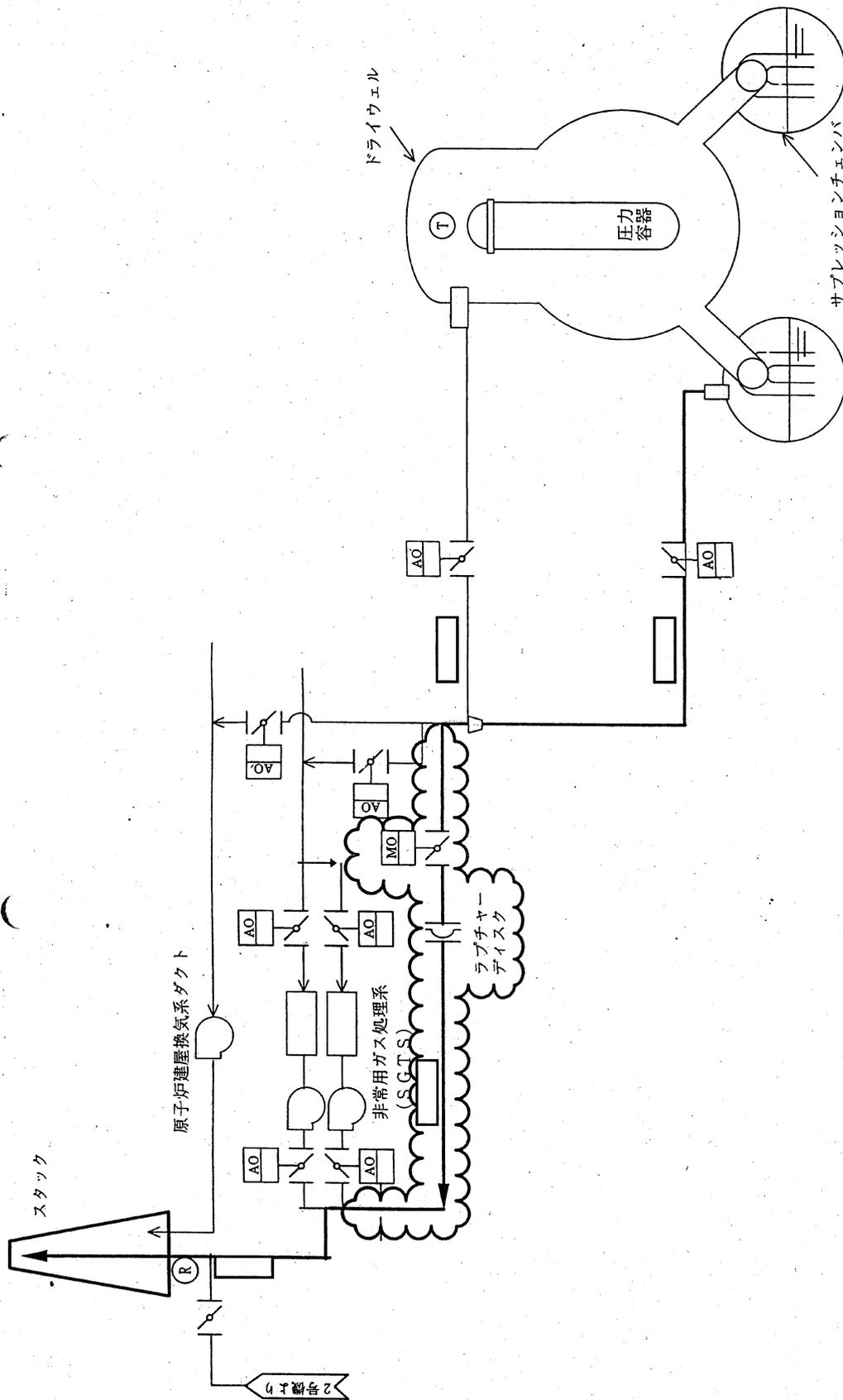
#### (2) ベント実施時のSGTSへの逆流防止

3号機については、SGTS出口側に弁が無いことから、ベント実施時のSGTSへの逆流防止のため電動弁を設置する。

### 5. 添付資料

#### (1) 系統構成

以 上

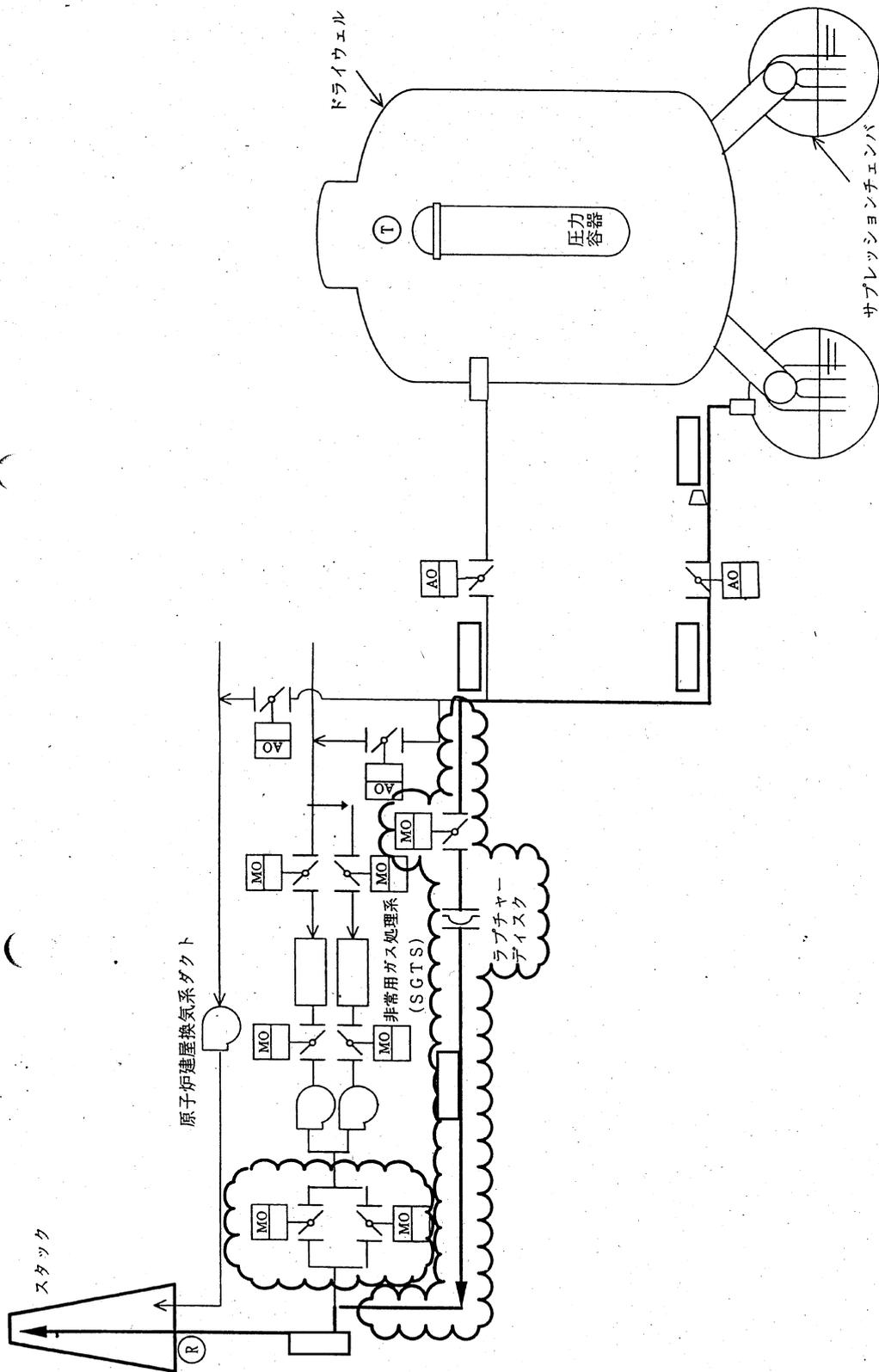


H-1 耐圧強化ベント設備

- 1 1 -

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので  
公開することはできません。





H-3 耐圧強化ベント設備

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

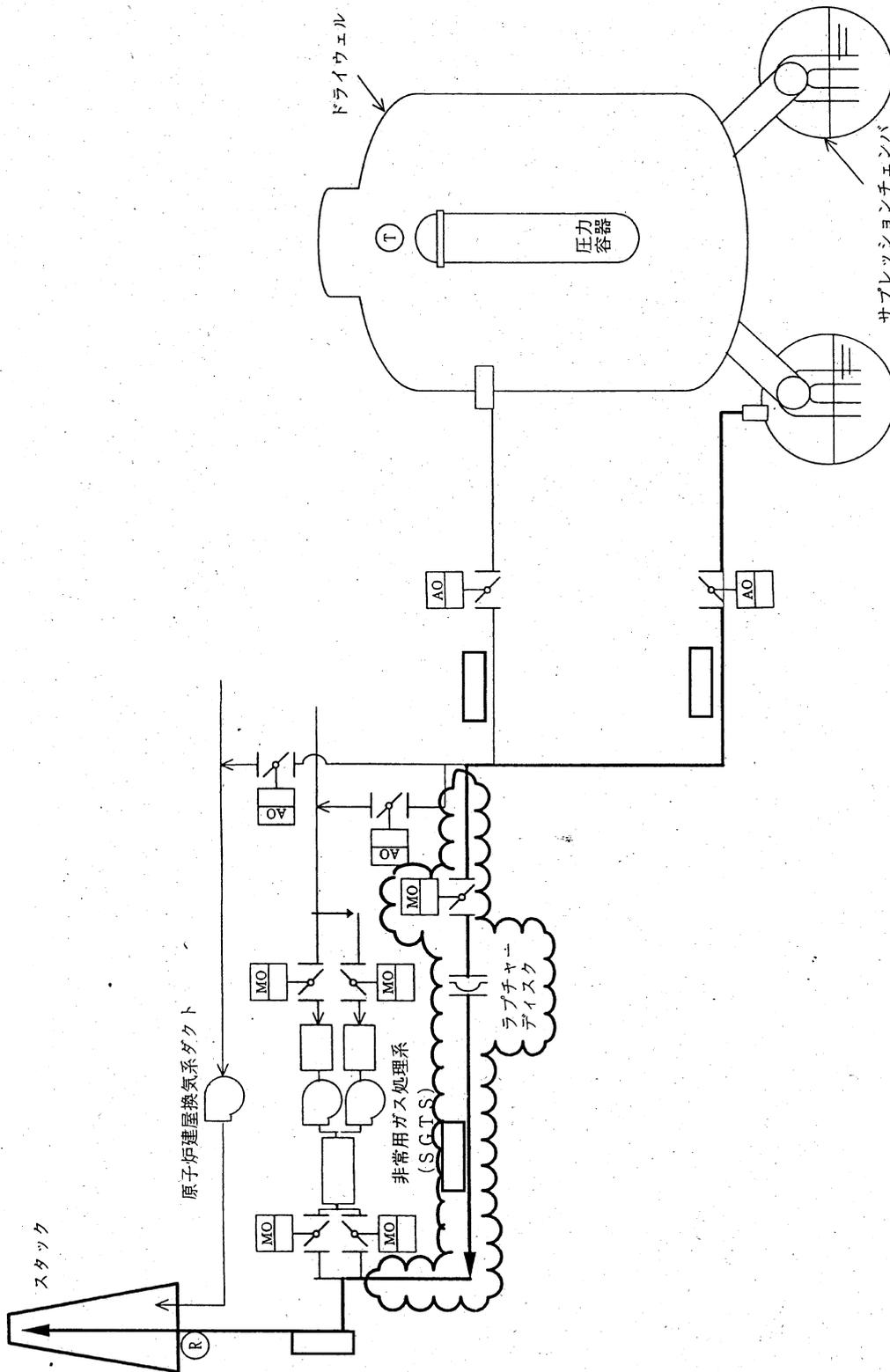


図-4 耐圧強化ベント設備

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

過酷事故対策/PCVバウンダリの健全性について  
(平成10年4月21日 社外打合せ資料) (抜粋)

H10-4-21

過酷事故対策/PCVバウンダリの健全性について

1. はじめに

過酷事故時のマネジメント及び対策については、平成4年の原子力安全委員会見解を受けて、各電力殿が自主的に検討・整備していく事となっています。

これを踏まえて、中電殿委託により個別安全評価(IPE)を行い、アクシデントマネジメントガイドライン(AMG)のプロトタイプの整備と過酷事故対策のための追加設備検討を行いました。

PCVベント設備については、過圧破損前にベント開始する事でPCVの健全性を確保する目的で追加設置する事となっていますが、AMGの観点からは、

- ・基本的に除熱系が復旧すればPCVベントの必要がなくなる事から、PCVベントまでの時間を可能な限り長くし除熱系復旧の為の時間を十分確保する。
- ・放射能(希ガス)の減衰を図り、万一のベントの際にも周辺環境への被爆量を極力低減する。

事が望ましく考えます。

一方、既設プラントでPCVバウンダリを構成する機器の一部は、AMGで期待されている耐圧性を十分満たせない可能性がある事が分かり、一部既設設備の改造も視野に入れた検討が必要と考えます。

本書は、現状の説明と今後の方針を御協議頂くため作成したものです。

2. 現状

2.1 個別安全評価(IPE)での原子炉格納容器耐性の扱い

IPEでは、国内外での知見をもとに原子炉格納容器の耐性として、「最高使用圧力の2倍程度の耐力を有するものと推定される」と結論づけている。(添付資料(1))

又、プラント個別に原子炉格納容器内雰囲気的事象解析を行い、PCVベントが必要となるのは事故後かなりの時間の経過後であって、十分なアクシデントマネジメントが可能であるとしている。(添付資料(2),(3))

但し、原子炉格納容器の耐性は、プラント個別に評価・設定したのではなく、そ

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので  
公開することはできません。

の当時の知見をもとに目安として定めたものである。

## 2. 2 耐圧ベント設備追設工事内容

- 1) ベントライン（SGTSバイパスライン）設置
- 2) ベントライン上の電動弁及び通常時のリークタイト確保のためのラプチャディスク設置
- 3) ベントガスと接する既設設備の改造
- 4) 上記ベント作業を行うための計測制御設備

## 2. 3 設備上の課題

過酷事故条件下での耐圧ベント設備に関連する既設設備の耐性上の課題を、現知見より纏めた。（尚、設計条件を越える検討である事から機器設計上の担保事項ではない。）

- ・PCV本体：既往の研究では代表的な格納容器型式についての概略評価結果として約2Pdの耐性があることが推測されている。しかしながら、個別のプラントでは、構造形状等の相違から上記耐性を下廻る部位が発生する可能性も考えられる。よって、個別プラント評価を実施する必要があると考えられる。
- ・PCV隔離弁：H-3以降のプラントでは実力上2Pd以上の耐性を有していると考えられるが、H-1/2AC系の隔離弁はシール部の構造がH-3と相違しており、耐性が十分でないものと考えられる。（添付資料(4)参照）
- ・電気ベネ：最新のモジュールタイプでは2Pd程度の実力上の耐圧性を確認している（NUPECにて）が、運転プラントの一部には耐性を評価する上でデータが十分でない電気ベネがある。（尚、シール材には樹脂を使用している事から、熱劣化等評価上の課題も残る。）

尚、耐性上問題となる可能性のある個所の絞り込みについては、PCVパウンダリ図のチェックを行う事で実施した。（添付資料5 参照）

## 中部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(中部電力株式会社)】

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6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><b>【水素濃度】</b> 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>					無	1F34号機の原子炉建屋の内部の損傷状況などから、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によって生じた圧力による可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
					否	原子炉建屋の破損の主要因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。
<p><b>【水素滞留】</b> 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>比重の関係で水素が上昇していくということは、直感的には分かりやすいが、その上で、上層階が上がっていくというよりは、水素の発生する付近で水素が滞留、拡散すること、他のフロアに行く前に、今、出た部分に対しての拡散があるのではないか。</p> <p>局所にたまった場合にダクトなどに詰まって、止まるようなことについては、どこまで確認したのか。</p> <p>滞留しないように動かしている、ドライブしているものは一体何か、格納容器から押し出されてくる気流が、圧の変化、温度、水蒸気の分布などいくつか考えられる。重要なポイントは何かと考えるか。</p> <p>建屋の中に滞留しないということが、どういうメカニズムで、どこまで言えるのか。</p> <p>水素はそこそこの間に均一化すると、多くの人が信じてきた、それから、計算はそうなるが、それは実際に観察されていることと合うのか。</p> <p>建屋にどれぐらいの水素が残る懸念があるのかということについて、議論したことはあるのか。</p> <p>格納容器の漏えい率の設定については、通常の建屋の設計漏えい率をはるかに上まわる数値となっており、相当健全なシール状態に少し掛け率をかけた程度の感じとなっている。有効性評価よりも厳しいというのは分かるがちょっとした穴があくとその数値では収まらないのではないか。</p>	<p>(ア) オペレーションフロア及び下層階の水素滞留対策は以下のとおりとしています。 SGTSの吸気口はオペレーションフロアに設置しています。SA時にD/W主フランジ及び下層階のPCVハッチ等から漏えいした水素は、空調ダクト、大物搬入口ハッチ等を経由してオペレーションフロアに連きSGTSにより排出することとしています。</p> <p>オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所には水素濃度計を設置しており、各エリアの水素濃度の監視を行い、可燃限界未満(4vol%未満)に維持できないような異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p> <p>(イ) 水素を滞留させないためには、換気・希釈することが重要であり、PCVハッチ等の水素漏えいが考えられる場所に水素濃度計を設置し、FCVSによるPCVベント及び原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出へ移行するマネジメント対策を整備しています。</p> <p>水素の挙動については継続的に知見を収集し、新たな知見が得られた場合には、対策への反映を検討していきます。</p> <p>(5) - 1 関係 (ア) オペレーションフロア以外のフロア(下階)の水素滞留対策をとるべきではないか。</p> <p>(イ) 滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p> <p>(ウ) 1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウエル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。</p> <p>(エ) 2001年11月に発生した浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断事故を踏まえて、どのような水素滞留対策を講じてきたのか、また、1F事故による水素爆発を踏まえて、上記の水素滞留対策をどのように見直したのか。</p> <p>(エ) 原因調査として、当該配管の非凝縮性ガスの蓄積のメカニズムを解明するため、<b>実配管を模擬した蓄積試験を実施</b>しており、配管頂部が閉塞している主蒸気を内包する配管における蓄積メカニズムを検証しています。この結果から、主蒸気を内包する配管のうち、非凝縮性ガスが蓄積する可能性のある配管を抽出し、配管勾配の変更や再結合器の設置等を実施しています。なお、<b>着火のメカニズムについては、自己着火、蒸気による着火及び白金、ロソウム以下「貴金属」という、の影響を確認する試験を実施し、蒸気及び貴金属の触媒効果により着火に至った可能性があると推定されています。</b></p> <p>その後、弊社の配管破断事故を契機として、火力原子力発電技術協会(現 原子力安全推進協会)に非凝縮性ガス対応技術検討会が設置され、プラント配管設計又は設計変更の際に基準とするべき「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン」等が発行されています。弊社は、このガイドラインの知見を取り入れ、RPVヘッドスプレイ配管の対策を講じてきています。</p> <p>SA時にPCVから水素を含むガスを排出するFCVSは、上記ガイドラインに基づき、ベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。 <b>1F事故による水素爆発を踏まえ、配管内の水素滞留対策に見直しすべき事項は見出せておりません。</b></p>	<p>(ウ) 浜岡3号機の原子炉ウエル排気ラインは、下部に2箇所、上部に18箇所あります。下部の2箇所は、原子炉建屋3階の排気ダクトに接続しています。排気ダクトは、壁を貫通した後、垂直に立ち上がり、そこに2つの空気作動ダンパを直列に設置しています。<b>原子炉ウエル排気ラインは、通常運転時、原子炉ウエルを負圧に保ち、原子炉ウエルが乾燥した際に発生するクラッドが拡散することを防止するために設置</b>しており、空気作動ダンパは開とじていました。<b>現在、当該排気ラインの閉止工率(閉止板設置)を予定しています。</b>閉止板は、原子炉ウエルの排気口に溶接にて設置するため、水素の漏えい経路には該当しません。また、<b>上部の18箇所は、原子炉ウエルシールドプラグのある位置にありましたが、既に排気ラインの集合部に閉止板を溶接にて設置しています。</b>そのため、このラインも水素の漏えい経路には該当しません。</p> <p>浜岡4号機の原子炉ウエル排気ラインは、原子炉ウエル下部の2箇所のみであり、その構成は浜岡3号機と同様です。既に閉止板を溶接にて設置しているため、水素の漏えい経路には該当しません。 <b>浜岡6号機には、原子炉ウエル排気ラインは設置していません。</b></p>	(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。	<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、<b>水素を滞留させないようにすることが重要</b>と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、<b>SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計(原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置)により監視</b>します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および<b>原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備</b>することとしています。</p>	
						該当無し
<p><b>【可燃性ガス】</b> 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あ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>ドライブルの中にどういった有機系の物質が、どれぐらいあるかというのは、まず、先行的に調べられるのではないか。</p>	<p>(5) - 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。</p> <p>(イ) 水素以外の可燃性ガスに関する調査について、自社で実施することについてどのように考えるか。</p> <p>(ウ) 可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。</p>	<p>(ア) 調査にあたっては、弊社プラントデータの提供等、協力をさせていただきます。</p> <p>(イ) 水素以外の可燃性ガスの対策は水素対策同様、換気や発生防止が重要と考えています。<b>現状の建屋水素対策であるSGTSによる換気対策や水素検知によりPCVベント等に移行するマネジメント対策は水素以外の可燃性ガスにもある程度有効な対策となっていると考えています。</b></p> <p>溶融炉心の発熱によりPCV内のケーブルから発生する可燃性ガスの種類及び量は、ケーブルの種類(使用材料、構造)によって異なると考えています。<b>弊社で使用しているケーブルの仕様からどのような可燃性ガスが発生するか知見を拡充する必要</b>があり、得られた知見を幅広く活用できるようなメーカ、研究機関等と共同での実施を検討していきたいと考えています。</p> <p>(ウ) <b>ケーブル燃焼試験の結果から、架橋ポリエチレン等のケーブル材料から可燃性の炭化水素ガスが発生することが分かっています。</b>溶融炉心によりケーブルが加熱された場合は、ケーブル燃焼時と同様に可燃性ガスが生じる可能性があると考えられますが、<b>発生するガスの種類や量等に関する知見は現状では有していません。</b></p>	(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆発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>1F3号機の水素爆発時の超画像処理映像から、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。</p> <p>1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があります。(原子力規制庁の調査に協力)</p>	
						該当無し

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6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)-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、東京電力の福島原子力事故調査報告書に記載がある通り、空気ポンプや仮設コンプレッサーによるベント弁の駆動用空気圧の維持や、小型発電機による空気供給ラインの電磁弁の動磁の維持が難しかったことが考えられます。 (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)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、東京電力の福島原子力事故調査報告書に記載がある通り、空気ポンプや仮設コンプレッサーによるベント弁の駆動用空気圧の維持や、小型発電機による空気供給ラインの電磁弁の動磁の維持が難しかったことが考えられます。 (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ないと考えます。 1F3号機における減圧挙動から、成功した2回以外はベント成功と判断できるベント操作はないと考えます。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	無 1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
				否	ベント成功回数が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
					1-(1)と同じ。
					該当無し
【BWRにおける建屋の水素爆発】 BWR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ことができない、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。  どれくらい水素が、もしかしたらたまるかもしれないという懸念を持ちながら対策を、あるいは事前の予防策みたいなものを講じなきゃいけないのかということが議論のポイントであると思っている。  これが駄目なら次、これが駄目なら次ではなく、同時並行で起きていることがあることによって、次に進めないということもある。  水素の存在をかなり完全に否定する状態になるまでとその後とは、取れる措置のパターンが違うかというのが一つの論点ではないか。  元々DBA、設計で想定した事故を対象に設計されていたが、TMIの頃くらいから、それを越えた事故が生じ得るという知見が出てきて、設計で対処するだけではなく、使える機器は使って、マネジメントをするという発想があった。ただし、機器だけ置いておいて勝手に使えればいいというわけではなく、どのように使うかというマネジメントをあらかじめ考えておくという準備がされてきていた。今回の事故を受けて、さらにアクシデントマネジメントが発展し、シビアアクシデントマネジメントのようなものが用意されてきているのではないかと思うが、その中でどういう思想でアプローチしていくかという考えが整理されているのであれば、それを共有していただきたい。  炉心損傷を回避するまでの対策はそこまでのパスがいろいろあり当然取るが、非常に状況が悪化したとき、本当に原子炉の状態が悪くなったときには、炉心が溶けてしまうため、結果は似ていて、炉心が損傷すれば当然、ガス、水素も出るし、水素は必然的に漏れてしまう。そうすると、そういう非常に特殊な条件下では、どういふふうに状況をマネージするかというのは、普通の考え方とはやはり違ってくる。規制当局も事業者も皆で対話をしながら、議論を深めておかないと、いざというときにゼロから考えようとしても全然できないし、しかもこれは非常に特殊な状態だということをよく分かった上で、だけど備えなくてはならない。それを怠ったのが当時の事故であったと思う。この辺の状態はやはり非常に不確実性の高いエリアであり、水素が確実になくなっていると言えるかどうかは誰にも言えない。その可能性があるときにどうするかとかというのを、それぞれ幾つかの論点フェーズに分けて議論を深めていく必要がある。  【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。  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。  SGTSなどが作動した場合に、どれくらい水素が移動してくれるのか、どれほど動くのかというのは、具体的にこれまで検討されているのか。  それなりに水素を動かすことができるんだということから始めるのは、頭の体操の範囲としては狭過ぎではないか。	(9)-2 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。 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、1F4号機では当時全交流動力電源の喪失に伴いSGTSが停止しており、原子炉建屋内の気体が外部に排出されなかったことが考えられます。	(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。	無 1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。	
				否	1F4号機の水素爆発までの時系列が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
					浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。 PCVから原子炉建屋への水素の漏れについては、原子炉建屋オベフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。 水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。
					該当無し
【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。  【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きている。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どこにあるのか探るといのはもっと前向きになってほしいのではないかと。  【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、そのために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れ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)-3 関係 (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えるか)。 原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏れいの兆候が見られる場合、炉心が損傷し、PCVの損傷に至った可能性のある状況と想定します。このような場合にも、損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策を実施する必要があると考えます。 原子炉建屋内の水素滞留対策と損傷炉心冷却やPCV除熱といったSA対策については、これらを比較してどちらが優先ということではなく、現場作業員の安全を優先に考えつつ、予め定められた兆候ベースの手順に従って対応するものと考えます。異常な兆候が見られた場合についてはPCVのパラメータ(温度、圧力、水素・酸素濃度等)、原子炉建屋水素濃度等を継続的に監視し、現場の状況に応じた判断を段階的に実施し、水素滞留対策を含めたSA対策を実施することになると考えています。 このため、複雑なプラント状態を関連パラメータから判断できる情報収集力と判断力を備えられるよう努めてまいります。	(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ります。	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する必要があるとの見解について異なる見解はありません。	
				否	水素爆発が発生した際の建屋及び建屋周辺への影響は明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
					(9)-2に記載。
					該当無し

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6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><b>【ラプチャーディスクの設計圧力】</b> 特に議論なし</p>			<p>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>	無	<p>福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)3号機のRD付近の線量率と1F2号機のRD付近の線量率の比較から、ベントは成功しなかったとの見解について異なる見解はありません。なお、東京電力における過去の調査結果から、サブレッションチェンバ(以下「S/C」という。)の圧力がRDの作動圧力に達していないことが確認されています。</p>	
					否	<p>1F2号機のRDが作動しなかったことは明らかであるため、更なる調査は不要と考えます。</p>	
			(1) - 1	<p>AM対策((2) - 1の定義と同じ)の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内的事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントについては、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにするため、PCV最高使用圧力(1Pd)以上の圧力で実施するように、RDはPCVの1Pdで作動する設計としていました(RDの作動圧力については、破裂試験により確認していました。)</p> <p>フィルタベント系(以下「FCVS」という。)のRDについては、柔軟な対応が可能となるよう、FCVSの設計当初から想定される排気圧力と比較して十分に低い圧力で作動するRDを設置しています。なお、RDの設置にあたっては、破裂試験等を行い、作動圧力の確認を実施することとしています。</p> <p>耐圧強化ベントは、信頼性が高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。また、RDは撤去し、弁の操作により炉心損傷前のベントが実施できるような系統構成に変更しています。</p> <p>AM対策においては、耐圧強化ベントについて、原子炉注水に成功しているもののPCVからの除熱に失敗しているTWシーグンス(崩壊熱除去機能喪失)に主眼をおき、窒素ガスや電磁弁の電源が維持されている状態を想定して設計を行っており、それらが維持できない場合は、PCV圧力が1Pdの圧力において一定期間はSRV((6) - 1の定義と同じ)は開保持されると評価されるもののSRVの開保持ができなくなる可能性があります。</p> <p>1F事故においては、PCV圧力が上昇したことにより、SRVの開保持機能が維持できず、RPVやPCVへの代替注水が障害された可能性があると考えます。</p> <p>原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。 ( (6) - 1 参照 )</p>			
						該当無し	
	<p><b>【二次格納容器】</b> 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。</p> <p>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>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ろうと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏れいってしまう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>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レッション・プールで補ってはいれるものの、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。</p> <p>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。</p> <p>二次格納の目的というのやっぱりPCVが運転中に漏れした場合にも、ここは二次格納として必要なのかということ、漏れてしまったら、その閉じ込め方はSGTSが担保するんだよというふうに読むものなのか。</p> <p>SGTSが止まってしまうと、機能として二次格納自身の本当の能力というのはなかなか発揮できないということにもつながる。</p> <p>二次格納容器、言葉がそういうふう書いてありますが、一定のところまではそういう格納容器的な機能を期待しているんだけれども、一定以上になったら、そうじゃないものとして運用しないと、むしろ危なくなっちゃうというふうなこともあるので、そういうことをしっかりデザインのと時から、あるいは運用のことから、実際の機能はどうなっているかということも含めて整理をしないといけない。</p> <p>二次格納容器の役割については、事故時に放射性物質の放出を抑制するという機能を設けることという規制要求はどの国にもあると思うが、この圧力抑制型の一次格納容器と原子炉建屋という組合せで格納容器の機能を果たすとしたのは、BWRの設計の選択であったのではないかと。</p> <p>BWRでは原子炉建屋が大きくて、中にいろいろな補機が置いてあり、アクシデントマネジメントを考えると、例えば故障した機器の復旧に行くとか、あるいはモパイルの機器を接続に行くとか、いろいろなマネジメントが考えられるが、その対象となる補機がこの建屋の中にあるというのが今の状況かと思うが、そこについてはいかがか。</p>				無	<p>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の見解について異なる見解はありません。</p>	
					否	<p>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ことを確認する上で、更なる調査は不要と考えます。</p>	
		(1) - 2	<p>(ア) アクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)((2)及び(3)関係の定義と同じ)の設計・施工にあたっては、当時は現状で十分な安全性を念には念を入れてさらに向上させるとの認識のもと、<u>既存の設備を最大限活用することを基本方針</u>として、内的事象確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)等によって得られた知見を踏まえて整備していました。</p> <p>耐圧強化ベントについては、<u>PCVの機能・隔離設計を阻害しないように</u>するため、PCV最高使用圧力以上の圧力で作動するように、ラプチャーディスク(以下「RD」という。) はPCVの最高使用圧力で作動する設計としていましたが、福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)事故においては、耐圧強化ベントを有効に機能させることができませんでした。</p> <p>このため、フィルタベント系(以下「FCVS」という。)については柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去した旨を回答しました。</p> <p>(イ) SA対策に係る有効性評価においてPCVの過圧の要因として、水蒸気だけでなく<u>ジルコニウム-水反応により発生する水素、PCV内構造物の亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスを考慮しても、PCV過圧破損を防止できることを確認しています。</u></p> <p>(ウ) PCV破損防止対策の目的は、<u>PCV内の様々な状況に対して圧力・温度上昇を抑制することでPCVの健全性を担保し、大量の放射性物質の放出を防止すること</u>と考えています。</p> <p>具体的には、<u>播種炉心に継続的に注水することでPCV内が過熱状態になることを防止し、格納容器冷却により発生する大量の蒸気による圧力上昇を管理することでPCV内の圧力・温度を抑制すること</u>としています。その後、代替循環冷却系によるPCV/バウンダリを維持した除熱やFCVSによる除熱を実施することで、PCVの破損を防止することとしています。</p>	(1) - 2	<p>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ります。</p>	<p>AM対策として整備した耐圧強化ベントは、PCVの機能・隔離設計を阻害しないようにしていましたが、FCVSについては柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。</p> <p>なお、<u>PCV/バウンダリを維持したままPCV内の圧力及び温度を低下させることが可能な代替循環冷却系を整備し、FCVSに優先して使用すること</u>としています。</p>	
					該当無し		

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答 (2021年9月6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。	無	ベントラインの系統構成完了時間とPCV圧力の挙動から、系統構成完了時点でPCV圧力がRDの作動圧力に到達していなかったとの見解について異なる見解はありません。 また、ベント成功の要因については、ADSのインターロックの条件成立のタイミングと、S/C内の圧力上昇のタイミングから、ADS作動によるS/Cの内圧上昇によりRDが破裂したとの見解についても異なる見解はありません。	
					否	意図しないADSの作動メカニズム等、ベント成功に至るまでのメカニズムは分析されているため、更なる調査は不要と考えます。	
		(1) - 3 関係 (ア) 低圧非常用炉心冷却系の吐出圧力は、原理的には福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)と同様にPCV圧力の影響を受ける系統構成になっていることか、			浜岡1～5号機の低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)の吐出圧力を検出する圧力計は、1F3号機の残留熱除去系の吐出圧力計と同様に、水源であるサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)と配管でつながっており、途中の弁は閉運用であるため、PCV圧力の影響を受ける系統構成となっています。 なお、1F3号機と比較して自動減圧系(以下「ADS」という。)の作動条件の一つである低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、また主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えます。ただし、PCV圧力が高い場合には、ADSの作動信号が誤投入される可能性があることを、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。		FCVSについては、柔軟な対応が可能となるように設計しており、そのバックアップとする耐圧強化ベントのRDは撤去することとしました。 ADSについては、1F3号機と比較して低圧ECCS吐出圧力確立の設定圧力が高く、作動条件成立から実作動まで120秒のタイマーを有しており、作動すべき状況にない場合は、運転操作によりリセットを行う対応手順を定めています。 このため、ADSが同様の事象において誤動作する可能性は低いと考えることから、運転操作手順書に留意事項として記載することとします。
						該当無し	
ベント機能		各号機における想定したアクシデント、アクシデントに対する対策及び具体的な対策を表1に、AM対策による既存の安全機能への影響確認結果を表2及び表3に示します。それぞれの考え方については項目ごとに以下に示します。					
[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)	浜岡原子力発電所のAM対策で考慮したアクシデントは、各号機の内的事象PRAの結果を用いて、炉心健全性の維持に係わる事故シーケンスとして「未臨界確保失敗」「高圧注水・減圧失敗」「崩壊熱除去失敗」「電源喪失、等を抽出し、格納容器健全性の維持に係わるモード」として「貫通部過温」「格納容器券囲気直接加熱」「水蒸気(崩壊熱)による過圧、等を抽出しました。 抽出したアクシデントの発生を防止する対策として、「原子炉停止機能」「原子炉及び格納容器への注水機能」「格納容器からの除熱機能、及び「安全機能のサポート機能」の機能が有効であると考え、既存の設備を最大限活用することを考慮して検討を行いました。検討においては、既存設備の安全機能への影響を確認しました。 上記の検討の結果、具体的なAM対策として以下の対策を講じました。 原子炉停止機能 ・再循環ポンプトリップ(RPT) ・代替制御棒挿入(ARI) 原子炉及び格納容器への注水機能 ・補給水系、消火系ポンプによる代替注水 ・原子炉減圧の自動化 格納容器からの除熱機能 ・ドライウェルクラーム、原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・余熱除去系の復旧 耐圧強化ベント ・安全機能のサポート機能 ・電源の融通 ・非常用ディーゼル発電機の復旧 上記のAM対策を講じて各機能を強化した効果をPRAにより確認した結果、例えば、BWR5の浜岡3,4号機であれば、炉心損傷頻度を9割以上、格納容器破損頻度も9割以上低減できることを確認していました。					

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6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	【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		無	現地調査等によるSGTSフィルタの汚染状況から、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へベントガスが逆流したとの見解について異なる見解はありません。逆流の原因については、SGTSと耐圧強化ベントの境界弁の仕様がFail/Openとなっているなどが挙げられていることについて、異なる見解はありません。
					否	ベントガスの逆流が生じたことについては、現場汚染状況などから明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。	
		(2) - 1 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、上流側(PCV側)は浜岡12号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側(排気筒側)はSGTSに接続しています。このようにAM対策として既設の系統と接続を行ったものとしては、 <u>代替制御挿入(AR)の電磁弁等(原子炉停止系に接続)、代替注水設備(消火系と補給水系を接続)及び既設の全熱除去系と補給水系の接続配管に弁等を追加)、電源系(電源動通用のタイライン(460V交流母線に接続)等)があります。</u> なお、これらに対しては、既存の安全機能に影響を与えないように、 <u>既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の配慮を行う方針</u> としていました。		「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。	FCVCSは、不活性ガス系の隔離弁より上流側から分岐させ、分岐以降の配管は、隔離弁を含め独立した構成とし、他号機と共用しない構成としています。 FCVCSと不活性ガス系との境界弁については、Fail/Openとなる弁はなく、隔離機能を確保するためシート材料をより耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVCSを新たに設置したことから、FCVCSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。	
			該当無し				
		(2) - 2 関係 (ア)具体的にどのような協力が可能か。	今後の安全性向上の観点から、弊社におけるAM対策整備時の設計の検討経緯について情報提供させていただくことが可能です。	(2) - 2		無	耐圧強化ベントラインからの自号機への逆流事象を踏まえると、AM対策整備時の考え方を確認することは今後の安全性向上に寄与するものと考えられるため、異なる見解はありません。
		(2) - 2 関係 (ア)耐圧強化ベントラインの設計(SGTS配管接続を含む)に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	AM対策整備の設計・施工にあたっては、既存の設備を最大限活用することを基本方針として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。 耐圧強化ベントラインについては、上流側(PCV側)は浜岡12号機では原子炉格納容器調気系、浜岡3～5号機では不活性ガス系に接続し、下流側(排気筒側)はSGTSへの逆流防止のため、SGTS出口弁下流の排気ラインに接続しています。 <u>浜岡12号機の排気ラインは排気筒底部から排気筒中間高さまで敷設していた浜岡12号機共用のSGTS排気ラインに接続しており、浜岡3～5号機の排気ラインは号機間共用なく、排気筒底部から排気筒頂部まで敷設しています。</u> SGTS出口弁は、よう素除去用の活性炭を内蔵したSGTSのフィルタ装置の性能低下を防止するために常時閉弁にて運用しており、浜岡12号機ではFail-Openの空気作動弁を、浜岡4.5号機では圧縮空気が喪失した場合の誤動作を防止するため、Fail-As-Isの電動弁を採用しています。浜岡3号機では同目的の弁(電動弁)を排風機の上流にあるフィルタ装置と排風機の間に設置しています。 耐圧強化ベントラインの設置の際には、以上の既存のSGTS出口弁の設置状況を踏まえ、浜岡12号機ではSGTS出口弁の駆動源である圧縮空気が喪失した場合に隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定め、浜岡3号機では排風機の下流に逆流防止のためのFail-As-Isの電動弁を追加しました。 耐圧強化ベントに係る設備については最高使用圧力の2倍(以下「2Pd」という。)まで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが、今回調査したところ、 <u>当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確実にしていたことの確認ができませんでした。</u> 具体的には、PCV本体について、 <u>当時は海外の研究結果や国内の検討結果(各型式の二次元弾塑性解析)を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。</u> また、PCV隔離弁について、浜岡3.4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1.2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏れ防止ができることを確実にしていませんでした。 当時の検討経緯に関する関連資料として、添付 - 1「AM設備の基本設計について(平成9年9月19日承認 社内検討文書)(抜粋)」及び添付 - 2「過酷事故対策/PCVパウンドラの健全性について(平成10年4月21日 社外打合せ資料)(抜粋)」を添付いたします。		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ります。	要	AM対策整備時の設計の検討経緯等について、今後の安全性向上の観点から調査する必要があると考えます。(自社、原子力規制庁の調査に協力)
			AM対策整備の設計・施工にあたっては、 <u>既存の設備を最大限活用することを基本方針</u> として、内の事象PRA等によって得られた知見を踏まえて整備していました。 耐圧強化ベントラインについては、SGTSへの逆流防止のため、SGTSフィルタ出口弁下流に接続することとし、当時、浜岡3号機については、SGTS出口側に弁がなかったことから、逆流防止のため電動弁の設置を実施しました(浜岡4号機については、既設電動弁あり)。 一方、浜岡1.2号機のSGTS出口弁は、既存の設備としてFail/Openの空気作動弁となっていたため、駆動源である圧縮空気が喪失した場合は隣接プラントから圧縮空気の供給を受ける手順を定めていましたが、複数号機が同時発災し、隣接号機の圧縮空気も喪失した場合には出口弁が開弁し得る設計となっていました。 <u>耐圧強化ベントに係る設備については2Pdまで機能を担保する方針とし、それに基づいた運用にしていたことが、今回調査したところ、当時、2Pdまでの耐性を詳細に評価し確実にしていたことの確認ができませんでした。</u> 具体的には、PCV本体について、 <u>当時は海外の研究結果や国内の検討結果(各型式の二次元弾塑性解析)を踏まえて2Pdにおける耐性を判断していましたが、浜岡1～4号機の個別プラントに対する評価までは実施していませんでした。</u> また、PCV隔離弁について、浜岡3.4号機は2Pdにおける耐性は確認できましたが、浜岡1.2号機に関しては、2Pdにおける耐性のうち弁体のシート性について、評価し漏れ防止ができることを確実にしていませんでした。		該当無し		
						無	1F1号機の耐圧強化ベントについては、系統概要図等から、SGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計等がなされていたとの見解について異なる見解はありません。
	【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、鳥根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		否	1F1号機の耐圧強化ベントについては、設計等が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		(3) - 1 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。	AM対策の整備にあたっては、既存設備を最大限活用して一層の安全性の向上を図るとの基本的な考えに基づき、 <u>耐圧強化ベントラインとしてSGTS配管を活用することはBWR各社の共通認識であったと考えています。</u> <u>ただし、排気筒内における排出高さは、個別プラントのSGTSの設計に基づいたものでした。</u>		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) - 4 に記載。	
						該当無し	

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6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)-2 関係 (ア)1F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。	中間取りまとめに示されているように、ベント時にCsを含む大量のエアロゾルはベントガスとして排気筒頂部から全量放出されるわけではなく排気筒内部に蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1F1,2号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと考えます。	(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。	無	1F1,2号機共用排気筒については、線量と排気配管の構成から、排気筒下部の高い汚染の原因が明らかになっていることについて異なる見解はありません。
					否	1F1,2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因が明らかになっているため、異なる調査は不要と考えます。
						(3)-4 に記載。
						該当無し
[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 関係 (ア)「浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた」について、どのような評価・検討により「中間高さ」までにしたのか。	浜岡1,2号機の耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続しております。 浜岡1,2号機のSGTSの排気ラインの高さに係る根拠となる資料は確認できませんでしたが、排気筒に接続している建屋換気ダクトが万が一破損した場合でも、SGTSの排気ラインが排気筒内中間高さまで立ち上がっていれば、SGTSの排気を排気筒頂部から放出できるとした資料があり、排気ラインの高さの設定にあたって、このような想定を考慮していたことが考えられます。	(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。	無	(3)-2 と同じ。
					否	(3)-2 と同じ。
						耐圧強化ベントの排気ラインは既設のSGTSの排気ラインに接続していました。浜岡1,2号機の排気ラインは排気筒中間高さまで敷設されていた1,2号機共用のSGTS排気ラインに接続されており、浜岡3~5号機は号機間共用なく、排気筒頂部まで敷設されたSGTS排気ラインに接続されています。 炉心損傷後においても、S/Cのスクラビングによる放射性物質の低減効果により大量の放射性物質の環境放出を回避することを期待していました。ただし、ベントガスの挙動、組成等に対する考慮はなされていませんでした。
						該当無し
[ベントガスの挙動] 特に議論なし	(3)-4 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)。 (イ)「エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定」について、どのような事象想定により、どの程度の放射エネルギーが付着することを想定しているのか。	(ア) 炉心損傷後にPCVからのベントガスを排気する系統であるFCVSについては、「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン」に基づき、連続上り勾配の設計、閉止部におけるベントガスの流動評価、水平部の不燃限界長さの確認等によりベント実施時に配管内に水素が滞留しない設計としています。 (イ) 配管へのエアロゾル付着のメカニズムについては、重力沈降、乱流沈着、拡散沈着、慣性沈着等があります。ベント実施時の配管内の流速は速く、配管へのエアロゾル付着については、乱流沈着による付着(ベントガスの流速に依存)が支配的であると考えられます。PCVからベントフィルタまでの配管は同口径としており、ベントガス流速が顕著に変化する箇所はないことから、乱流沈着による付着に偏りはなく、エアロゾルは配管内面に一様に付着すると想定しています。 放射エネルギーについては、FCVSの設計条件であるエアロゾル移行量に対し、配管100mあたり10%が付着すると想定しています。	(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。	無	(3)-2 と同じ。
					否	(3)-2 と同じ。
						FCVSは、ベントガスを、不活性ガス系との接続部から他系統と完全に独立した配管を經由してベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出し、他号機と共用しない構成としています。 FCVS配管については連続上り勾配とするなど、可燃限界を超える水素の滞留が無いことを確認しています。 また、エアロゾルが配管内面に一様に付着することを仮定した被ばく評価を実施し、遮蔽を適切に実施することで原子炉建屋内の復旧作業等が実施できることを評価しています。
						耐圧強化ベントは、ベントガスを、不活性ガス系、SGTS系を經由して排気筒(頂部まで配管を敷設)を通して排気筒頂部より排出し、また、他号機と共用しない構成としています。使用する際に、ベントガスの原子炉建屋への逆流等系統外への漏えいを防止するように、弁により他の系統と隔離する設計としています。 耐圧強化ベントは、信頼性の高いFCVSを新たに設置したことから、FCVSのバックアップ設備として、炉心損傷前のみ使用する自主設備としました。
					該当無し	

ベント機能

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6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。	無	福島第二原子力発電所(以下「2F」という。)1号機における真空破壊弁シートガスケットの外れから、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との見解について異なる見解はありません。
						否	PCV外に放出される経路が生じる可能性があるとの見解について、更なる調査は不要と考えます。
							真空破壊弁の開閉機構については、7kPa程度の差圧により開弁し、自重により閉弁する極めて単純なものであり、動作機能が確保されていたとする中間取りまとめの見解からも真空破壊弁が固着する可能性は低いと考えます。 真空破壊弁のシートガスケットについては、SA時の環境に耐えられるように、より耐性の高い改良EPDMに取り替える計画としています。 なお、FCVSは、ベントガスをベントフィルタを経由せず放出されることがない設計としています。
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。	無	(4) - 1 と同じ。
						否	(4) - 1 と同じ。
			真空破壊弁が誤って開弁していたとすると、 <b>ドライウェル(以下「D/W」という。)中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じることとなります。</b> この場合、LOCAや原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破壊に伴って多量の水蒸気が発生すると、 <b>D/Wの気相部圧力が上昇するとともに、S/Cプール水による圧力抑制効果が低下していることから、真空破壊弁の機能が維持されている場合に比べて、S/Cの気相部の圧力が上昇することが考えられます。</b> また、S/Cからのベントを実施したとしてもD/W内のCs等の粒子状放射性物質のS/Cプール水による除去効果が低下することから <b>ベント時の粒子状放射性物質の放出量が増加することが考えられます。</b> なお、S/Cプール水による除去効果に期待できない場合であっても、より大きな除去効果を持つFCVSを介して放出することとなるため、 <b>放出量を低減することができる設計となっています。</b>				FCVSは、ベントガスをベントフィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に排気筒頂部位置に設ける放出口から排出する設計としています。重大事故等対策に係る有効性評価においては、炉心損傷後に代替循環冷却系が使用できない場合、FCVSでベントを行うこととしており、W/W側からベントするケースに加えて、D/W側からベントするケースについてもCs放出量が100TBqを下回ることを確認しています。
				該当無し			
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。	無	SRVの逃がし弁機能の挙動から、不安定動作(中途閉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との見解について異なる見解はありません。
						要	SRVの逃がし弁機能の不安定動作(中途閉閉状態の継続と開信号解除の不成立)の原因が不明であるため、更なる調査が必要と考えます。(自社、他の電力会社)
			(6) - 1 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、どのような検討が必要であるか、また、どのような検討が実施可能か、			SRVの逃がし弁機能の不安定動作のうち、原因が不明である開信号解除の不成立について、本事象に係る新たな知見が得られた場合には、弊社SRVにおいて同原因で開信号解除の不成立発生を調査を実施し、必要に応じて対策を検討することが必要であると考えています。 今後の本事象に係る知見取得のために、弊社におけるSRVの設計情報について、提供させていただくことが可能です。	
				該当無し			

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答 (2021年9月6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	
【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。	無	SBO条件下での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との見解について異なる見解はありません。
					要	1FにおけるSBO条件下で発生したSRV以外の不安定動作について、更なる調査が必要と考えます。(他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
		(ア) SRVの窒素供給が断たれた場合、アキュムレータ内の窒素で全開動作を行うこととなりますが、繰り返し動作による窒素の消費に伴う圧力低下が生じることから、開弁する力と閉弁する力の関係から不安定動作が生じると考えられます。 このため、SRVの逃がし弁機能不安定動作が生じたことの原因の1つとして推定されている駆動源(窒素)の不足に対しては、窒素ガス供給設備の多重化等の対策を実施しております。 今後、SRV不安定動作に係る更なる安全性向上に資する知見が得られた場合には、必要に応じて設計に反映するよう検討を行います。 (イ) 計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給を受ける重大事故等対処設備(計測機器を除く)について、継続的な動作要求のある機器を抽出した結果、SRV以外にはないと考えられます。 前回回答においては、SRV以外については、全交流動力電源喪失時に計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合においても、安全な状態となるFail-Safeの設計がなされていること等から、「SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。」と記載しました。 一方、前回回答の「SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。」については、 <b>SRV以外の重大事故等対処設備において機能を維持した状態で不安定動作を生じる設備があると考えているわけではありませんが、1F事故の調査においてSRV以外の重大事故等対処設備における不安定動作等の新たな知見が確認された場合には、その対策について検討が必要と考えている旨を記載したものです。</b>				SRVを除くSA設備については、計装用圧縮空気系や高圧窒素ガスの供給が断たれた場合、機能を発揮できなくなる設備は無いことを確認しています。 SRV以外の不安定動作の調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
			該当無し			
【SRV安全弁機能】 特に議論なし			(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。	無	SRVの高温時の安全弁機能の挙動から、SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたとの見解について異なる見解はありません。なお、 <b>東京電力における過去の調査結果から、原子炉水位計の高温時の挙動が明らかになっており、測定値への影響が発生することが確認されています。</b>
		(7) - 1 関係 (ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であると考えられるか。 基準面器を使用している原子炉水位計、原子炉圧力計及びS/C水位計は基準水面との差圧を水位又は圧力信号として出力しており、蒸発等により基準水面が変動すると指示値に影響を及ぼすことが考えられます。 <b>計器が正しい値を示していないことが疑われる場合は、他チャンネルの計器指示値等の関連パラメータを確認し、原子炉水位不明時にはその対応手順を定めています。</b> 計器指示値の変動への影響調査には、計器の測定原理、耐環境仕様、計器誤差及び1F事故時のプラント状況等の調査が必要と考えます。 なお、SA対策に必要なパラメータは、想定される使用条件における耐環境性能を有しており、代替監視手段(代替パラメータによる推定、可搬型計測器による監視(温度、圧力、水位及び流量))を整備しています。			要	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、 <b>設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えます。</b> (他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力)
						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。 <b>周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下などが生じた場合であっても、安全弁によるRPVの過圧を防止する機能は維持されるものと考えています。</b> また、以下の通り <b>安全弁の挙動は事象進展に大きく影響しないもの</b> 、その挙動を運転操作手順書に反映し、教育訓練等により確認することを計画します。 原子炉が高圧の状態水位が維持され、低圧代替注水が準備出来ている場合において、S/P水温度が80 に到達した場合の原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、周囲温度上昇によるSRVの安全弁機能の作動開始圧力の低下が起こることはありません。 原子炉が高圧の状態で炉心が損傷し水素が発生する事象(TQUV(RPV破損)として評価している事象)では、原子炉水位がBAF(有効燃料棒底部)+10%に到達した時点での原子炉減圧はSRVによって実施することとしており、SRVの安全弁機能の挙動が事象進展に有意な影響を与えることはありません。 なお、原子炉減圧機能の信頼性を高めるため、想定される機能喪失要因に対して対策を行います。( (6) - 1 参照) 調査結果に応じて、更なる信頼性向上を講ずることができると考えています。
【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。 実際に起こったことを理解することができるツールであるのかということを検討していくというののも一つのメニューと捉えていいのではないか。 知見の集積として、BWR各社で何か検討しているとかという状況はあるのか。 シビアアクシデント時に想定していないような状況で、安全系の機器とか機能が要求されるようなものがどう実際に動くのか動かないのかみたいなことを考えなければいけないだろうという問題意識に対して、事業者やメーカー等で知見の収集もしっかりやっていくべき、やっていきたいというように回答されているが、これは何か具体的な取組の計画、あるいは検討中の状況とか何か具体的に考えや計画があれば説明頂きたい。 シビアアクシデントが視野に入っている状態、入っていない状態、入っていない状態で設計されたものはある以上、今度はシビアアクシデントを視野に入れなければならない世界になったときに、今度はもう追加の設計で対応するのか、それともマネジメントなのか、これはそんなに時間をかけていいとも思わないが、電力各社との共通理解が持てるように議論を続けたい。			(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。	無	1FにおけるSRV及び原子炉水位計以外の機器について、設計基準事故条件下と異なる挙動を示した具体的な機器およびその原因を明確にする必要があると考えているため、異なる見解はありません。
		(7) - 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。 事業者として、 <b>メーカー・研究機関とも協調して知見を集積していくべき</b> と考えます。 知見の集積にあたっては、全社共通的な設備に関するものは電力大での対応を検討する等、合理的に進められるよう連携を図りたいと考えています。				要

減圧機能



原 第 11 号

2021年5月6日

原子力規制庁 原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長

竹内 淳 殿

北陸電力株式会社

代表取締役社長 金井 豊  
社長執行役員

『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

平素は格別のご高配を賜り、厚く御礼申し上げます。

さて、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)」につきまして、別紙のとおり回答いたしますので、ご査収下さいますようお願いいたします。

以 上

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」(2021年3月5日)に関する当社見解等の回答(北陸電力)

## 「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)に関する当社見解等の回答(北陸電力)

## &lt;回答項目&gt;

- 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	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F2号機においてラプチャーディスクの作動圧力に到達せずベントが成功しなかったことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：「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」(以下「東京電力報告書」という。)の「12. 1 (3) ②2号機のベント操作」及び「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 平成29年12月25日 東京電力ホールディングス株式会社」(以下「未解明問題報告書」という。)の添付1-4「3.2.2号機の代替注水時におけるプラント挙動について」</p>
		②	否 現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀原子力発電所の耐圧強化ベント系のラプチャーディスクは1F2号機と同様に格納容器の最高使用圧力で作動する設定としておりましたが、その作動圧力をベントを阻害しない圧力まで低下させる予定です。志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置に設置するラプチャーディスクも同様の設定とする予定です。志賀1号機も、再稼働に際しては同様の対応を実施する予定です。</p> <p>&lt;詳細&gt; 耐圧強化ベント系のラプチャーディスクは、隔離弁からの漏えい又は誤操作によって格納容器の隔離機能を阻害しないよう設置されており、その作動圧力は格納容器の最高使用圧力(1Pd)としておりました。これは、耐圧強化ベント系が格納容器の過圧破損防止対策として整備されていたこと、及び当時のベント開始基準が1Pd以上であったことを踏まえ、ベント開始基準以下の圧力で耐圧強化ベント系が作動しないことを確実にするためでした。 一方、1F事故を踏まえ、志賀2号機では、耐圧強化ベント系のラプチャーディスクをベントを阻害しない圧力まで作動圧力を低下させた設計に変更する予定です。これは、当初のラプチャーディスクの設置目的(隔離弁からの漏えい又は誤操作によって格納容器の隔離機能を阻害しない)を踏襲しつつ、ベントの成功を確実にすることを目的としております。 また、格納容器フィルタ付ベント装置には上記の目的に加え待機時の窒素封入も目的として、作動圧力が低いラプチャーディスクを設ける予定です。 さらに、炉心損傷後においては、格納容器破損箇所からの管理されない核分裂生成物、水素等の放出を低減するために、過温等の格納容器圧力が比較的低い状態で格納容器が破損する場合に備えたベント基準を設けることを検討しております。</p> <p>なお、格納容器ベント弁を確実に開するための施策として、志賀2号機では、1F事故以前から耐圧強化ベント系の格納容器ベント弁(空気作動弁)にはボンベセットによる空気供給手段を整備していました。また、格納容器ベント弁には手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても現場操作が可能な設計でした。さらに、1F事故後には圧縮空気ポンベの追加配備や小型発電機等の配備を実施しております。 新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置の格納容器ベント弁は電動弁とし、非常用交流電源設備が喪失した場合に備えてガスタービン発電機等を配備する予定です。さらに、格納容器ベント弁に対して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が可能な設計とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p> <p>なお、ベントラインのラプチャーディスクに関しては、最新知見を踏まえて様々な事故シナリオを考慮した上で、今後もその設置要否及び作動圧力について検討していきます。</p>
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	事象進展に応じた格納容器破損防止対策の意義や役割を検討することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	事象進展に応じた格納容器破損防止対策の意義や役割については、当社として(1)-2③のとおり検討しており、現状、更なる調査・検討が必要と考えておりません。	
		③	<p>格納容器ベント設備の意義や役割については、(1)-1③に記載しているとおりです。  (1)-1③に記載されている以外にも、志賀2号機では、格納容器破損防止対策（過圧／過温）として、次のとおり原子炉注水、格納容器冷却、格納容器除熱手段等を整備する予定です。</p> <p>&lt;主な格納容器破損防止対策&gt;</p> <p>【原子炉注水】  - 常設ポンプ（常設代替低圧ポンプ（新設）及び復水移送ポンプ（既設））を用いた常設代替低圧注水系  - 可搬型ポンプ（可搬型代替低圧ポンプ）を用いた可搬型代替低圧注水系</p> <p>【格納容器冷却】  - 常設ポンプ（常設代替低圧ポンプ（新設）及び復水移送ポンプ（既設））を用いた常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び常設原子炉格納容器下部注水系  - 可搬型ポンプ（可搬型代替低圧ポンプ）を用いた可搬型代替原子炉格納容器スプレイ系及び可搬型原子炉格納容器下部注水系</p> <p>【格納容器除熱】  - 常設ポンプ（復水移送ポンプ（既設））、可搬型熱交換設備（新設）等を用いた代替残留熱除去設備</p> <p>【その他】  - 格納容器のトップヘッドフランジやその他貫通孔のシール材として改良EPDMを採用</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		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 (8) - 1 ①に記載
		②	否 (8) - 1 ②に記載
		③	(8) - 1 ③に記載
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 1	<p>「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネ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。</p>	①	無	1F1号機及び3号機において、耐圧強化ベント系から非常用ガス処理系を介して原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入が発生したことについては、当社として異なる見解はありません。
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀2号機の耐圧強化ベント系は、1F事故以前からベントガスが逆流しないよう、ベント時に他系統と隔離可能な設計としております。志賀1号機の耐圧強化ベント系は、原子炉建屋との隔離弁である非常用ガス処理系の入口弁がFail Openの空気作動弁ですが、1F事故以前からベントガスの逆流を発生させないようボンベセットによる空気供給手段を整備し、計装用圧縮空気系が喪失した場合においても隔離可能な設計としております。</p> <p>志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置は独立した配管を設置し、他系統との独立性を確保する予定であり、志賀1号機も再稼働に際しては同様の対応をする予定です。</p> <p>&lt;詳細&gt; 【1F事故以前の状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●志賀2号機 (ABWR) : 耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続 (添付2 図-5 参照) <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Closeの空気作動弁であり、Fail Openではありませんでした。Fail As-Isの電動弁には現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。なお、手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。</li> <li>・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる供給手段を整備していました。さらに手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> </ul> </li> <li>●志賀1号機 (BWR5) : 耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続 (添付1 図2. 3 参照) <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Openの空気作動弁でした。Fail As-Isの電動弁は現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>Fail Openの空気作動弁には手動ハンドルは設けていなかったものの、計装用圧縮空気系が喪失した場合を想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。</li> <li>・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。</li> <li>・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。</li> <li>・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。</li> </ul> </li> </ul> <p>【1F事故後の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●志賀2号機 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタ付ベント装置の設計にあたっては、以下を考慮する予定です。</li> <li>・サプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いて、他系統と独立した配管を設置します。</li> <li>・ドライウエルのベントラインは不活性ガス系配管を一部共用するものの、格納容器第一隔離弁 (通常時閉でFail Closeの空気作動弁) の手前で分岐し、他系統との独立性を確保します。</li> </ul> </li> <li>●志賀1号機 <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系の他系統との隔離弁 (Fail Openの空気作動弁) や格納容器ベント弁には、現場で手動操作が可能なよう手動ハンドルを追設しております。</li> <li>・その他の対応については、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</li> </ul> </li> </ul>	
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(2) - 2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	<p>設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方は以下のとおりです。なお、当社として更なる調査を実施することで他社も含めたAM対策整備当時の考え方を確認することに意義はあると考えており、今後も貴庁の調査に協力します。</p> <p>【AM対策整備当時の考え方】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用については、隔離弁により上位クラスとの機能分離がなされるまでは同じクラスの設計とし、格納容器バウンダリに直接接続する部分は隔離設計とする等、既存の安全機能に悪影響を与えないように設計を考慮しております。具体的には添付1、添付2のとおりです。これらについては、当社から旧原子力安全・保安院に報告しており、旧原子力安全・保安院から旧原子力安全委員会に報告しています。</li> <li>添付1：志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書（抜粋）</li> <li>添付2：志賀原子力発電所2号炉のアクシデントマネジメント検討報告書（抜粋）</li> <li>また、AM対策設備全般について「定期検査中に機能の確認試験が可能な設計とする」こととしており、設置時に試験可能性は考慮しています。これらの機器は社内規定に基づき保全対象とした上で、保全計画を定め、これに基づく点検等を実施しております。</li> </ul>	
		③	(2) - 1 ③に記載		
		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配管の一部を經由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。	①	無	1F1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスが非常用ガス処理系配管の一部を經由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていたことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀1/2号機ともに、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系は、1Fと同様に非常用ガス処理系配管の一部を經由しております。</p> <p>志賀2号機で新たに設置予定の格納容器フィルタ付ベント装置は、次の点を考慮する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サブプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いることとし、他システムと独立した配管を設置します。</li> <li>・ドライウエルのベントラインは不活性ガス系配管を一部經由するものの、格納容器第一隔離弁の手前で分岐させ、他システムとの独立性を確保します。</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(3) - 2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	無	1F1/2号機共用排気筒において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になったことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀1/2号機の非常用ガス処理系排気管は、設置当初から排気筒の頂部高さまで敷設されており、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系の設置にあたり非常用ガス処理系配管の共用を行った結果、排気筒頂部でベントガスが放出される構造となっております。</p> <p>また、志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置では、排気管を主排気筒外側に独立して設置し、耐圧強化ベント系と同様に排気筒頂部高さまで敷設する構造とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

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を確認する必要がある。	①	無	AM対策が耐圧強化ベント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を確認することについて、当社として異なる見解はありません。
		②	要	<p>AM対策での耐圧強化ベント配管の構造やベントガスの挙動、組成等の考慮は以下のとおりです。なお、当社として更なる調査を実施することで他社も含めたAM対策整備当時の考え方を確認することに意義はあると考えており、今後も貴庁の調査に協力します。</p> <p>【AM対策整備当時の考え方】 エアロゾル・よう素に関しては、サプレッションチェンバメント時のプールスクラビングによる環境への放出低減を考慮していました。水素に対する設計上の考慮については、格納容器内雰囲気窒素置換は行っていたものの、耐圧強化ベント系統内の水素滞留について検討していた記録はありませんでした。</p>
		③	<p>(3) - 2 ③に記載している内容に加えて以下を考慮しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置は、系統内に水素が滞留し、水素燃焼が発生しないよう、通常運転時から窒素を封入するとともに、格納容器フィルタ付ベント装置までを下り勾配、格納容器フィルタ付ベント装置以降を登り勾配とする予定です。また、配管分岐部にも水素が滞留しない設計とする予定です。さらに、ベント終了後においては窒素供給を実施する予定です。</li> <li>格納容器ベント後の配管等への核分裂生成物付着も考慮した上で被ばく線量評価を実施し、SA作業の成立性を確認する予定です。</li> <li>耐圧強化ベント系は、水素滞留防止の観点から炉心損傷後には使用しないことを検討しており、水素流入の可能性は小さいと考えております。一方、その配管経路は原子炉建屋上層階から非常用ガス処理系トレンチを介して排気筒に繋がっており連続登り勾配でないこと、配管分岐部が複数あり分岐部における水素滞留の可能性が否定できないことを踏まえ、対応を検討中です。</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>	
		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	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ことについて、当社として異なる見解はありません。	
		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を確認することについて、当社の考えは(3) - 3③のとおりであり、現状、更なる調査・検討が必要と考えておりません。	
		③	(3) - 3③に記載		
		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	<p>真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下での耐性を備えた設備とすること、真空破壊装置自体が単純な動作をする逆止弁であることを踏まえると、SA時においてその機能が喪失する可能性は小さいと考えております。</p> <p>一方、真空破壊装置は、2F1号機においてガスケットが脱落していること、格納容器内に8個設置されていることから、故障の可能性は否定し切れないと考えております。真空破壊装置に故障が発生した場合にはドライウェル中の気体がサプレッションプールスクラビングを経由せずに格納容器外に放出される経路が生じることについて、当社として異なる見解はありません。</p>
		②	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下における耐性を備えた設備とする予定です。なお、志賀2号機の真空破壊装置のガスケットは改良EPDMに交換することを検討しております。</p> <p>諸外国の確率論的リスク評価の知見を踏まえ、残余のリスクを評価する観点から確率論的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障（1弁開固着）のモデル化を進めております。</p> <p>格納容器フィルタ付ベント装置はサプレッションプールスクラビングを経由しないドライウェルベントも考慮した設計としており、新規制基準適合性審査におけるベント時のセシウム放出量評価や被ばく評価においては、ドライウェルベントを実施した場合の評価も行う予定です。仮に真空破壊装置が故障し、サプレッションプールスクラビングがバイパスされたとしてもドライウェルベント時の評価に包絡されると考えております。</p>
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、(4) - 1 ③に記載のとおり、確率論的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障(1弁開固着)のモデル化を進めており、今後、当社で適切に対応してまいります。	
		③	(4) - 1 ③に記載		
		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	<p>無</p> <p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※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によって生じた圧力による可能性が高いことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料1-10「1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析」</p>
		②	<p>要</p> <p>1Fで発生した原子炉建屋内水素爆発については、爆発の発生箇所等について更なる調査が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。</p>
		③	<p>志賀2号機では、原子炉建屋の水素対策として次の施策（検知・処理・排出）を実施する予定です（一部実施済）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋オペフロに原子炉建屋可燃性ガス再結合器及び水素濃度計を設置</li> <li>・ブローアウトパネルを現場で手動開放し、原子炉建屋から排出する設備及び手順を整備</li> </ul> <p>さらに、上記に加え次の施策を実施することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、原子炉建屋内の広い範囲で漏えいを検知</li> <li>・原子炉建屋内の水素濃度上昇を検知した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置にて格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制</li> <li>・格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オペフロに水素を導く経路を確保</li> </ul> <p>その他、格納容器からの水素漏えい防止対策として次の施策を実施する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設又は可搬型ポンプによる格納容器スプレイによる格納容器内冷却</li> <li>・常設ポンプ、可搬型熱交換設備等を用いた格納容器内除熱</li> <li>・格納容器トップヘッドフランジ等のシール材を改良EPDMに変更</li> <li>・原子炉ウェル注水による格納容器トップヘッドフランジの冷却</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
		④	<p>なし</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	1F3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙は水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いことについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量について、今後の更なる調査・検討が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。	
		③	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量が判明していない段階であることから、今後の調査・検討結果を踏まえて適切に対応してまいります。		
		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	逃がし安全弁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点について、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因又は不安定動作による影響について、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。	
		③	<p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作は原因が不明なため、今後の調査・検討結果を踏まえて当社プラントに反映すべき事項が出てきた場合は適切に対応してまいります。</p> <p>一方、今回の事象は逃がし安全弁の原子炉圧力制御機能(逃がし弁機能)に影響は与えているものの、逃がし安全弁は原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)がより重要と考えており、志賀2号機においては原子炉減圧機能の強化として次の対応を実施する予定です(一部実施済)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁駆動用窒素ガスポンプの追加配備</li> <li>・逃がし安全弁駆動電源の多様化(可搬型蓄電池等)</li> <li>・逃がし安全弁補助作動装置の設置</li> </ul> <p>さらに、原子炉減圧機能の強化として次の施策を実施することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁を保護するための格納容器スプレイ手順の整備</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	全交流動力電源喪失条件下での逃がし安全弁の逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに不安定動作が確認された逃がし安全弁以外の機器における不安定動作の可能性を把握することについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	全交流動力電源喪失条件下での逃がし安全弁の逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに逃がし安全弁以外の機器における計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離に伴う不安定動作の可能性を把握することについては、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。 なお、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)から空気(窒素)を供給している空気(窒素)作動弁については、従来から駆動空気(窒素)喪失時に安全側の動作をする設計(本来の機能を阻害しない設計)としておりますが、SA下における動作について今後精査をしていきます。	
		③	(6) - 1 ③にて回答		
		④	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	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F事故において自動減圧系や逃がし安全弁が設計と異なる挙動をしていたことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未解明問題報告書 添付資料3-3「3号機13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について」</p>
		②	否	現状，更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀2号機では，SA設備・SA計測機器に対して次の方針で設計する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・新設のSA設備・SA計測機器は，SA環境下で有効に機能するように設計します。</li> <li>・既設を活用したSA設備・SA計測機器も，SA環境下での健全性を確認の上，必要な場合は設計を変更します。</li> <li>・さらに，代替パラメータによる推定手段を整備し，多様性を確保します。</li> <li>・今後SA環境下での機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には，当社プラントへの反映要否を検討の上，適切に対応します。</li> </ul> <p>志賀1号機も，再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>	
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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は、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	新規制基準適合性の観点では、SA設備はSA環境下での耐性を備え、期待された機能を発揮できる設備とする予定であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考えにくいものの、今後SA環境下での機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映要否を検討の上、適切に対応してまいります。自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えております。	
		③	(7) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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時の計測機器の信頼性の検証については、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	新規制基準適合性の観点では、SA計測機器はSA環境下での耐性を備え、期待された機能を発揮できる計測機器とする予定であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考えにくいものの、今後SA環境下での計測機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映要否を検討の上、適切に対応してまいります。自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えております。	
		③	(7) - 1 ③に記載		
		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	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機において自動減圧系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格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達してベントが成立したことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-3「3号機13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について」</p>
		②	否 現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		③	<p>志賀2号機では、1F3号機と同様の事象が発生することは考え難いです。理由は次のとおりです。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系ポンプ吐出圧を用いていますが、格納容器の最高使用圧力の2倍(620kPa[gage])にサプレッションチェンバの静水頭(満水でも200kPa程度)を考慮しても十分に高い設定値となっております。</li> <li>・さらに、運転手順書では、不要な自動減圧系作動防止を目的に、格納容器圧力が最高使用圧力を超える可能性があるSOP手順を導入する時点で自動減圧系作動阻止操作を実施する予定としております。</li> <li>・代替自動減圧機能も同様です。</li> </ul> <p>志賀1号機では、自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系ポンプ運転中の信号を用いていることから、1F3号機と同様の事象が発生することはありません。</p>
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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時の自動減圧系の作動に関する設計条件等を確認することについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	志賀1/2号機については(8) - 1 ③に記載のとおり検討しているため、現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	(8) - 1 ③に記載		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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	格納容器圧力が上昇する要因として、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ことについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	当社プラントについては、(8)－3③のとおり対応を検討しているため、現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀2号機では、新規制基準適合性審査の中で水蒸気発生以外に水素等による過圧（ジルコニウム-水反応による水素発生、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等）を考慮した上で、格納容器圧力が制限値を下回る評価を示す予定です。</p> <p>なお、漏えいによる減圧等のふるまいは、格納容器圧力を緩和する方向に働くことから、格納容器内の圧力挙動評価等において改めてその影響を考慮する必要性は小さいと考えております。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>		
		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	<p>無</p> <p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント成功回数が2回であったことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」</p>
		②	<p>否</p> <p>現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。</p>
		③	<p>1F3号機では、格納容器ベント操作を複数回実施したものの、ベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等が原因でベント弁が開しなかったと考えられています。</p> <p>志賀2号機では、1F事故以前から耐圧強化ベント系の格納容器ベント弁（空気作動弁）にはボンベセットによる空気供給手段を整備していました。また、格納容器ベント弁には手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても現場操作が可能な設計でした。さらに、1F事故後には圧縮空気ポンプの追加配備や小型発電機等の配備を実施しております。</p> <p>また、新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置の格納容器ベント弁は電動弁とし、非常用交流電源設備が喪失した場合に備えてガスタービン発電機等を配備する予定です。さらに格納容器ベント弁に対して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が可能な設計とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
		④	<p>なし</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント時に非常用ガス処理系配管を通じて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、爆発に至ったことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」</p>	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀2号機では、原子炉建屋内水素濃度計の指示値上昇等、原子炉建屋で水素爆発が起こる恐れがある場合には、原子炉建屋内及びその周辺での作業を禁止する等の安全措置について今後検討し、反映していきます。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p> <p>なお、志賀1/2号機においては、プラント間で排気筒を共用していないため、他号機へのベントガス（水素、核分裂生成物等）の流入は構造上起こりえません。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(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することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	(9) - 2 ③に記載		
		④	なし		

## 添付目次

添付 1 志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書  
平成 1 4 年 5 月 北陸電力株式会社（抜粋）

添付 2 志賀原子力発電所 2 号炉のアクシデントマネジメント検討  
報告書 平成 1 5 年 7 月 北陸電力株式会社（抜粋）

志賀原子力発電所の  
アクシデントマネジメント整備報告書

( 抜粋 )

平成 14 年 5 月

北陸電力株式会社

つつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動することを手順書化している。

今回、P S A等の知見から、電源供給能力の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として電源の融通、非常用ディーゼル発電機の復旧手順の整備を実施した。

#### (1) 電源の融通

3区分の電源構成のメリットを活かし、原子炉施設内で高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機により、予備充電器を介して直流電源を供給し、また、6.9 k Vの交流電源を融通し、電源供給能力を向上させるものである(図-2.4)。

外部電源が喪失し、高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機を除く原子炉施設内の非常用ディーゼル発電機の起動にすべて失敗して、かつ直流電源が喪失したとしても、本アクシデントマネジメント策により、予備充電器を介した直流電源の供給及び6.9 k Vの交流電源の融通が可能となる。このため、必要な機器への電源供給、原子炉隔離時冷却系等の継続運転、ほかの非常用ディーゼル発電機の復旧作業が可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作要領(事象ベース)に定めた。

#### (2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全交流電源が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障の認知、故障箇所の同定、保守要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順について、今回整備を行ったAM復旧手順書に定めた。

### 3. 2 既存の安全機能に与える影響の確認

アクシデントマネジメント策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないように、既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の考慮を払っている。さらに、新設した配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう配慮している。

これらの設計上の考慮に加え、設備の運用や運転員の誤操作の防止についても、手順書類の整備、スイッチカバーの設置等により考慮を払っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認している。

以上のことから、アクシデントマネジメント策の整備が既存の安全機能に影響を与えることはない（表－3参照）。

### 3. 3 アクシデントマネジメントの有効性

BWR－2／3、BWR－4、BWR－5、ABWRの各型式の代表炉について、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施することにより、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認した。

当発電所の炉型はBWR－5であり、アクシデントマネジメント策の整備により炉心及び格納容器の健全性維持に関する支配的な事故シーケンスの発生頻度は、代表炉と同程度の低減が見込まれ、健全性が脅かされる可能性が適切に低減されたものと判断した。

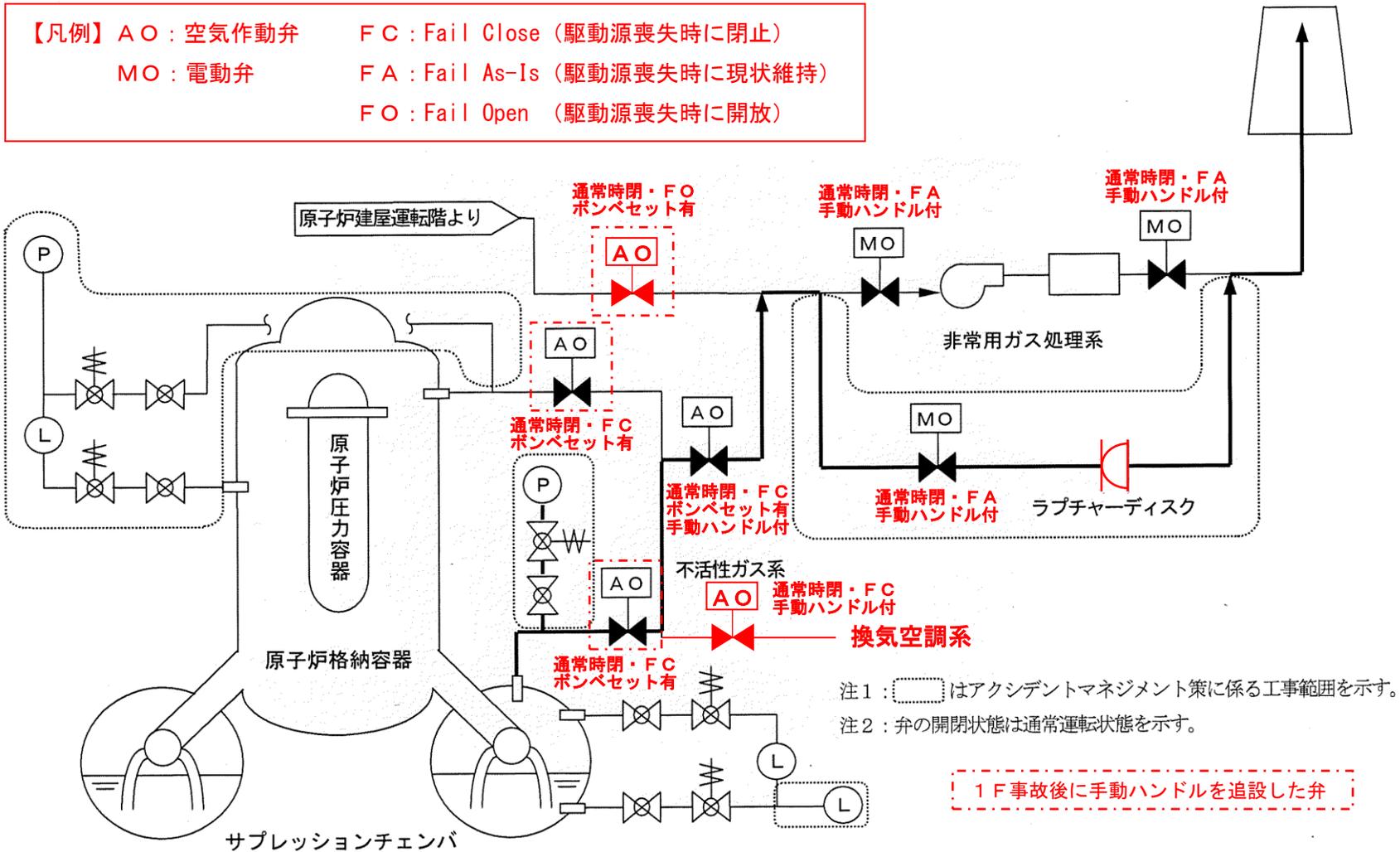
なお、詳細については、別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にまとめている。

表－3 既存の安全機能への影響確認一覧

設計上配慮すべき項目	(RPT) 代替反応度制御	(ARI) 代替反応度制御	原子炉減圧の 自動化	代替注水	耐圧強化ベント	HPCS-D/Gからの 電源融通	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、機能的分離、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耐圧、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—	—	—	(該当する設備変更を伴う AM 策はない)
3. 格納容器の隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—	○	—	耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続するが、隔離弁及び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流出するのを防止するためのバックアップとした。また、ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する個所と同一の設計とした。
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は、原子炉水位等のセンサーは安全保護系と共有するが、信号回路を既存の安全保護系と分離し、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
(2) 原子炉停止系	—	○	—	—	—	—	代替反応度制御で新設した計測制御系は、既存の原子炉緊急停止系作動回路と分離する設計とした。また、新設した電磁弁等の位置、構成は、原子炉緊急停止系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。
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一の設計とした。
c. 原子炉格納容器除熱系	—	—	—	○	—	—	同上
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一の設計とした。 耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから、ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する個所と同一の設計とした。
(4) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	—	—	—	—	—	—	(該当する設備変更を伴う AM 策はない)
(5) 電源系	○	○	○	○	○	○	信号回路、電動弁の電源部は、接続する既存電源系と同等の設計とした。また、電源の接続においては遮断器を設置することにより既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
(6) そのほか	—	—	—	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち、補給水系と消火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	○*	○*	○*	○	○	○	自動起動する設備の設置については、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ており、設計基準事象内の現行の安全評価事象に悪影響を与えない、又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

赤字：AM整備当時の図面から追記・修正した箇所



35

図-2.3 耐圧強化ベント (概念図)

志賀原子力発電所 2 号炉の  
アクシデントマネジメント検討報告書

( 抜粋 )

平成 1 5 年 7 月  
北陸電力株式会社

表2 安全機能への影響確認一覧

設計上配慮すべき項目	代替注水	耐圧強化ベント	隣接原子炉施設からの電源融通	対応方法
1. 安全設備の多重性, 独立性を阻害しないこと	○	○	○	安全機能を有する設備とアクシデントマネジメントに関する設備との間では, 機能的分離, 物理的分離がなされ, 安全機能に影響を与えない設計とする。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧, 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	—	○	—	耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け, 隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。 また, 耐圧強化ベントラインの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流出するのを防止するためのバックアップとする。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する。 下部ドライウェル注水ラインには隔離弁を設け, 隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。
4. 安全機能を阻害しないこと				
(1) 安全保護系	—	—	—	(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)
(2) 原子炉停止系	—	—	—	同上
(3) a. 非常用炉心冷却系	○	—	—	代替注水を行う際に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一の設計とする。
b. 残留熱を除去する系統	○	—	—	同上
c. 原子炉格納容器除熱系	○	—	—	同上
d. 格納容器雰囲気を制御する系統	○	○	—	代替注水を行う際に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一の設計とする。 耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから, ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する箇所と同一の設計とする。
(4) 電源系	○	○	○	電源の接続部においては遮断器を設置することにより安全機能に影響を与えない設計とする。
(5) その他	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち, 復水補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより, 相互に影響を与えない設計とする。
5. 安全評価上影響を及ぼさないこと	○	○	○	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すること及びアクシデントマネジメントに係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから, 安全評価に影響を与えない。また, 電源の融通については電源の復旧操作であるため, 安全評価に影響を与えない。

○：該当する設備変更有り —：該当する設備無し

赤字：AM検討当時の図面から追記した箇所

【凡例】 AO：空気作動弁      FC：Fail Close（駆動源喪失時に閉止）  
 MO：電動弁              FA：Fail As-Is（駆動源喪失時に現状維持）  
                                  FO：Fail Open（駆動源喪失時に開放）

35

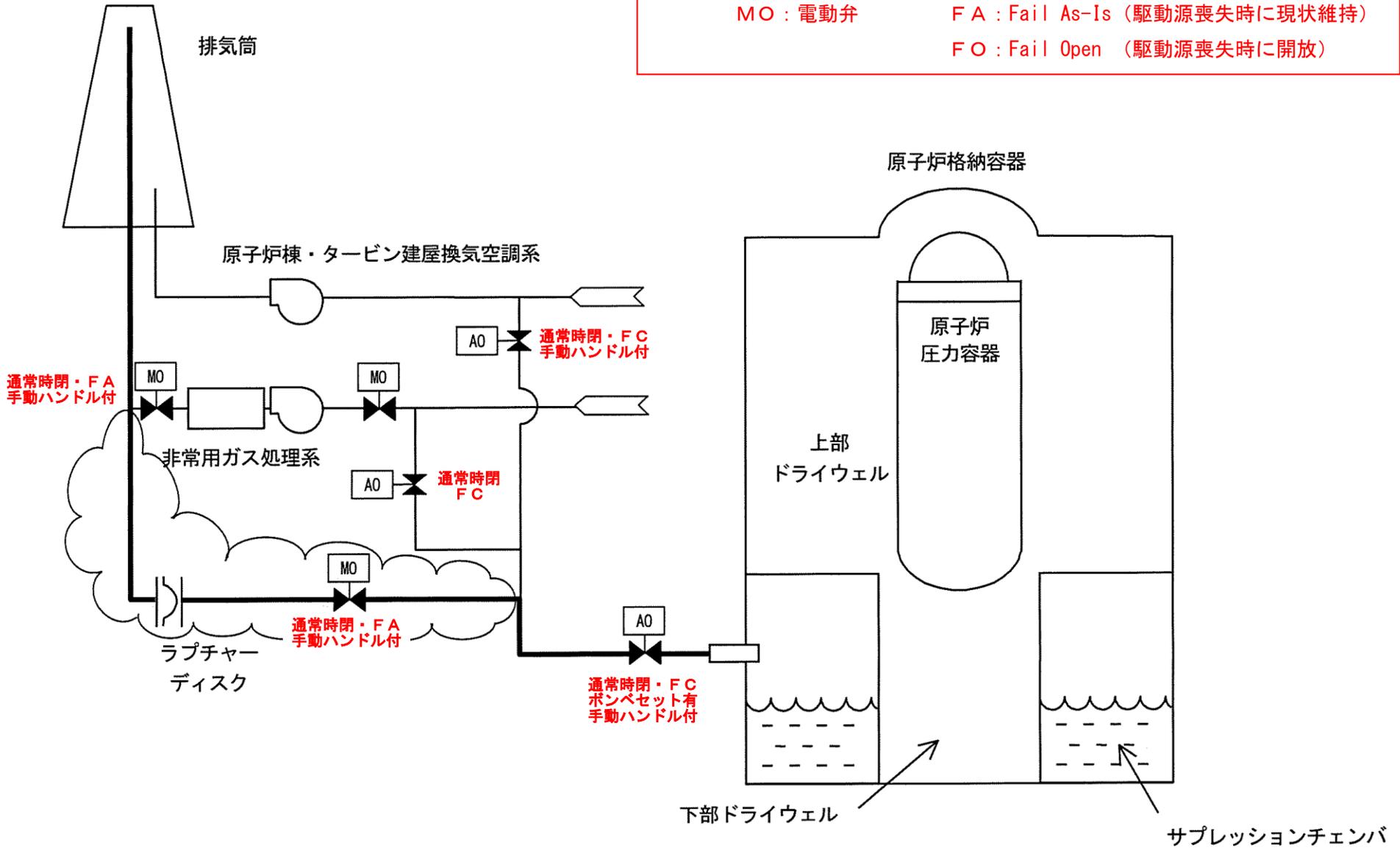


図-5 耐圧強化ベント設備（設備）

原 第 41 号

2021年9月6日

原子力規制庁 原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長

竹内 淳 殿

北陸電力株式会社

代表取締役社長 松田 光司  
社長執行役員

「『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)」に対する回答

平素は格別のご高配を賜り、厚く御礼申し上げます。

さて、令和3年8月23日付け(原規規発第2108231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)」につきまして、別紙のとおり回答いたしますので、ご査収下さいますようお願いいたします。

以 上

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」に関する当社見解等の回答(北陸電力)

「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」に関する当社見解等の回答（北陸電力）

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	回答内容	（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月6日）			
		番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>(1) - 2③関係 (ア)原子炉格納容器（以下「PCV」という。）破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。</p>	<p>志賀2号機では、確率論的リスク評価（PRA）等から抽出された格納容器破損モード（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、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用）に対して格納容器破損防止対策を講じており、その有効性を適合性審査において示す予定です。</p> <p>5月6日の回答では、上記のうち、格納容器過圧・過温破損の対策の例を記載しております。</p>	(1) - 2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	③	<p>格納容器ベント設備の意義や役割については、(1) - 1③に記載しているとおりです。</p> <p>(1) - 1③に記載されている以外にも、志賀2号機では、格納容器破損防止対策（過圧／過温）として、次のとおり原子炉注水、格納容器冷却、格納容器除熱手段等を整備する予定です。</p> <p>&lt;主な格納容器破損防止対策&gt;</p> <p><b>【原子炉注水】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－常設ポンプ（常設代替低圧ポンプ（新設）及び復水移送ポンプ（既設））を用いた常設代替低圧注水系</li> <li>－可搬型ポンプ（可搬型代替低圧ポンプ）を用いた可搬型代替低圧注水系</li> </ul> <p><b>【格納容器冷却】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－常設ポンプ（常設代替低圧ポンプ（新設）及び復水移送ポンプ（既設））を用いた常設代替原子炉格納容器スプレー系及び常設原子炉格納容器下部注水系</li> <li>－可搬型ポンプ（可搬型代替低圧ポンプ）を用いた可搬型代替原子炉格納容器スプレー系及び可搬型原子炉格納容器下部注水系</li> </ul> <p><b>【格納容器除熱】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－常設ポンプ（復水移送ポンプ（既設））、可搬型熱交換設備（新設）等を用いた代替残留熱除去設備</li> </ul> <p><b>【その他】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－格納容器のトップヘッドフランジやその他貫通孔のシール材として改良EPDMを採用</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
<p>(イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。</p>	<p>志賀2号機の重大事故等対策の有効性評価においては、水蒸気だけではなく、ジルコニウム－水反応により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用で生じる水素や一酸化炭素等の非凝縮性ガスによる影響を考慮しても、格納容器過圧破損のおそれがないことを確認する予定です。</p>				
<p>(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えているか。</p>	<p>格納容器破損防止対策は、格納容器の健全性を維持し、放射性物質の環境中への放出量を可能な限り低減することを目的に実施するものと考えております。</p> <p>重大事故時の格納容器内では様々な状況が想定されますが、格納容器の健全性を維持するに当たっては、レベル1.5PRAの知見等を踏まえて想定すべき格納容器破損モードを選定し、当該格納容器破損モードに対して対策を実施することが適切であると考えております。</p> <p>志賀2号機では、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、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用を、想定すべき格納容器破損モードとして抽出しておりますので、これらの格納容器破損モードに対して対策を実施しております。</p> <p>また、格納容器破損防止対策の基本的な考え方は以下のとおりです。</p> <p><b>【格納容器破損防止対策の基本的な考え方】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉や下部ドライウェルに注水し、溶融炉心を冷却するとともに、格納容器スプレーにより格納容器冷却を実施</li> <li>・格納容器除熱は、格納容器バウンダリを維持できる除熱手段（代替残留熱除去設備等）を優先的に実施</li> <li>・格納容器バウンダリを維持できる除熱手段が使用できない場合、格納容器内で水素燃焼のリスクがある場合、又は格納容器が破損若しくは破損に至る蓋然性が高い場合は、格納容器フィルタ付ベント装置により格納容器ベントを実施</li> </ul>				

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由
<p>(2) 及び (3) 関係 (ア) 「発電用軽水型原子炉施設 におけるシビアアクシデント 対策としてのアクシデントマ ネ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「A M対策」という。)について、 以下の事項を回答すること。</p> <p>i. アクシデントは、どのような 考え方により想定されていた のか。</p> <p>ii. アクシデントの想定に対し て、どのような対策(設計、施 工及び運用)を講じる方針と したのか。(想定したアクシデ ントごとに示すこと)</p> <p>iii. アクシデントの想定に対す る対策方針を踏まえて、具体 的にどのような対策を講じた のか。(対策方針ごとに示すこ と)</p> <p>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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント(AM)対策で考慮したアクシデントは、志賀1, 2号機の内の事象確率論的安全評価(PSA)の結果から抽出しており、炉心健全性の維持に対する寄与が相対的に大きいシーケンスとして、電源喪失、高圧注水・減圧失敗、高圧・低圧注水失敗、崩壊熱除去失敗等を抽出しております。</li> <li>また、格納容器健全性の維持に対する寄与が相対的に大きいモードとして、貫通部過温、格納容器雰囲気直接加熱、水蒸気(崩壊熱)による過圧等を抽出しております。</li> <li>抽出したシーケンス等の事象発生を防止するために、電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、格納容器への注水機能、格納容器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い、添付1に示すとおり対策を行うこととしました。</li> <li>AM対策の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、AM対策が有効であることを確認しております。志賀1号機のPSAでは、AM対策の整備前後で炉心損傷頻度、格納容器破損頻度ともに9割以上低減することを確認しております。また、志賀2号機のPSAでは、AM対策の整備前後で炉心損傷頻度が約3割、格納容器破損頻度が約9割低減することを確認しております。</li> <li>なお、志賀2号機の炉心損傷頻度の低減率が志賀1号機と比べて小さいのはAM対策の一部を当初設計の段階から考慮していたため、AM対策を考慮する前の炉心損傷頻度に一部のAM対策の効果が反映されていること等が理由です。</li> </ul>				

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容、理由
(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。	<p>志賀1, 2号機の耐圧強化ベントラインには、非常用ガス処理系の他、換気空調系との接続がありますが、換気空調系との隔離弁はFail Close設計となっております。</p> <p>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、代替制御棒挿入用の電磁弁等の新設、下部ドライウェル注水ラインの新設、隣接号機からの電源融通回路の新設等がありますが、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おります。</p>	(2) - 1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。	③	<p>志賀2号機の耐圧強化ベント系は、1F事故以前からベントガスが逆流しないよう、ベント時に他系統と隔離可能な設計としております。志賀1号機の耐圧強化ベント系は、原子炉建屋との隔離弁である非常用ガス処理系の入口弁がFail Openの空気作動弁ですが、1F事故以前からベントガスの逆流を発生させないようボンベセットによる空気供給手段を整備し、計装用圧縮空気が喪失した場合においても隔離可能な設計としております。</p> <p>志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置は独立した配管を設置し、他系統との独立性を確保する予定であり、志賀1号機も再稼働に際しては同様の対応をする予定です。</p> <p>&lt;詳細&gt; 【1F事故以前の状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●志賀2号機(ABWR)：耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続(添付2図-5参照) <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Closeの空気作動弁であり、Fail Openではありませんでした。Fail As-Isの電動弁には現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。なお、手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。</li> <li>・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる供給手段を整備していました。さらに手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> </ul> </li> <li>●志賀1号機(BWR5)：耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続(添付1図2.3参照) <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Openの空気作動弁でした。Fail As-Isの電動弁は現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>Fail Openの空気作動弁には手動ハンドルは設けていなかったものの、計装用圧縮空気が喪失した場合を想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。</li> <li>・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。</li> <li>・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。</li> <li>・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。</li> </ul> </li> </ul> <p>【1F事故後の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●志賀2号機 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタ付ベント装置の設計にあたっては、以下を考慮する予定です。</li> <li>・サブプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いて、他系統と独立した配管を設置します。</li> <li>・ドライウェルのベントラインは不活性ガス系配管を一部共用するものの、格納容器第一隔離弁(通常時閉でFail Closeの空気作動弁)の手前で分岐し、他系統との独立性を確保します。</li> </ul> </li> <li>●志賀1号機 <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系の他系統との隔離弁(Fail Openの空気作動弁)や格納容器ベント弁には、現場で手動操作が可能なよう手動ハンドルを追設しております。</li> <li>・その他の対応については、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</li> </ul> </li> </ul>

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)				
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由	
(2) - 2②関係 (ア)具体的にどのような協力が 可能か。	当社プラントの AM 対策の設計, 施工及び運用 (手順書) に係る技術資料を 提示可能と考えております。	(2) - 2	これを踏まえ、設計基準対象 施設等への接続を含めた AM 対策 (耐圧強化ベントライン 等) の設計、施工及び運用の 考え方を確認する必要がある。	②	要	設計基準対象施設等への接続を含めた AM 対策の設計, 施 工及び運用の考え方は以下のとおりです。なお, 当社とし て更なる調査を実施することで他社も含めた AM 対策整備 当時の考え方を確認することに意義はあると考えており, 今後も貴庁の調査に協力します。
(イ)自社で調査・検討を実施し ないのはなぜか。	福島事故後, AM 対策の振り返りは実施しており, その中で得られた知見は再 稼働に向けた新規制基準対応の中で志賀原子力発電所に反映していく予定で す。 AM 対策に関して新たな知見が得られた場合には, 改めて検討を行いたいと 考えております。					【AM 対策整備当時の考え方】 ・設計基準対象施設等への接続を含めた AM 対策の設計, 施 工及び運用については, 隔離弁により上位クラスとの機 能分離がなされるまでは同じクラスの設計とし, 格納容 器バウンダリに直接接続する部分は隔離設計とする等, 既存の安全機能に悪影響を与えないように設計を考慮し ております。具体的には添付 1, 添付 2 のとおりです。こ れらについては, 当社から旧原子力安全・保安院に報告 しており, 旧原子力安全・保安院から旧原子力安全委員 会に報告しています。 添付 1: 志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント 整備報告書 (抜粋) 添付 2: 志賀原子力発電所 2 号炉のアクシデントマネジ メント検討報告書 (抜粋) ・また, AM 対策設備全般について「定期検査中に機能の確 認試験が可能な設計とする」こととしており, 設置時に 試験可能性は考慮しています。これらの機器は社内規定 に基づき保全対象とした上で, 保全計画を定め, これに 基づく点検等を実施しております。

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	回答内容	（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月6日）			
		番号	事項	回答 項目	回答内容、理由
(2) - 2 ③関係 (ア) 耐圧強化ベント ラインの設計（S G T S 配管接続を 含む）に係る当時 の検討経緯及び関 連資料を示すこ と。	<p>志賀1, 2号機の耐圧強化ベント系へのボンベセット設置、排気筒接続及び非常用ガス処理系の弁設計の考え方は次のとおりです（耐圧強化ベント系の概略図は添付2を参照）。</p> <p><b>【ボンベセット設置】</b> 耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（RHR系）が何らかの理由で多重故障している状態において使用する必要が生じる設備であり、RHR系の多重故障の要因は多岐にわたるため、基本的には既存の設備からは独立させて設置することが望ましいと考えております。そのため、計装用圧縮空気系を用いて開閉操作する空気作動弁には、ボンベセットを設置することとしております。</p> <p><b>【排気筒接続】</b> 耐圧強化ベント系は、既存の非常用ガス処理系配管を活用していることから、その構造は非常用ガス処理系の設計に依存しております。志賀1, 2号機では、非常用ガス処理系設計時に排出ガスを高所放出するため、排気筒を排気筒頂部まで敷設する構造としておりましたので、耐圧強化ベント系の排出も同様に排気筒頂部となっております。</p> <p>また、非常用ガス処理系の設計は当初から排気筒を排気筒頂部まで敷設する前提で行われており、1Fのように排気筒底部に接続する検討を行ってはおられません。</p> <p><b>【非常用ガス処理系の弁設計】</b> 非常用ガス処理系の弁設計として、フィルタ装置の入口弁/出口弁は電動弁（Fail As Is）、系統入口弁は空気作動弁（Fail Open）としております。</p> <p>弁設置の基本的な考え方として、駆動源喪失時における安全側の動作が閉方向又は開方向のいずれか一方に限定出来る場合には空気作動弁を設置し、そうでない場合は電動弁を設置することとしております。</p> <p>非常用ガス処理系の系統入口弁が空気作動弁（Fail Open）となっているのは、非常用ガス処理系の機能として駆動源喪失時に弁が開方向の動作をすることによる悪影響が無いからです。</p> <p>一方、フィルタ装置の入口弁/出口弁は次の2点を考慮して電動弁（Fail As Is）としております。</p> <p>①非常用ガス処理系はファンや配管等が多重化されていることから、空気作動弁（Fail Open）とすると弁駆動源が喪失した状態で非常用ガス処理系を運転した場合に停止側系列の出口から排出ガスが逆流する恐れがあること</p> <p>②フィルタ装置入口弁/出口弁のいずれかで系統流量調節のための中間開度での運転を可能とすること</p> <p>また、当時の検討経緯に関する関連資料として以下を添付します。 添付3：志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書（平成14年5月、北陸電力株式会社） 添付4：志賀原子力発電所2号炉のアクシデントマネジメント検討報告書（平成15年7月、北陸電力株式会社）</p>	(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ります。	③	<p>(2) - 1 ③に記載 (以下に(2) - 1 ③の回答内容記載)</p> <p>志賀2号機の耐圧強化ベント系は、1F事故以前からベントガスが逆流しないよう、ベント時に他系統と隔離可能な設計としております。志賀1号機の耐圧強化ベント系は、原子炉建屋との隔離弁である非常用ガス処理系の入口弁がFail Openの空気作動弁ですが、1F事故以前からベントガスの逆流を発生させないようボンベセットによる空気供給手段を整備し、計装用圧縮空気系が喪失した場合においても隔離可能な設計としております。</p> <p>志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置は独立した配管を設置し、他系統との独立性を確保する予定であり、志賀1号機も再稼働に際しては同様の対応をする予定です。</p> <p>&lt;詳細&gt; <b>【1F事故以前の状況】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●志賀2号機（ABWR）：耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続（添付2図-5参照）</li> <li>・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Closeの空気作動弁であり、Fail Openではありませんでした。Fail As-Isの電動弁には現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。なお、手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。</li> <li>・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる供給手段を整備していました。さらに手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> </ul> <p>●志賀1号機（BWR5）：耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続（添付1図2.3参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時閉でFail As-Isの電動弁とFail Openの空気作動弁でした。Fail As-Isの電動弁は現場操作が可能なように手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。</li> <li>Fail Openの空気作動弁には手動ハンドルは設けていなかったものの、計装用圧縮空気系が喪失した場合を想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。</li> <li>・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時閉でFail Closeの空気作動弁でした。</li> <li>・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。</li> <li>・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。</li> </ul> <p><b>【1F事故後の対応】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●志賀2号機 格納容器フィルタ付ベント装置の設計にあたっては、以下を考慮する予定です。</li> <li>・サプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いて、他系統と独立した配管を設置します。</li> <li>・ドライウエルのベントラインは不活性ガス系配管を一部共用するものの、格納容器第一隔離弁（通常時閉でFail Closeの空気作動弁）の手前で分岐し、他系統との独立性を確保します。</li> </ul> <p>●志賀1号機</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系の他系統との隔離弁（Fail Openの空気作動弁）や格納容器ベント弁には、現場で手動操作が可能なよう手動ハンドルを追設しております。</li> <li>・その他の対応については、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</li> </ul>

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)				
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由	
(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。	<p>AM整備以前から、非常用ガス処理系(ファン・フィルタ含む)を使用した格納容器ベント手段があったものの、ファン・フィルタ等において耐圧が低い箇所があり、使用可能な圧力範囲が限定されていました。</p> <p>耐圧強化ベント系は、上記を踏まえて格納容器ベントが実施可能な格納容器圧力の範囲を広げることを目的として設置したものです。</p> <p>耐圧強化ベント系が、既存の非常用ガス処理系配管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て排気筒に導く思想であることに関してはBWR各社で共通認識があったと考えております。</p> <p>一方、非常用ガス処理系配管が排気筒に到達した後の排出先(排気筒頂部/底部)がBWR各社で異なるのは非常用ガス処理系自体の設計の差異に由来するものと考えておりますが、排気筒に到達した後の排出先についてBWR各社で共通認識があった記録は確認できておりません。</p> <p>なお、志賀1, 2号機は排気筒頂部まで排気管を敷設しております。</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。	③	<p>志賀1/2号機ともに、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系は、1Fと同様に非常用ガス処理系配管の一部を経由しております。</p> <p>志賀2号機で新たに設置予定の格納容器フィルタ付ベント装置は、次の点を考慮する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サブプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ペネトレーションを用いることとし、他系統と独立した配管を設置します。</li> <li>・ドライウェルのベントラインは不活性ガス系配管を一部経由するものの、格納容器第一隔離弁の手前で分岐させ、他系統との独立性を確保します。</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>	
(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。	<p>1F 中間取りまとめに記載されているとおり、以下の特徴があったものと認識しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系配管が排気筒底部に接続されており、排気筒は非常用ガス処理系配管よりも口径が大きいことからベントガスが排気筒内に流入した後に流速が低下し、エアロゾル等の核分裂生成物が排気筒頂部まで到達せず排気筒内部に滞留・沈降し、排気筒底部に高い汚染が発生</li> <li>・他系統との隔離を実施せずに格納容器ベントを実施したことにより、他系統を介して原子炉建屋内にベントガスが流入</li> <li>・非常用ガス処理系配管が排気筒手前で他号機と合流していたことから、非常用ガス処理系配管を介して他号機にベントガスが流入</li> </ul>	(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	1F1/2号機共用排気筒において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になったことについて、当社として異なる見解はありません。

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由
(3) - 4 ③関係 (ア) 貴社の現在の排気システムでは、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)。	<ul style="list-style-type: none"> <li>志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置は、水素滞留が発生しないよう配慮した設計とする予定です。なお、排気筒の外側に沿わせるように排気管を敷設する予定であることから排気筒内部にベントガスが滞留することはありません。</li> <li>志賀2号機の耐圧強化ベント系は、水素滞留防止の観点から炉心損傷後には使用しないことを検討しておりますが、換気空調系や非常用ガス処理系との接続箇所において分岐部があり、当該分岐部における水素滞留が否定できないと考えております。なお、排気筒頂部まで排気管が敷設されていることから1Fのように排気筒内部にベントガスが滞留し、排気筒底部に核分裂生成物が蓄積することはありません。</li> </ul>	(3) - 4	また、現行の原子炉施設の排気システム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	<p>(3) - 3 ③に記載 (以下に(3) - 3 ③の回答内容記載) (3) - 2 ③に記載している内容に加えて以下を考慮しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置は、系統内に水素が滞留し、水素燃焼が発生しないよう、通常運転時から窒素を封入するとともに、格納容器フィルタ付ベント装置までを下り勾配、格納容器フィルタ付ベント装置以降を登り勾配とする予定です。また、配管分岐部にも水素が滞留しない設計とする予定です。さらに、ベント終了後においては窒素供給を実施する予定です。</li> <li>格納容器ベント後の配管等への核分裂生成物付着も考慮した上で被ばく線量評価を実施し、SA作業の成立性を確認する予定です。</li> <li>耐圧強化ベント系は、水素滞留防止の観点から炉心損傷後には使用しないことを検討しており、水素流入の可能性は小さいと考えております。一方、その配管経路は原子炉建屋上層階から非常用ガス処理系トレンチを介して排気筒に繋がっており連続登り勾配でないこと、配管分岐部が複数あり分岐部における水素滞留の可能性が否定できないことを踏まえ、対応を検討中です。</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
(4) - 2 ②関係 (ア) 具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	事故時に真空破壊装置が故障した場合の格納容器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おります。			②	<p>真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、(4) - 1 ③に記載のとおり、確率論的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障(1弁開固着)のモデル化を進めており、今後、当社で適切に対応してまいります。</p>
(4) - 2 ③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。	<p>原子炉冷却材喪失事故又は圧力容器破損時において、真空破壊装置の開固着等が発生すると、ベント管を介したサブプレッションプールスクラビングによる蒸気凝縮効果が得られず、真空破壊装置の開固着等が無い場合に比べて格納容器内圧力及び温度の推移が厳しくなる可能性があります。</p> <p>また、サブプレッションチェンバからの格納容器ベント時において、真空破壊装置の開固着等が発生すると、ドライウェル内雰囲気ガスがサブプレッションプールでスクラビングされずに環境中に放出され、放射性物質の放出量が真空破壊装置の開固着等が無い場合に比べて大きくなる可能性があります。</p> <p>なお、原子炉冷却材喪失事故や圧力容器破損が無い場合、原子炉で生じる蒸気は逃がし安全弁排気管等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、真空破壊装置の故障による影響はないと考えております。</p> <p>志賀2号機では、PRA高度化の一環として、イベントツリーに真空破壊装置の故障(1弁開固着)に係る分岐を設け、真空破壊装置が故障した場合の影響をPRAで考慮することを検討しております。</p>	(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。	③	<p>(4) - 1 ③に記載 (以下に(4) - 1 ③の回答内容記載) 真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下における耐性を備えた設備とする予定です。なお、志賀2号機の真空破壊装置のガスケットは改良EPDMに交換することを検討しております。</p> <p>諸外国の確率論的リスク評価の知見を踏まえ、残余のリスクを評価する観点から確率論的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障(1弁開固着)のモデル化を進めております。</p> <p>格納容器フィルタ付ベント装置はサブプレッションプールスクラビングを経由しないドライウェルベントも考慮した設計としており、新規制基準適合性審査におけるベント時のセシウム放出量評価や被ばく評価においては、ドライウェルベントを実施した場合の評価も行う予定です。仮に真空破壊装置が故障し、サブプレッションプールスクラビングがバイパスされたとしてもドライウェルベント時の評価に包絡されると考えております。</p>

中間取りまとめに関する見解等 (回答)に対して、改めて見解 等を聴取する事項	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由
(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。	<p>志賀2号機では、以下のとおり原子炉建屋原子炉棟下層階の水素滞留に配慮することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを防止するため、格納容器ハッチ等のシール部に改良 EPDM 製シール材等を採用</li> <li>開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、水素濃度が2%程度に到達した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置で格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制</li> <li>格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オペフロに水素を導く経路を確保</li> <li>以上の対応でも水素濃度が低下しない場合、原子炉建屋ブローアウトパネルを開放し、原子炉建屋から水素を排出</li> </ul> <p>また、非常用ガス処理系の吸込口は原子炉建屋オペフロにありますので、重大事故時には非常用ガス処理系を使用することにより原子炉建屋原子炉棟下層階から原子炉建屋オペフロへの水素移動を促進することを検討しております。</p> <p>さらに、原子炉建屋原子炉棟下層階において水素滞留の可能性のある箇所を、今後現場ウォークダウンにより確認してまいります。</p> <p>上記のとおり対応する予定ですが、水素挙動に関して新たな知見が得られた場合には、志賀原子力発電所への反映を検討してまいります。</p>	(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。	③	<p>志賀2号機では、原子炉建屋の水素対策として次の施策(検知・処理・排出)を実施する予定です(一部実施済)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋オペフロに原子炉建屋可燃性ガス再結合器及び水素濃度計を設置</li> <li>ブローアウトパネルを現場で手動開放し、原子炉建屋から排出する設備及び手順を整備</li> </ul> <p>さらに、上記に加え次の施策を実施することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、原子炉建屋内の広い範囲で漏えいを検知</li> <li>原子炉建屋内の水素濃度上昇を検知した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置にて格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制</li> <li>格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オペフロに水素を導く経路を確保</li> </ul> <p>その他、格納容器からの水素漏えい防止対策として次の施策を実施する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設又は可搬型ポンプによる格納容器スプレイによる格納容器内冷却</li> <li>常設ポンプ、可搬型熱交換設備等を用いた格納容器内除熱</li> <li>格納容器トップヘッドフランジ等のシール材を改良 EPDM に変更</li> <li>原子炉ウエル注水による格納容器トップヘッドフランジの冷却</li> </ul> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋オペフロでは、原子炉建屋可燃性ガス再結合器の反応熱による上昇気流の発生に伴い、滞留した水素は対流により拡散されるものと考えております。</li> <li>格納容器ハッチから水素が漏えいした場合、格納容器ハッチ付近で局所的に水素濃度が高くなることは考えられますが、格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、水素濃度が上昇した場合に格納容器フィルタ付ベント装置で格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制することを検討しております。</li> <li>上記の対応後においても、水素濃度が上昇する場合には原子炉建屋ブローアウトパネル開放により水素を排出することを検討しております。</li> </ul> <p>上記のとおり対応する予定ですが、水素挙動に関して新たな知見が得られた場合には、志賀原子力発電所への反映を検討してまいります。</p>				
(ウ) 1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウエル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。	<p>志賀1, 2号機ともに換気空調系から原子炉ウエルに接続する原子炉ウエル排気ラインは設置されておられません。</p>				

中間取りまとめに関する見解等 (回答)に対して、改めて見解 等を聴取する事項	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)				
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由	
(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。	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きます。	(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	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種 類と量について、今後の更なる調査・検討が必要と考えて おります。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・ 検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあた って当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせて頂 きます。
(イ)水素以外の可燃性ガスに関 する調査について、自社で実 施することについてどのよう に考えるか。	水素以外の可燃性ガスに関する調査を行うことは必要と考えており、自社又 はBWR電力で協力して調査を実施していきたいと考えております。					
(ウ)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。	溶融炉心の高温影響等により、ケーブル材料等から可燃性ガスが生じる可能 性はあると考えられますが、発生するガスの種類や量等の詳細な知見は現状で は有しておりません。					
(6) - 1 ②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、ど のような検討が必要であると 考えるか。また、どのような検 討が実施可能か。	逃がし安全弁(逃がし弁機能)の不安定動作に関して「不安定動作が生じた 原因の調査」と「重大事故等時の事象進展に与える影響の検討」が必要と考 えており、それぞれ実施可能な内容は以下のとおりです。 ①逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因の調査 当社プラントの設計図書等を確認し、逃がし弁機能の不安定動作が生じた原 因を検討することを考えております。 ②逃がし弁機能の不安定動作が重大事故等時の事象進展に与える影響の検討 原子炉圧力制御機能(逃がし弁機能)の不安定動作が重大事故等時の事象進 展に与える影響を定性的な検討や解析評価により確認することを考えており ます。	(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	逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因 又は不安定動作による影響について、更なる調査・検討が 必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施 していくことを考えております。

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由
(6) - 2 ③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。	逃がし安全弁へ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、窒素の消費によるアキュムレータ圧力低下と弁の開動作 に必要な圧力との関係により、1F同様の不安定動作が生じうると考えており ます。 志賀2号機では、逃がし安全弁の駆動源として高圧窒素ガス供給系を整備す るとともに、予備の窒素ガスポンペを配備しております。 なお、原子炉減圧操作を実施し、低圧注水に切り替えた後は1F同様の不安 定動作は発生しないものと考えております。	(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。	③	(6) - 1 ③にて回答 (以下に(6) - 1 ③の回答内容記載) 逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作は原因が不明なた め、今後の調査・検討結果を踏まえて当社プラントに反映すべ き事項が出てきた場合は適切に対応してまいります。 一方、今回の事象は逃がし安全弁の原子炉圧力制御機能(逃 がし弁機能)に影響は与えているものの、逃がし安全弁は原子 炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)がより重要と考えており、 志賀2号機においては原子炉減圧機能の強化として次の対応を 実施する予定です(一部実施済)。  ・逃がし安全弁駆動用窒素ガスポンペの追加配備 ・逃がし安全弁駆動電源の多様化(可搬型蓄電池等) ・逃がし安全弁補助作動装置の設置  さらに、原子炉減圧機能の強化として次の施策を実施するこ とを検討しております。  ・逃がし安全弁を保護するための格納容器スプレイ手順の整 備  志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を 実施する予定です。
(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。	逃がし安全弁の安全弁機能はバネによる単純な機械的機構であり、当社とし ては高温によるバネ力の低下以外に作動開始圧力が低下した要因として考え ているものではありません。	(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	今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を 踏まえ、1F事故において自動減圧系や逃がし安全弁が設計 と異なる挙動をしていたことについて、当社として異なる 見解はありません。  ※: 未解明問題報告書 添付資料 3-3 「3号機 13日9時頃に 発生した原子炉圧力の低下挙動について」
(7) - 2 ①関係 (ア) シビアアクシデント(以下 「SA」という。)時の機器の 挙動に関する知見は、誰がど のように集積すべきと考える か。	重大事故等時の機器の挙動に関する知見の内、必要なものはメーカー又は研究 機関の協力を得ながら、自社又はBWR電力で協力して集積を行うものと考えて おります。			① 無	SA時の機器の挙動に関する知見の集積については、当社 として異なる見解はありません。
(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。	重大事故等時に機能に期待する機器は、重大事故等環境下での健全性を確認 し、当該環境条件の範囲内では機能が発揮できることを確認するとともに、駆 動源が必要な機器は、重大事故等時における機器の作動回数を満足するように 駆動源容量を確保することを検討しております。 一方、機器の耐環境性、駆動源容量ともに余裕を持って確保することを検討 しているため、機器の実力値は想定よりも高くなると考えております。 耐環境性や駆動回数の観点で機器が使用可能と判断できる範囲を広げるこ とは、想定している環境条件・機器作動回数を超える状況が発生した場合にお ける運用のより適切な検討・実施に繋がるため、継続的な調査は有効と考えて おります。	(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。	② 要	新規基準適合性の観点では、SA設備はSA環境下での 耐性を備え、期待された機能を発揮できる設備とする予定 であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考 えにくいものの、今後SA環境下での機器の設計上の想定と 異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラ ントへの反映要否を検討の上、適切に対応してまいります。 自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えておりま す。

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由
(8) - 2 ③関係 (ア)自動減圧系を含めて、SA 時に動作を期待する機器の作 動信号については、機器の破 損防止等のためのインターロ ックがSA時の操作に与える 悪影響をどのように考えてい るか (SA時の操作時にイン ターロックのために動作しな い等の悪影響を考慮してい るか)。	自動減圧系に関しては、格納容器圧力が最高使用圧力を超える可能性がある SOP 手順を導入する時点でインターロック除外スイッチによる自動減圧系作動 阻止操作を実施する予定としております。 また、操作手順を策定する際にはインターロックが阻害要因となるか否かを 確認し、阻害要因となる場合には中央制御室制御盤の配線をジャンパー又はリ フトした上で操作を行うこととしております。 この場合には、操作手順ごとに盤番号や端子台番号を明確にし、これらの操 作時にヒューマンエラーが発生しないよう配慮しております。  (例) ジャンパー又はリフト手順を整備しているインターロック ①格納容器ベント時のベントラインに設置されている格納容器隔離弁の隔離 信号のバイパス ②主蒸気隔離弁開放による原子炉減圧を実施する場合の主蒸気隔離弁の隔離 信号のバイパス ③原子炉冷却材浄化系又はドライウェル冷却系により代替除熱を行う場合の 原子炉補機冷却系の常用負荷隔離信号のバイパス	(8) - 2	このことを踏まえると、SA時 の ADS の作動に関する設計 条件等を確認する必要がある。	③	(8) - 1 ③に記載 (以下に (8) - 1 ③の回答内容記載) 志賀 2 号機では、1F3 号機と同様の事象が発生することは考 え難いです。理由は次のとおりです。 ・自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系 ポンプ吐出圧を用いていますが、格納容器の最高使用圧力 の 2 倍 (620kPa [gage]) にサプレッションチェンバの静水 頭 (満水でも 200kPa 程度) を考慮しても十分に高い設定値 となっております。 ・さらに、運転手順書では、不要な自動減圧系作動防止を目的 に、格納容器圧力が最高使用圧力を超える可能性がある SOP 手順を導入する時点で自動減圧系作動阻止操作を実施する 予定としております。 ・代替自動減圧機能も同様です。  志賀 1 号機では、自動減圧系起動信号のインターロックとし て残留熱除去系ポンプ運転中の信号を用いていることから、1F3 号機と同様の事象が発生することはありません。
(8) - 3 ③関係 (ア)PCVからの水素漏えい によるPCVの減圧は、PCV の圧力上昇を緩和するため影 響は小さいとのことである が、水素漏えいによる悪影響 として、どのようなことが考 えられるか。	格納容器から雰囲気ガス (水素) が漏えいした場合の悪影響としては、原子 炉建屋における水素爆発発生や環境悪化、環境への放射性物質放出量の増加等 が考えられます。また、原子炉建屋で水素爆発が発生することで格納容器の破 損が拡大する恐れがあると考えております。 一方、格納容器内に対しては、雰囲気ガスの漏えいは圧力や水素濃度の上昇 を緩和する方向の現象であることから、格納容器内の事象進展に悪影響を及ぼ すことは考えにくいです。	(8) - 3	また、PCV 圧力が上昇する主 要因として、水蒸気発生が想 定されてきたが、水素による 加圧及び漏えいによる減圧 などのふるまいが、従来の事 故シーケンスに対してどの 程度影響するのか具体的に 確認する必要がある。	③	志賀 2 号機では、新規制基準適合性審査の中で水蒸気発生以 外に水素等による過圧 (ジルコニウム-水反応による水素発生、 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等) を考慮した上で、格納容器圧力が制限値を下回る評価を示す予 定です。 なお、漏えいによる減圧等のふるまいは、格納容器圧力を緩 和する方向に働くことから、格納容器内の圧力挙動評価等にお いて改めてその影響を考慮する必要性は小さいと考えておりま す。 志賀 1 号機も、再稼働に際しては志賀 2 号機と同様の対応を 実施する予定です。
(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。	当時の現場状況の詳細は不明ですが、格納容器ベントラインの系統構成に用 いていたベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電 機の故障による電磁弁励磁維持の問題等が原因で格納容器ベント操作が成立 しなかった可能性が考えられます。	(9) - 1	3 号機のベント成功回数は 2 回である。	①	無
(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。	格納容器ベント操作による格納容器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 回のみと考えております。				

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	回答内容	(参考) 中間取りまとめに関する見解等の回答 (2021年5月6日)			
		番号	事項	回答 項目	回答内容, 理由
(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おり、ある程度の気密性を有しております。1F4号機も同様と考えられ、1F3号機から流入した水素が原子炉建屋外に排出されなかったことが長期間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因と推察しております。	(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	今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント時に非常用ガス処理系配管を通じて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、爆発に至ったことについては、当社として異なる見解はありません。  ※：未解明問題報告書 添付資料 3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」
(9) - 3③関係 (ア) 建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えるか)。	作業員の安全確保の観点から原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超えている状況下では、作業員を現場作業に従事させることは出来ないため、原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超えていること又は超える蓋然性が高いことを水素濃度計で検知した場合等には、原子炉建屋からの水素排出対策であるブローアウトパネルの開放を実施することを検討しております。 現場作業は原子炉建屋からの水素排出により原子炉建屋内の水素濃度低減が確認出来た段階で実施することを検討しております。 なお、炉心損傷時に重大事故等対策として期待している操作(原子炉注水や格納容器冷却等)の現場作業場所は、原子炉建屋原子炉棟(インナー)以外(原子炉建屋付属棟(アウター)又は屋外)とする予定ですので、水素滞留の可能性のある状況において作業員がインナーに入ることはありません。	(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	(9) - 2③に記載 (以下に(9) - 2③の回答内容記載) 志賀2号機では、原子炉建屋内水素濃度計の指示値上昇等、原子炉建屋で水素爆発が起こる恐れがある場合には、原子炉建屋内及びその周辺での作業を禁止する等の安全措置について今後検討し、反映していきます。 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。 なお、志賀1/2号機においては、プラント間で排気筒を共用していないため、他号機へのベントガス(水素、核分裂生成物等)の流入は構造上起こりえません。

## 添付目次

- 添付 1 志賀原子力発電所 1， 2 号機のアクシデントマネジメント  
対策の抽出結果
- 添付 2 志賀原子力発電所 1， 2 号機 耐圧強化ベント系の概略図
- 添付 3 志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書  
(平成 1 4 年 5 月， 北陸電力株式会社)
- 添付 4 志賀原子力発電所 2 号炉のアクシデントマネジメント検討  
報告書 (平成 1 5 年 7 月， 北陸電力株式会社)

## 志賀原子力発電所 1, 2 号機のアクシデントマネジメント対策の抽出結果

項目	検討すべきシーケンス等	有効な対策	アクシデントマネジメント対策
炉心健全性の維持	電源喪失	電源供給	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隣接プラント等からの電源融通</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の復旧</li> </ul>
	高圧注水・減圧失敗	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉減圧の自動化<sup>※2</sup></li> </ul>
	未臨界確保失敗 <sup>※1</sup>	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・再循環ポンプトリップ (RPT) <sup>※3</sup></li> <li>・代替制御棒挿入 (ARI) <sup>※3</sup></li> </ul>
	原子炉冷却材喪失事故時の注水失敗 <sup>※1</sup>	原子炉への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系, 消火系ポンプによる代替注水</li> </ul>
	高圧・低圧注水失敗	原子炉への注水機能	(「原子炉冷却材喪失事故時の注水失敗」と同じ)
	崩壊熱除去失敗	格納容器からの除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウエル内ガス冷却装置, 原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱</li> <li>・残留熱除去系の復旧</li> <li>・耐圧強化ベント</li> </ul>
格納容器健全性の維持	貫通部過温	格納容器への注水機能	(「原子炉冷却材喪失事故時の注水失敗」と同じ)
	格納容器雰囲気直接加熱	電源供給	(「電源喪失」と同じ)
	未臨界確保失敗時の過圧 <sup>※1</sup>	原子炉停止機能	(「未臨界確保失敗」と同じ)
	水蒸気 (崩壊熱) による過圧	格納容器からの除熱機能	(「崩壊熱除去失敗」と同じ)

※1 志賀原子力発電所 2 号機では、「未臨界確保失敗」、「原子炉冷却材喪失事故時の注水失敗」及び「未臨界確保失敗時の過圧」は検討すべきシーケンス等として抽出されていない。

※2 志賀原子力発電所 2 号機では、高圧注水系を 3 系統設けているため、「原子炉減圧の自動化」をアクシデントマネジメント対策として採用していない。

※3 志賀原子力発電所 2 号機では、基本設計段階で「再循環ポンプトリップ」及び「代替制御棒挿入」を採用している。

志賀原子力発電所 1, 2号機 耐圧強化ベント系の概略図

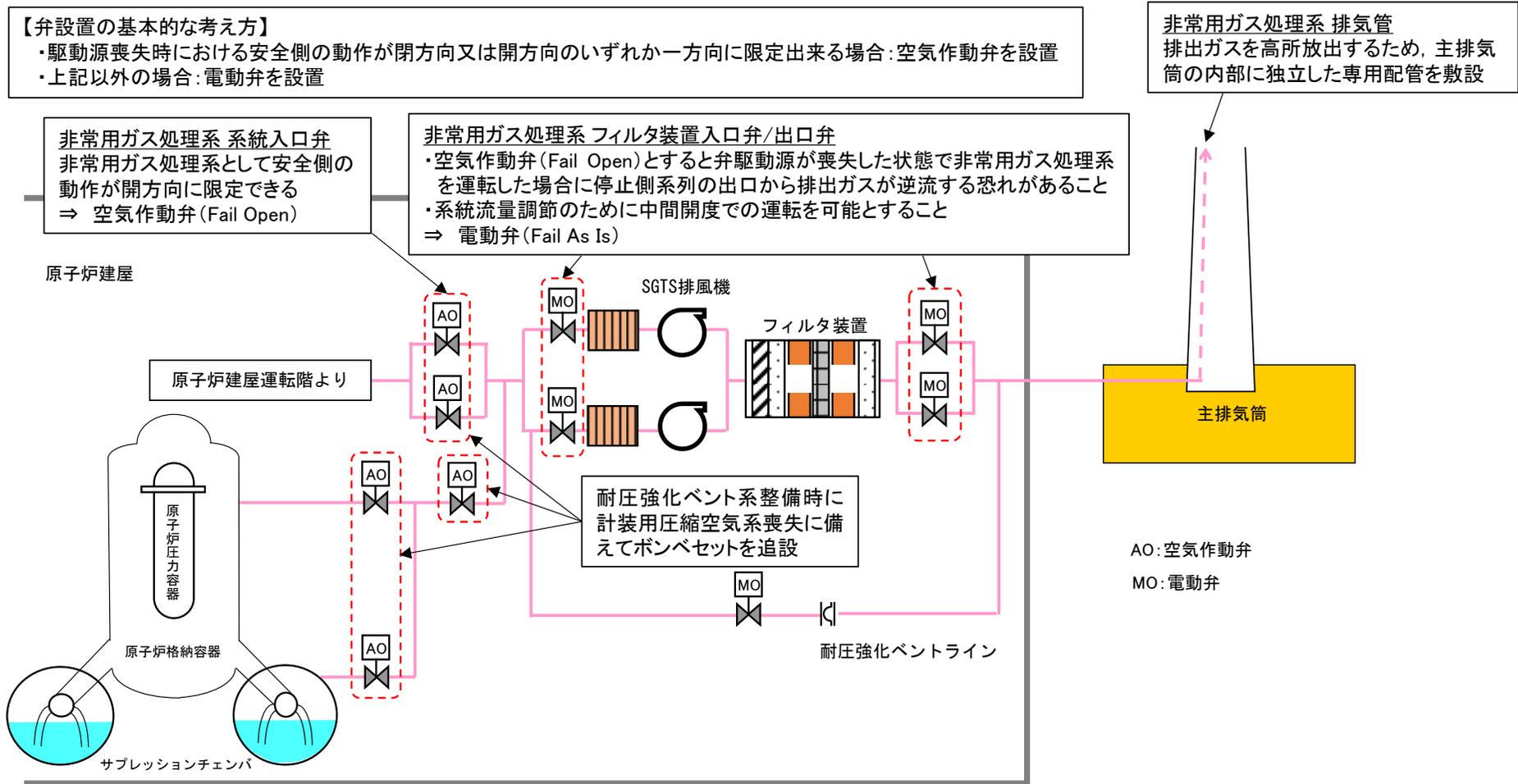


図 1 志賀原子力発電所 1号機 耐圧強化ベント系の概略図

**【弁設置の基本的な考え方】**

- ・駆動源喪失時における安全側の動作が閉方向又は開方向のいずれか一方に限定出来る場合：空気作動弁を設置
- ・上記以外の場合：電動弁を設置

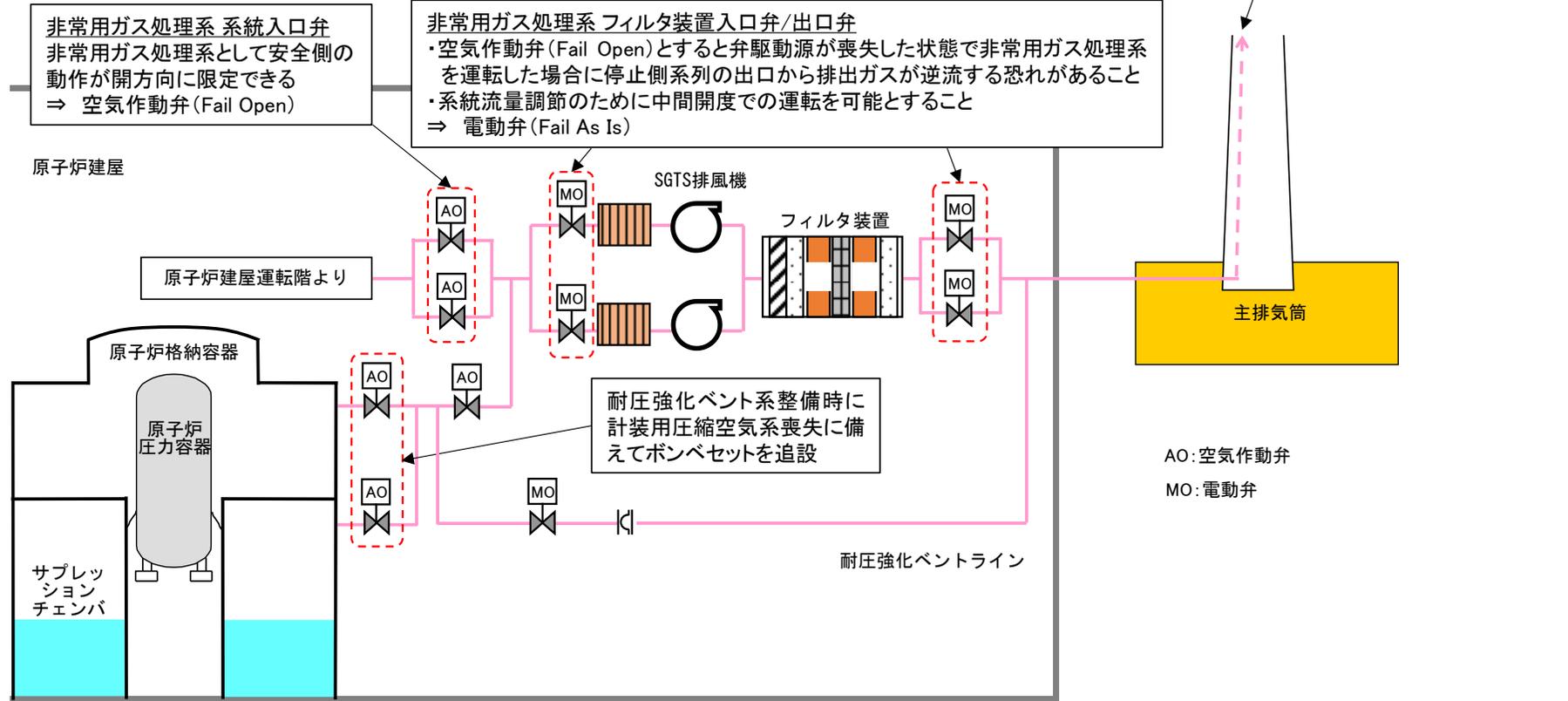


図2 志賀原子力発電所2号機 耐圧強化ベント系の概略図

志賀原子力発電所の  
アクシデントマネジメント整備報告書

平成 14 年 5 月  
北陸電力株式会社

## 目 次

1.	はじめに .....	1
2.	アクシデントマネジメント整備の概要 .....	3
2. 1	アクシデントマネジメント策の整備	
2. 2	アクシデントマネジメントの実施体制の整備	
2. 3	アクシデントマネジメントの手順書類の整備	
2. 4	アクシデントマネジメントに関する教育等の実施	
3.	アクシデントマネジメント策の整備 .....	5
3. 1	整備したアクシデントマネジメント策	
3. 2	既存の安全機能に与える影響の確認	
3. 3	アクシデントマネジメントの有効性	
4.	アクシデントマネジメントの実施体制の整備 .....	11
4. 1	アクシデントマネジメントの実施組織の整備	
4. 2	施設、設備等の整備	
4. 3	通報連絡等	
5.	アクシデントマネジメント用の手順書類の整備 .....	17
5. 1	手順書類の構成	
5. 2	手順書類の概要	
5. 3	手順書間の移行基準	
5. 4	手順書類の管理等	
6.	アクシデントマネジメントに関する教育等の実施 .....	22
6. 1	教育対象者	
6. 2	教育内容及び頻度	
6. 3	講師	
6. 4	教育用ツール	
6. 5	教育体制の維持、改善	
7.	まとめ .....	25

## 1. はじめに

我が国の原子力発電所は多重防護の思想に基づき安全設計を行い、厳格な管理のもとに建設、運転を行ってきており、運転開始当初より高い安全性を確保している。さらに当社においては、国内外での種々のトラブルからの教訓を反映するとともに、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉事故以降、電力自主保安の立場からアクシデントマネジメントに関する検討を積極的に進め、万一設計で想定した範囲を超える事象に至っても発電所内に現有する設備を有効活用することにより適切な対応が可能なよう、手順書を整備・充実し、教育等を実施してきた。

一方、原子力安全委員会においては、アクシデントマネジメントに関して我が国のとるべき考え方について検討が行われ、シビアアクシデントは工学的には現実には起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいが、原子炉施設の安全性を一層向上させるため、電気事業者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを奨励するとの見解が示された（平成4年5月「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」）。また、同年7月には通商産業省（当時）より電気事業者に対して、現時点では規制的措置を要求するものではないとした上で、従来から実施してきた自主的な保安措置としてアクシデントマネジメントの整備を引き続き進めるよう要請がなされた。

これらを受け、当社は、原子力発電所運転中における設備の故障等により発生する異常事象（内部事象）を対象とした確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を実施した。このPSAから得られた知見、及びシビアアクシデント時の事象に関する最新の知見等に基づき、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として、さらなるアクシデントマネジメントの整備を行う方針をとりまとめ、平成6年3月に通商産業省（当時）に報告した（平成6年3月「アクシデントマネジメント検討報告書」）。

当社では、この整備方針に基づき、アクシデントマネジメントを実効的に行うため、定期検査期間等を利用し、必要に応じて設備面の充実を図ったほか、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含め、これまでに当該アクシデントマネジメントの整備を完了した。

本報告書は、志賀原子力発電所1号炉のアクシデントマネジメントについて平成6年3月以降に整備した内容を取りまとめたものである。

なお、2号炉については、電気事業法に基づく工事計画認可を平成14年2月までに取得したところであるが、平成9年10月に原子力安全委員会が示した新設炉のアクシデントマネジメントに関する方針に従い、今後速やかにアクシデントマネジメントの実施方針の検討を行い、燃

料装荷前までにアクシデントマネジメントの整備を行う予定である。

## 2. アクシデントマネジメント整備の概要

平成6年3月のアクシデントマネジメント検討報告書において摘出したアクシデントマネジメント策を具体的に整備するに当たり、志賀原子力発電所（以下「当発電所」という。）では、これまでに築いた基盤をさらに拡大・充実していくことを基本方針として、必要に応じて設備面の充実を図るほか、手順書類、事故時の対応体制、教育等の整備を実施した。

本報告書においては、平成6年3月以降に整備したアクシデントマネジメントのための設備や手順書等を「今回整備したもの」と記載し、それ以前に整備したものを「従来から整備しているもの」と記載することとする。

なお、当発電所のアクシデントマネジメント整備実績を表-1に示す。

### 2. 1 アクシデントマネジメント策の整備

アクシデントマネジメント検討報告書では、シビアアクシデント研究及びP S Aの実施等により得られた知見に基づき、既存の設備を最大限に活用することを考慮した上でアクシデントマネジメント策を摘出した。これらのアクシデントマネジメント策について、各原子炉施設における系統構成上の特徴を踏まえ、炉心及び格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、「原子炉停止機能」、「原子炉及び格納容器への注水機能」、「格納容器からの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」それぞれの機能毎に有効な方策について手順化を行うとともに、必要に応じて設備改造を実施した。その具体的な内容を第3章に示す。

### 2. 2 アクシデントマネジメントの実施体制の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等各種情報の収集、分析、評価を行い、プラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策を総合的に検討、判断することが重要である。また、適宜、国等発電所外部との連絡、情報交換を行い、必要に応じて助言等を受けることとなる。これらが確実に実施できる体制を整えるという観点から、既存の組織との整合性を踏まえた上で、実際に対応操作を行う中央制御室の運転員（以下「運転員」という。）とは別に、適切な対応操作に関する検討や情報の一元管理等を行う組織（以下「支援組織」という。）を定めた。また、各組織の役割分担や責任者を明確に定めるとともに、当該組織が円滑に活動を行うための施設、設備等の整備を実施した。その具体的な内容を第4章に示す。

### 2. 3 アクシデントマネジメントの手順書類の整備

設計で想定した範囲を超える事象においては、安全系機器や計測器類の多重故障が生じていることが想定される。また、事象の進展シナリオをあらかじめ特定することは困難である。このため、限られた時間の中でプラント状態を把握し、現象論として不確実な事象や、操作を実施することによるプラントへの影響も考慮しつつ総合的にアクシデントマネジメント策を選択できるよう、判断方法や判断基準、技術データ、影響予測等について体系的に整理された手順書類が必要となる。

これらの点に留意して、運転員及び支援組織がアクシデントマネジメント策に関する迅速かつ適切な選択を行い、運転員が対応操作を実施できるよう、それぞれの役割及び事象の進展状況に応じた手順書類の整備を実施した。その具体的な内容を第5章に示す。

### 2. 4 アクシデントマネジメントに関する教育等の実施

アクシデントマネジメントを適切に実施するには、実施組織の総力をあげて対応する必要があることから、運転員及び支援組織の要員はシビアアクシデントやアクシデントマネジメントに関する知識を十分に備えている必要があり、また、運転員は手順書に基づいた的確な対応操作を実施する必要がある。このため、運転員及び支援組織の要員を対象として、それぞれの役割に応じた適切な教育等を定期的に行うこととした。その具体的な内容を第6章に示す。

### 3. アクシデントマネジメント策の整備

当発電所1号炉は電気出力540 MWのBWR-5型の原子炉施設である。1号炉の主な設備の構成を図-1に示す。本原子炉施設には、原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質を閉じ込める機能を有する系統、及び、これらの安全機能をサポートする機能を有する系統を備えており、営業運転開始以来、良好な運転実績を継続している。

平成6年3月のアクシデントマネジメント検討報告書では、本原子炉施設のPSAを実施し、上記の安全機能等により十分に安全性が確保されていることを確認した。また、その上で、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、既存の設備を最大限に活用することを第一に考慮して、アクシデントマネジメント策を検討、摘出した。今回、これらのアクシデントマネジメント策を整備するとともに、これらが既存の安全機能へ影響を与えないことを確認した。

#### 3. 1 整備したアクシデントマネジメント策

今回整備したアクシデントマネジメント策は、「原子炉停止機能」、「原子炉及び格納容器への注水機能」、「格納容器からの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の4つの機能に分類される。

今回整備したアクシデントマネジメント策を、従来から整備しているアクシデントマネジメント策とあわせて表-2に示す。

##### 3. 1. 1 原子炉停止機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の原子炉施設は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、従来から手動スクラム及び水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行う操作の手順を定めている。

今回、PSA等の知見から、原子炉停止機能を更に向上させるため、アクシデントマネジメント策として代替反応度制御機能(原子炉冷却材再循環ポンプ(以下「再循環ポンプ」という。)トリップ、代替制御棒挿入)を整備した。

##### (1) 再循環ポンプトリップ(RPT)

現有する原子炉緊急停止系作動回路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、再循環ポンプを自動でトリップさせ、原子炉の出力を低下させるものである。このRPTの回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

## (2) 代替制御棒挿入 (ARI)

現有する原子炉緊急停止系作動回路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、後備緊急停止弁とは別にスクラムエアヘッドに設置した弁を自動で開放することにより、原子炉を停止するものである(図-2.1)。このARIの論理回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

### 3. 1. 2 原子炉及び格納容器への注水機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の原子炉施設は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系等の信号により非常用炉心冷却系(ECCS)及び原子炉隔離時冷却系を自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉への注水に全て失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高圧に維持された状態で炉心が損傷し、デブリ(炉心溶融物)の貫通により圧力容器が破損すると、デブリが格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、格納容器雰囲気の直接加熱が発生する可能性がある。

また、格納容器への注水が必要となる異常時には、運転員が手動で格納容器スプレイ冷却系を起動し格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、格納容器の温度上昇やデブリの冷却不全が生じる可能性がある。

ECCS等が自動起動しない場合の対応として、従来から給復水系、制御棒駆動系等による注水操作、手動でのECCS等の起動操作、原子炉の手動減圧及び低圧注水操作について手順書化している。

今回、PSA等の知見から、原子炉及び格納容器への注水機能の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として代替注水手段、及び原子炉減圧の自動化の整備を実施した。

#### (1) 代替注水手段

既設の補給水系及び消火系を有効活用する観点から、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続等を変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備によって残留熱除去系を介した格納容器へのスプレイ、ペDESTAL(原子炉圧力容器下部空間)への間接的な注水が可能となり、発生した蒸気のスプレイによる凝縮、ペDESTALのデブリ

冷却といった格納容器への注水機能も向上させる。

この改造では、補給水系と消火系の間接続配管を新たに設置し、既存の補給水系と残留熱除去系の接続配管に流量計と遠隔操作可能な電動弁を設置した(図-2.2)。なお、消火系はディーゼル駆動のポンプを有するため、交流電源喪失時にも利用することが可能である。

基本的な操作の内容は、ECCS等による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下していくこと、又はデブリへの注水や格納容器へのスプレ이가十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、代替注水設備を利用して手動で原子炉への注水、格納容器への注水又はスプレイを行うものである。これらの手順については事故時運転操作要領(徴候ベース)及び事故時運転操作手順(炉心損傷後)に反映を行った。

## (2) 原子炉減圧の自動化

過渡事象時に低圧での注水が可能になるように、自動で原子炉を減圧し、原子炉への注水機能を向上させるものである。過渡事象時に高圧注水が十分でなく、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高の信号が発生せず、従来の設備では自動減圧系が自動起動しない。このため、原子炉水位低の信号発生後、逃がし安全弁により原子炉を自動減圧することで、このような事象においても低圧ECCS等による炉心への注水が可能となるようにした。

原子炉減圧の論理回路は、現有する安全保護系と独立して設けるとともに、多重論理構成とすることにより誤作動を防止する設計とし、また、原子炉水位低の信号発生後、原子炉自動減圧までに運転員による十分な確認のため10分の時間遅れをもたせ、万一誤作動があっても減圧開始までに手動で作動を阻止できる設計とした。

## 3. 1. 3 格納容器からの除熱機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の原子炉施設においては、異常時には復水器により炉心の崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動させ、格納容器から崩壊熱を除去することとしている。しかしながら、万一、格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、また、ECCSによる再循環ができなくなる可能性がある。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、従来から不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベントを手順書化している。

今回、PSA等の知見から、格納容器からの除熱機能の更なる向上のため、アクシデント

マネジメント策としてドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱手順の確立、残留熱除去系の復旧手順の確立、及び耐圧強化ベントの設置を行った。

(1) ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱

格納容器からの除熱が可能な現有設備を有効活用することにより、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や格納容器スプレイ冷却系による除熱が十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系を手動で起動し、格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については今回整備を行った事故時運転操作手順（炉心損傷後）に定めた。

(2) 残留熱除去系の復旧

格納容器からの除熱機能が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧し、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、残留熱除去系の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障箇所の復旧作業であり、これらの手順については、今回整備を行ったAM復旧手順書に定めた。

(3) 耐圧強化ベント

非常用ガス処理系機器を経由することなく、格納容器から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ることによって、格納容器過圧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ものである（図-2.3）。

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や格納容器スプレイ冷却系による除熱が十分でなく、さらに上記のアクシデントマネジメント策による事象の緩和ができなかった場合に、格納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については事故時運転操作要領（徴候ベース）及び事故時運転操作手順（炉心損傷後）に反映を行った。

3. 1. 4 安全機能のサポート機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の原子炉施設は、外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、直流電源設備により安全機能は確保される設計となっている。しかしながら、万一、交流電源が供給できない場合の対応として、従来からタービン駆動の原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し

つつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動することを手順書化している。

今回、P S A等の知見から、電源供給能力の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として電源の融通、非常用ディーゼル発電機の復旧手順の整備を実施した。

#### (1) 電源の融通

3区分の電源構成のメリットを活かし、原子炉施設内で高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機により、予備充電器を介して直流電源を供給し、また、6.9 k Vの交流電源を融通し、電源供給能力を向上させるものである(図-2.4)。

外部電源が喪失し、高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機を除く原子炉施設内の非常用ディーゼル発電機の起動にすべて失敗して、かつ直流電源が喪失したとしても、本アクシデントマネジメント策により、予備充電器を介した直流電源の供給及び6.9 k Vの交流電源の融通が可能となる。このため、必要な機器への電源供給、原子炉隔離時冷却系等の継続運転、ほかの非常用ディーゼル発電機の復旧作業が可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作要領(事象ベース)に定めた。

#### (2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全交流電源が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障の認知、故障箇所の同定、保守要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順について、今回整備を行ったAM復旧手順書に定めた。

### 3. 2 既存の安全機能に与える影響の確認

アクシデントマネジメント策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないように、既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の考慮を払っている。さらに、新設した配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう配慮している。

これらの設計上の考慮に加え、設備の運用や運転員の誤操作の防止についても、手順書類の整備、スイッチカバーの設置等により考慮を払っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認している。

以上のことから、アクシデントマネジメント策の整備が既存の安全機能に影響を与えることはない（表－3参照）。

### 3. 3 アクシデントマネジメントの有効性

BWR－2／3、BWR－4、BWR－5、ABWRの各型式の代表炉について、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施することにより、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認した。

当発電所の炉型はBWR－5であり、アクシデントマネジメント策の整備により炉心及び格納容器の健全性維持に関する支配的な事故シーケンスの発生頻度は、代表炉と同程度の低減が見込まれ、健全性が脅かされる可能性が適切に低減されたものと判断した。

なお、詳細については、別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にまとめている。

#### 4. アクシデントマネジメントの実施体制の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等の各種情報の収集、分析、評価を行い、プラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策を総合的に検討、判断することが必要である。そのためには、アクシデントマネジメントを実施する組織を明確化し、その役割分担や意思決定者を明確にする等、発電所の総力を挙げた対応が可能な実施体制を整える必要がある。

また、シビアアクシデント時には、適宜、国等発電所外部との連絡を密に取り、情報交換、助言等が行われることとなる。よって、実施組織には、情報を一元的に把握し、対応する組織が必要となる。

さらに、実施組織が有効に活動できるためには、実施組織が使用する施設が用意されるとともに、この施設には手順書類、通信連絡設備のほか、プラント状態を把握するためのプラントパラメータの表示装置等、必要な資機材が確保されていることが必要である。

これらを踏まえ、アクシデントマネジメントを確実に実施できる実効的な体制について検討し、整備を行った。

##### 4. 1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備

アクシデントマネジメントの実施組織は、事象の推移にしたがって適切な組織体制をとるという観点から、既存の組織が有効に活用され、アクシデントマネジメントの実施が必要となるような状況においては適切に実施組織に移行できることが必要である。

当発電所においては、事故・故障等または、これらに発展する恐れのある異常兆候（以下、「事故・故障等」という。）が発生した場合、必要に応じ発電所事務建屋内に対応組織を召集する体制を従来から整えており、この他、原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織（以下、「発電所緊急時対策本部」という。）を整備している。アクシデントマネジメントを実施する組織はこれらとの整合を図ることに留意して整備を行った。

##### 4. 1. 1 アクシデントマネジメントの実施組織

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラント状態を把握し、実施すべき対応操作を総合的に検討、判断することが重要である。このような状況において、運転員は複雑かつ迅速な対応を求められることが想定されるため、プラント操作は運転員が行い、また、これとは別に運転員が効果的なアクシデントマネジメント策を選定できるように技術的

支援を実施する「支援組織」を設置し、運転員及び支援組織によりアクシデントマネジメントを実施することとした。

#### (1) 運転員

中央制御室には、運転員が24時間の当直体制で運転を行っており、また、事故等が発生した場合においても事態収束のための対応操作を行う。アクシデントマネジメントについてもこれら対応操作の延長上にあることから、プラント操作対応は引き続き運転員が行うこととした。

運転員は、当直長の指揮下でプラント状態の把握、手順書類に基づく操作を実施するが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織との連絡を密に行い、支援組織から助言又は指示等を受けつつ対応操作を実施することとした。

#### (2) 支援組織

支援組織は異常事態の深刻さに応じて連続的に対処できることが必要であり、また、既存の組織との重複など組織上混乱をもたらす要因は排除すべきである。発電所緊急時対策本部においては、従来から技術評価、情報管理、放射線管理等により運転員を支援する機能を有していることから、支援組織には既存の発電所緊急時対策本部の内、以下に示す各班を当てることとした。

なお、発電所緊急時対策本部は事故・故障等発生時に設置される対応組織を拡張する形で人員の召集が行われるため、事象の初期段階から連続的に対応することが可能である。

支援組織は、当直長への助言、指示、指導とそのための技術評価等を実施することとし、次のような構成とした。各班の任務と構成を図-3に示す。

##### a. 本部

支援組織を統括し、意思決定を行う。発電所長が本部長を、所長代理が本部長代理を務める。

##### b. 情報班

本店や国等発電所外部との情報受理、伝達等の情報管理を一元的に行う。

##### c. 技術班

プラント状況の把握、アクシデントマネジメント策の検討等の技術評価、運転員及び本部に対する技術支援を行う。

##### d. 放射線管理班

放射線状況の把握、線量評価並びに予測、活動に際しての放射線防護措置の設定等を行う。

e. 復旧班

応急処置を含めた故障機器復旧の計画を立案し実施する。

f. 発電班

事故拡大防止に関する運転措置、中央制御室への人員派遣及び情報連絡を行う。

g. 救護警備班

火災を伴う場合の消火活動

各班の責任者は通常勤務時の所属組織、役職により規定しており、原則として次長、課長クラスが担当している。

4. 1. 2 実施組織の役割分担及び意思決定

事故・故障等発生時において、炉心損傷を防止する段階においてのアクシデントマネジメント策は、運転員が主体となって実施する。通常より運転員は、整備された運転操作要領等に従って当直長の指揮のもと運転操作を実施しており、アクシデントマネジメント策を実施するような状況にも同じ体制のもとで引き続き運転操作を行う。ただし、支援組織が発足した場合は、当直長は支援組織と緊密な連絡をとりつつ、必要に応じて支援組織の指示・指導・助言を得て操作方針を決定し、運転操作を実施することとしており、中でもプラント挙動に対して操作の影響が大きいと考えられるものについては、操作前に支援組織と相談して実施するよう事故時運転操作要領に記載している。

一方、更に事象が進展して炉心損傷が発生し、その影響を緩和するための対応を行う段階でのアクシデントマネジメント策の実施においては、事象が更に複雑となり、また、総合的な判断が必要となる。よって、この段階では、既に実施されていると考えられる支援組織でのアクシデントマネジメント策の総合的な検討や国等発電所外部からの助言等に基づき、発電所緊急時対策本部長が中央制御室の当直長に対して指示、指導、助言を行うことにより、当直長の指揮のもと、運転員がアクシデントマネジメントの対応操作を実施することとしている。

4. 1. 3 要員の召集

事故・故障等が発生した場合には、当直長は必要な措置を講じるとともに、これと並行して、予め定めた連絡体制に基づき、必要な要員が召集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制がとられる。さらに、原子力事業者防災業務計画に定める緊急時体制が発令される

ような場合には、同計画に定める連絡体制により要員が召集され、発電所長を本部長とする発電所緊急時対策本部が設置される。

発電所緊急時対策本部が設置された場合、発電所緊急時対策本部の内、本部、情報班、技術班、放射線管理班、復旧班、発電班及び救護警備班の一部の要員が支援組織として機能することとなり、アクシデントマネジメントのための体制が確立される。

当発電所においては、夜間、休日を含めた連絡体制を定めており、平日夜間及び休祭日には当番制を運用し、夜間は発電所近傍の施設にて、昼間は発電所内で待機体制をとっている。また、主要な要員には携帯電話を所持させている。さらに、定期的に連絡訓練を実施し、円滑な要員召集が可能なことを確認している。

この体制により、平日、夜間、休日を問わず、事故・故障等発生時及び緊急事態発生時には必要な対応要員の召集を行うことが可能である。

#### 4. 2 施設、設備等の整備

##### 4. 2. 1 支援組織が使用する施設、資機材の整備

当発電所では支援組織が活動を行う場所として緊急時対策所を発電所事務建屋内に整備している。

緊急時対策所には、プラント状態の把握、技術評価、アクシデントマネジメント策の検討、線量評価、国等発電所外部への通報連絡等に必要な資機材を整備している。支援組織が使用する設備類の整備内容は次のとおりである。

##### (1) 通信連絡設備

- ・電話（社内、国等発電所外部への通報連絡用専用回線）
- ・FAX（社内、国等発電所外部への通報連絡用専用回線）
- ・所内放送設備
- ・無線設備
- ・社内テレビ会議システム
- ・緊急時呼出装置

（要員の所持する携帯電話等を一斉呼び出しするシステム）

##### (2) 緊急時プラント情報伝送システム（SPDS）

原子炉圧力、原子炉水位、排気筒モニタ指示値など原子炉の安全に関するパラメータをオンラインで表示し、また、これらのデータを本店、国へ伝送するシステム。

(3) データ収集装置

モニタリングポストデータ、風向、風速、大気安定度等を表示するシステム。

(4) 情報表示システム

大型プロジェクトなどにより緊急時対策所における情報の共有化を図るシステム。

(5) 緊急時線量予測システム

収集した気象情報に基づき放射線量を評価するシステム。

(6) 手順書類

事故時運転操作要領、事故時運転操作手順（炉心損傷後）、事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）、AM復旧手順書など。

(7) 技術図書類

配管計装線図、安全保護系ロジック一覧、機器配置図など。

(8) 復旧活動に必要な資機材

必要となる交換部品の入手方法としては、発電所内の同じタイプの機器からの流用や敷地内の予備品の使用を想定している（必要な工具等を管理区域内工具庫及び倉庫等に準備している。）

また、放射線障害防護用器具、放射線測定器などの資機材を緊急時対策所のほか、建屋内での作業、防護活動に備え管理区域入口に常備している。

#### 4. 2. 2 計測設備の利用可能性等

シビアアクシデント時には各種パラメータの計測範囲や計測設備のおかれる環境が通常時と異なることが想定されるため、アクシデントマネジメント策を選択する上で必要となるパラメータについては、計測設備の計測範囲や計測機器の耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。これらのパラメータについては中央制御室において表示されるほか、安全上特に重要なパラメータについては支援組織が設置される緊急時対策所にも表示されるようにしている。

また、アクシデントマネジメント策を選択する上で必要なパラメータについては、万一測定できない場合に備えて、バックアップとなるパラメータや参考となるほかのパラメータを手順書等に記載している。

#### 4. 3 通報連絡等

アクシデントマネジメントを実施するような状況においては、国等発電所外部への情報提供、国からの助言等の情報を受信するなど円滑に情報交換を行うことが重要である。

これら情報の管理は発電所緊急時対策本部の情報班が一元的に行うこととしている。通報連絡体制等については、法律及び通達に基づく国への通報連絡並びに自治体との安全協定に基づく通報連絡のため従来から整備している。前述のとおり緊急時対策所には、一般の電話回線のほか、国等発電所外部への連絡用に専用回線を利用した電話及びFAXを従来から整備している。

また、国等発電所外部へ広く情報提供を行うため、原子力災害対策特別措置法に指定された緊急事態応急対策拠点施設（オフサイトセンター）等においてプレス発表を行うこととしている。

## 5. アクシデントマネジメント用の手順書類の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況下では、運転員がプラントの操作対応を行い、支援組織は技術評価等の運転員を支援する活動を行うこととしている。

さらに事象が進展し、炉心損傷に至るような場合には、運転員は様々な対応操作を求められるとともに、対応策を決定するための技術評価や故障機器の復旧活動等、支援組織の役割がより重要となってくる。

このため、運転員と支援組織とでは、使用する手順書類もその役割に応じたものが各々必要となる。これらの役割分担、事象の進展状況に応じて、アクシデントマネジメントを的確、迅速に実施するため、知識ベースの整理を含めた手順書類の整備を実施した。

### 5. 1 手順書類の構成

アクシデントマネジメントに使用する手順書類については、従来から制定している手順書類の体系を充実、拡大する形で整備することとし、使用者の役割及び事象の進展状況に応じ、運転員用及び支援組織用に次の手順書類を改訂、又は制定した。これら手順書類の構成概要を図-4に示す。

#### (1) 運転員用手順書

- ① 事故時運転操作要領（事象ベース）：改訂
- ② 事故時運転操作要領（徴候ベース）：改訂
- ③ 事故時運転操作手順（炉心損傷後）：制定

#### (2) 支援組織用手順書

- ① 事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）：制定
- ② AM復旧手順書：制定

### 5. 2 手順書類の概要

今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、炉心損傷防止のためのアクシデントマネジメントのための対応操作については、従来から運転員用に整備していた事故時運転操作要領（徴候ベース）（以下「EOP」という。）に追加して記載した。

炉心損傷後の影響を緩和するためのアクシデントマネジメントの手順として、支援組織が総合的にアクシデントマネジメント策を選定する際に用いる事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）（以下「AMG」という。）を新たに制定し、また、AMGの記載内容のうち操作に当

たつての判断や操作実施に関する重要部分を抽出して運転員用の手順書とした事故時運転操作手順（炉心損傷後）（以下「SOP」という。）を新たに制定した。なお、支援組織が技術検討を行う際に必要な技術的な情報や判断基準の根拠等をAMGの中に知識ベースとしてとりまとめており、アクシデントマネジメント策決定の際に、適宜参照することとしている。

また、炉心損傷の有無によらずに用いるアクシデントマネジメントのための手順書として、電源融通については事故時運転操作要領（事象ベース）を改訂、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機の復旧操作についてはAM復旧手順書を新たに制定し、整備内容の反映を行った。

#### 5. 2. 1 事故時運転操作要領（事象ベース）

設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作を記載した手順書であり、事故・故障等が発生した時に、その運転状態からどのような事象が発生したのかの判断が可能な場合に使用するものである。したがって通常、アクシデントマネジメント用としては使用されないが、従来から全交流電源喪失時の対応手順を記載しているため、今回整備を行った電源融通については、本操作要領に実施手順を追記した。

#### 5. 2. 2 事故時運転操作要領（徴候ベース）（EOP）

事故の起因事象を問わず観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を示したもので、多重故障等発生確率は極めて低いと考えられる設計想定外の事故・故障等にも対応可能な手順書である。

EOPの目的は、原子炉を未臨界にし、炉心の冷却を確保することにより炉心損傷を防止し、格納容器の健全性を確保することである。

この中には、通常の操作では原子炉水位の維持ができないような事象において、代替注水手段を用いた原子炉水位維持操作を実施する等、観測されるプラントの徴候から対応操作を選択するためのフローチャート、及び選択された操作の手順について記載している。

EOPは、当直長の指揮の下、運転員が主体となって対応する手順書であるが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡をとりつつ必要に応じて支援組織の助言、指示、指導を得て操作方針を決定することとしている。

また、EOPは従来から整備されていたものであるが、今回新たなアクシデントマネジメント策を整備したことにより、代替注水手段や耐圧強化ベントの活用等についての記載を追加

するとともに、今回新たに整備したSOP及びAMGへの移行基準を追記した。

#### 5. 2. 3 事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）（AMG）

EOPで対応する状態からさらに事象が進展し、炉心損傷に至った際に支援組織で使用するものであり、プラント状態、操作実施の影響等を考慮して、総合的な観点から事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するためのガイダンスである。

AMGでは、炉心損傷直後においては炉心へ初期注水を実施する等、プラント状態に応じたアクシデントマネジメントの実施目的及びそれぞれの目的を達成するための一連の対応方法を記載している。

この中には、炉心損傷の有無や原子炉压力容器破損の有無等のプラント状態を判断するため必要となるパラメータ等に関する情報や判断基準、補足情報等を整理して記載している。さらに、操作を実施することによるプラントの応答、パラメータ変化の傾向、注意事項等を記載しており、操作実施によるプラントへの影響を考慮して操作を選択することとしている。

この他、アクシデントマネジメントはこれまでに蓄積された知見を駆使して臨機応変に対応操作を行うものであることから、技術検討の補足情報として、計測機器の設置位置を示す図面等の各種技術データ、判断基準の根拠、現象論として不確定な事象について得られている知見の内容及びその適用できる範囲等を知識ベースとしてAMGの中にまとめている。これにより、限られた時間の中でプラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策について迅速な判断を行うことを可能にしている。

#### 5. 2. 4 事故時運転操作手順（炉心損傷後）（SOP）

AMGを用いてアクシデントマネジメントを実施する際においても、プラント対応操作は運転員が実施することとしているが、事故状況の把握や適切なアクシデントマネジメント策を選択する際の技術評価については支援組織が支援を行うこととしている。このため、AMGの記載内容のうち、操作の判断や操作実施に関する重要部分を抽出し、運転員用の手順書としてSOPを整備した。

SOPには、迅速な判断ができるよう、アクシデントマネジメントのストラテジ（操作方針）、具体的な操作選択の手順を示すフローチャート形式を採用しており、この他、アクシデントマネジメント用設備の設備別操作手順を記載している。

### 5. 2. 5 AM復旧手順書

アクシデントマネジメント策の一環として、特に安全性確保上重要な機能を有し、故障時にその機能を復旧することが極めて重要と考えられる残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機について、機能喪失時の復旧に対する時間的余裕も考慮した上でそれらの機能の復旧を期待している。この復旧実施のガイドとしてAM復旧手順書を整備した。この手順書は、支援組織が限られた時間と資源の下で効率良く復旧活動にあたるよう、現場機器の損傷状況の把握、故障原因の推定及び故障原因に応じた復旧手順についてのガイドを与えている。本手順書では、次のような手順により復旧活動を実施することとしている。

- ① 系統、機器の状態から故障箇所及び故障要因を推定する。
- ② 本手順書に目安として記載された、各故障要因に対する恒久対策及び応急対策を実施する際の所要時間と、プラントの状態から判断される保修許容時間に基づいて実施可能な対策を判断し、復旧活動を実施する。
- ③ 応急対策も不可能な場合には本手順書に記載された代替対策を実施する。
- ④ 交換部品の入手は、敷地内の予備品の使用、プラント内のほかの機器からの流用により行う。

### 5. 3 手順書間の移行基準

手順書間の移行基準は、プラント状態、プラントパラメータの値により明確に規定している。

EOPの導入については、原子炉が自動停止する事象や、格納容器の圧力が異常に高くなる事象等のプラント状態及び異常徴候判断基準値を導入条件として定め、EOPに明記している。

EOPからAMG及びSOPへの移行基準については、炉心損傷開始を条件としており、ドライウェル内及びサプレッションプール空間領域の $\gamma$ 線線量率から炉心損傷開始を判断することとしている。この判断基準についてはEOP、AMG、SOPのそれぞれに記載しており、手順書の移行が円滑に行えるように配慮している。

また、AM復旧手順書については、炉心損傷の有無によらず、支援組織が残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機の復旧が必要と判断した時に導入することとしている。

#### 5. 4 手順書類の管理等

上記手順書類については、明確に区別した形で中央制御室及び緊急時対策所に保管している。

これら手順書類については必要に応じて改訂を行うほか、更新すべき知見が得られた場合には適宜見直しを行うこととしている。

## 6. アクシデントマネジメントに関する教育等の実施

アクシデントマネジメントの実施に当たっては、様々なプラント状態に応じて適切なアクシデントマネジメント策を選定することが必要であり、そのためにアクシデントマネジメントの実施組織の要員があらかじめシビアアクシデント現象に関する幅広い知識を有していることが必要である。したがって、アクシデントマネジメントの実施組織における要員の役割に応じて、必要な知識の習得、維持及び向上を図るために、アクシデントマネジメントに関する教育等の実施が重要となる。

当発電所においては、アクシデントマネジメントに係る設備改造、手順書類の整備の進捗にあわせ、アクシデントマネジメントに関する教育等を教育計画の中に組み込み、アクシデントマネジメントの運用が開始される前から実施している。アクシデントマネジメントに関する教育内容、方法及び頻度を表－4及び5に示す。

### 6. 1 教育対象者

アクシデントマネジメントの実施組織である運転員及び支援組織の要員全員を対象とし、その役割に応じて教育を実施している。

### 6. 2 教育内容及び頻度

#### 6. 2. 1 支援組織要員の教育

支援組織においては、プラントの状況把握、事象収束のための方策の検討等を実施することとしており、支援組織の要員はAMGの記載内容のほか、シビアアクシデント時のプラント挙動等に関して総合的な知識を有している必要がある。

このため、支援組織の全要員に対し、アクシデントマネジメントの実施に係る基礎的知識について机上研修を実施するとともに、技術検討を担当する要員や各班の責任者等、専門的な知識を有している必要がある要員については、応用的な知識についての研修を実施している。

研修テーマとしては、基礎的知識に関する研修においては、アクシデントマネジメントの位置付け、実施内容、使用する設備、シビアアクシデント時に起こりうる物理現象、プラント挙動等を選定し、教育を行っている。応用的知識に関する研修においては、シビアアクシデント解析の結果等も参照し、より技術的な内容に踏み込んだ研修を実施している。

これら机上研修は支援組織の全要員が在任中に1回は受講することとしているほか、組織全体の実効性を総合的に確認するため、アクシデントマネジメントを想定した演習を適宜実

施している。

#### 6. 2. 2 運転員の教育

運転員は、アクシデントマネジメントの操作対応を行うことから、支援組織の要員と同様に、アクシデントマネジメントの基礎的知識について机上研修を行うほか、専門的知識について発電直内で机上研修を行っている。また、BWR運転訓練センターのフルスコープのシミュレーターでシミュレーション可能な範囲において、アクシデントマネジメント対応操作の訓練を行っている。

特に、アクシデントマネジメントの際に操作実施の判断を行う当直長及びこれを補佐する副当直長は、机上研修により、基礎的知識に関する研修に加え応用的知識に関する研修を受けている。

これらの研修については、従来から当直のサイクルの中に教育及び訓練を実施する日勤班を設けているため、この中で運転員全員を対象とした基礎的知識及び当直長、副当直長を対象とした応用的知識については在任中1回受講すること、専門的知識については年に1回の割合で実施することとしている。

#### 6. 3 講師

シビアアクシデント及びアクシデントマネジメントについて専門的な知識を有する社内外の者を講師としている。これまでに実施した研修においては、プラント製造メーカーの専門家、発電所においてアクシデントマネジメント対応業務を実施している技術課長及び技術課員を講師としている。

また、運転員の教育の中で、BWR運転訓練センターで実施している訓練においては、BWR運転訓練センターのインストラクターを講師としており、日勤班の中で実施している研修については、当直長等の班員を講師としている。

#### 6. 4 教育用ツール

アクシデントマネジメントの教育をより効果的に実施するため、手順書類のほか、シビアアクシデント時に考えられる現象及びプラント挙動、アクシデントマネジメント策の内容やAMGの解説等に係るテキストを教育用ツールとして活用している。

#### 6. 5 教育等の維持、改善

アクシデントマネジメントを有効に機能させるためには、常日頃からの教育が不可欠である。このため、アクシデントマネジメントの整備終了後においても、継続的に教育の実施を進めるとともに、より実効的な教育方法、最新の知見の取り込み等について検討し適宜見直しを図っていく予定である。

## 7. まとめ

本報告書は、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書において抽出したアクシデントマネジメント策の整備、及び実施体制、手順書類、教育等の運用面の整備が完了したことから、その整備内容を「アクシデントマネジメント整備報告書」として取りまとめたものである。

本報告書では、当発電所において整備したアクシデントマネジメント策に関して、検討報告書で示された整備方針に基づき必要に応じて設備改造を実施するとともに、それらの設備が既存の安全機能に悪影響を与えないことを確認した。またアクシデントマネジメントの実施体制、手順書類、教育等の整備を行った。

また、代表炉の評価結果から、今回整備したアクシデントマネジメントによって、炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度が適切に低減され、原子力発電所の安全性向上に対して有効なものとなっていることを定量的に確認した。これについては別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にとりまとめている。

これらのアクシデントマネジメントの整備を通じて、当社は原子力発電所の安全性を一層向上させるとともに、原子力発電に携わる者の安全意識のさらなる向上が図られたものとする。今後とも、このような活動を通して「原子力発電所の安全性に対する社会のより一層の理解と信頼」を得られるよう、継続して努力していきたいと考える。

## 用語の解説

本報告書において用いている用語の定義は、次による。

### ① シビアアクシデント\*、\*\*\*、\*\*\*\*

設計基準事象（注）を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象。シビアアクシデントの重大さは、その損傷の程度や格納施設の健全性の喪失の程度による。

（注）設計基準事象とは、原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出された事象をいう。

### ② アクシデントマネジメント\*\*、\*\*\*、\*\*\*\*

設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷する恐れのある事態が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能またはそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、もしくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置をいう。

### ③ アクシデントマネジメント策\*\*\*\*

包括的な「アクシデントマネジメント」に対し、あるアクシデントマネジメント事象に対応するために対応方針が確定したものを「アクシデントマネジメント策」という。

\* : 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書

(平成2年2月19日 共通問題懇談会)

\*\* : 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28日 原子力安全委員会了承)

\*\*\* : アクシデントマネジメントの今後の進め方について

(平成4年7月 通商産業省資源エネルギー庁)

\*\*\*\* : 軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について 検討報告書

(平成6年10月 通商産業省資源エネルギー庁)

④ 原子力事業者防災業務計画

原子力災害対策特別措置法第7条第1項の規定に基づき、当該原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策そのほかの原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務に関し、原子力事業者が作成する計画。

表-1 志賀原子力発電所 アクシデントマネジメント整備実績

号 炉	整 備 終 了 年 月
1号炉	平成12年11月整備終了

表-2 整備したアクシデントマネジメント策のまとめ

機 能	今回（平成6年3月以降）整備した アクシデントマネジメント策	従来から整備しているアクシデントマネジメント策
原子炉停止機能	○代替反応度制御（RPT及びARI）	○手動スクラム ○水位制御及びほう酸水注入系の手動操作
原子炉及び格納容器 への注水機能	○代替注水手段（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） ○原子炉減圧の自動化	○ECCS等の手動起動 ○原子炉の手動減圧及び低圧注水操作 ○代替注水手段（給復水系、制御棒駆動系等による原子炉 への注水手段）
格納容器からの除熱 機能	○格納容器からの除熱手段 ・ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系を利用し た代替除熱 ・残留熱除去系の故障機器の復旧 ・耐圧強化ベント	○格納容器からの除熱手段 ・格納容器スプレイ冷却系の手動起動 ・不活性ガス系、非常用ガス処理系を通じたベント
安全機能のサポート 機能	○電源供給手段 ・電源の融通（高圧炉心スプレイ系専用ディーゼル発 電機からの6.9kV及び460V融通） ・非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧	○電源供給手段 ・外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起 動

表-3 既存の安全機能への影響確認一覧

設計上配慮すべき項目	(RPT) 代替反応度制御	(ARI) 代替反応度制御	原子炉減圧の 自動化	代替注水	耐圧強化ベント	HPCS-D/G からの 電源融通	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、機能的分離、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耐圧、隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	-	-	-	(該当する設備変更を伴う AM 策はない)
3. 格納容器の隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	-	○	-	耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続するが、隔離弁及び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流出するのを防止するためのバックアップとした。また、ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する個所と同一の設計とした。
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は、原子炉水位等のセンサーは安全保護系と共有するが、信号回路を既存の安全保護系と分離し、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
(2) 原子炉停止系	-	○	-	-	-	-	代替反応度制御で新設した計測制御系は、既存の原子炉緊急停止系作動回路と分離する設計とした。また、新設した電磁弁等の位置、構成は、原子炉緊急停止系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。
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一の設計とした。
c. 原子炉格納容器除熱系	-	-	-	○	-	-	同上
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一の設計とした。 耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから、ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する個所と同一の設計とした。
(4) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	-	-	-	-	-	-	(該当する設備変更を伴う AM 策はない)
(5) 電源系	○	○	○	○	○	○	信号回路、電動弁の電源部は、接続する既存電源系と同等の設計とした。また、電源の接続においては遮断器を設置することにより既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
(6) そのほか	-	-	-	○	-	-	代替注水を行う際使用する配管のうち、補給水系と消火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	○*	○*	○*	○	○	○	自動起動する設備の設置については、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ており、設計基準事象内の現行の安全評価事象に悪影響を与えない、又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

表-4 アクシデントマネジメントに関する教育等の方法及び頻度

教育対象		教育内容	項目	
支援組織 要員	班員	基礎的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
	復旧班員	基礎的知識 応用的知識	教育方法	技術課員等による講義 必修課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
	副班長以上	基礎的知識 応用的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
運転員	当直長 副当直長	基礎的知識 応用的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
	主機操作員以下 全員	基礎的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
		専門的知識*	教育方法	発電直内における勉強会
			受講頻度	年1回

\*専門的知識に関する教育は当直長、副当直長も参加する。

表-5 アクシデントマネジメントに関する教育内容（例）

対象者	内 容
支援組織要員及び運転員 全員	基礎的知識 ・ AMの位置付け ・ 志賀1号機におけるAMの実施内容 ・ 志賀1号機においてAMに使用する設備 ・ シビアアクシデント時のプラント挙動の一例 ・ その他必要とされる事項
支援組織：副班長以上 運転員：当直長 副当直長	基礎的知識に加え、以下の応用的知識 ・ AMGについて ・ その他必要とされる事項
運転員：主機操作員以下 全員	基礎的知識に加え、以下の専門的知識* ・ シビアアクシデントに発展した際の運転操作について ・ その他必要とされる事項
支援組織：復旧班員	基礎的知識に加え、以下の応用的知識 ・ AMの概念と体系 ・ AM活動の概要 ・ 復旧手順書の位置付けと構成・概要 （RHR復旧手順・D/G復旧手順）

(注) 教育方法、頻度及び内容に関しては適宜見直しを図っていく予定。

\*：専門的知識に関する教育は当直長、副当直長も参加する。

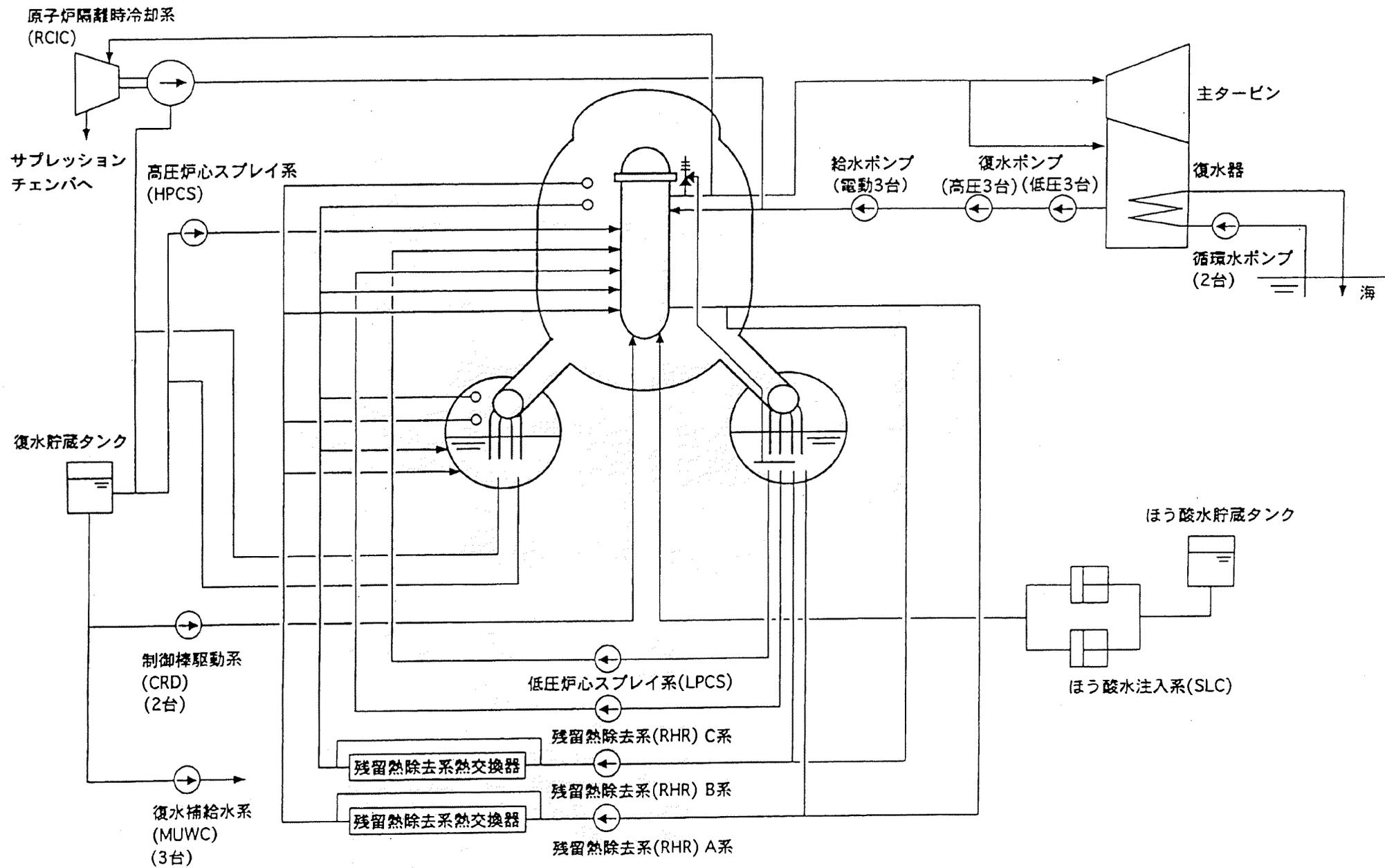
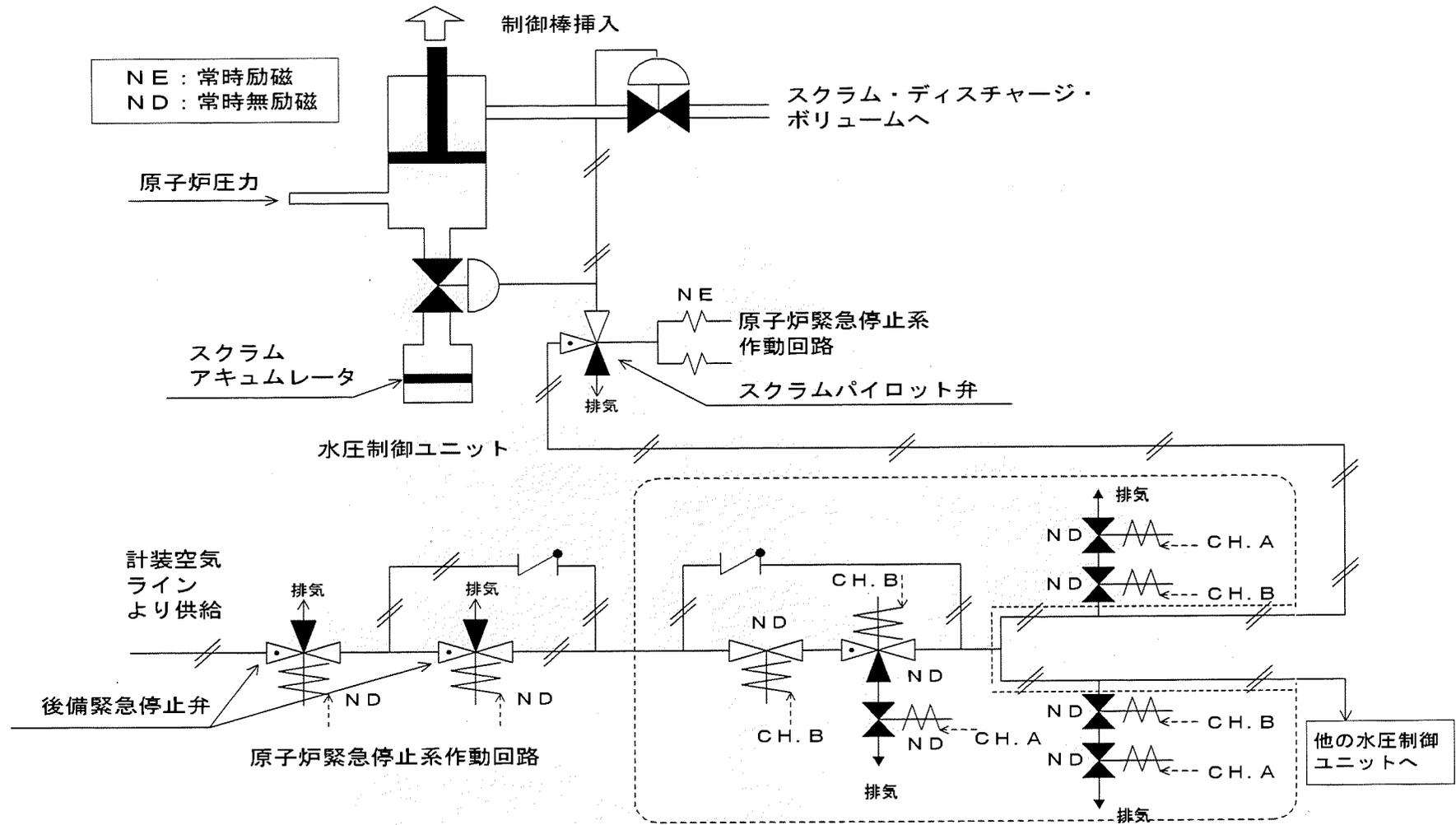


図-1 志賀原子力発電所1号炉の設備構成の概要



注1 : [ ] はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。  
注2 : 弁の開閉状態は通常運転状態を示す。

図-2.1 代替制御棒挿入 (ARI) の構成 (概念図)

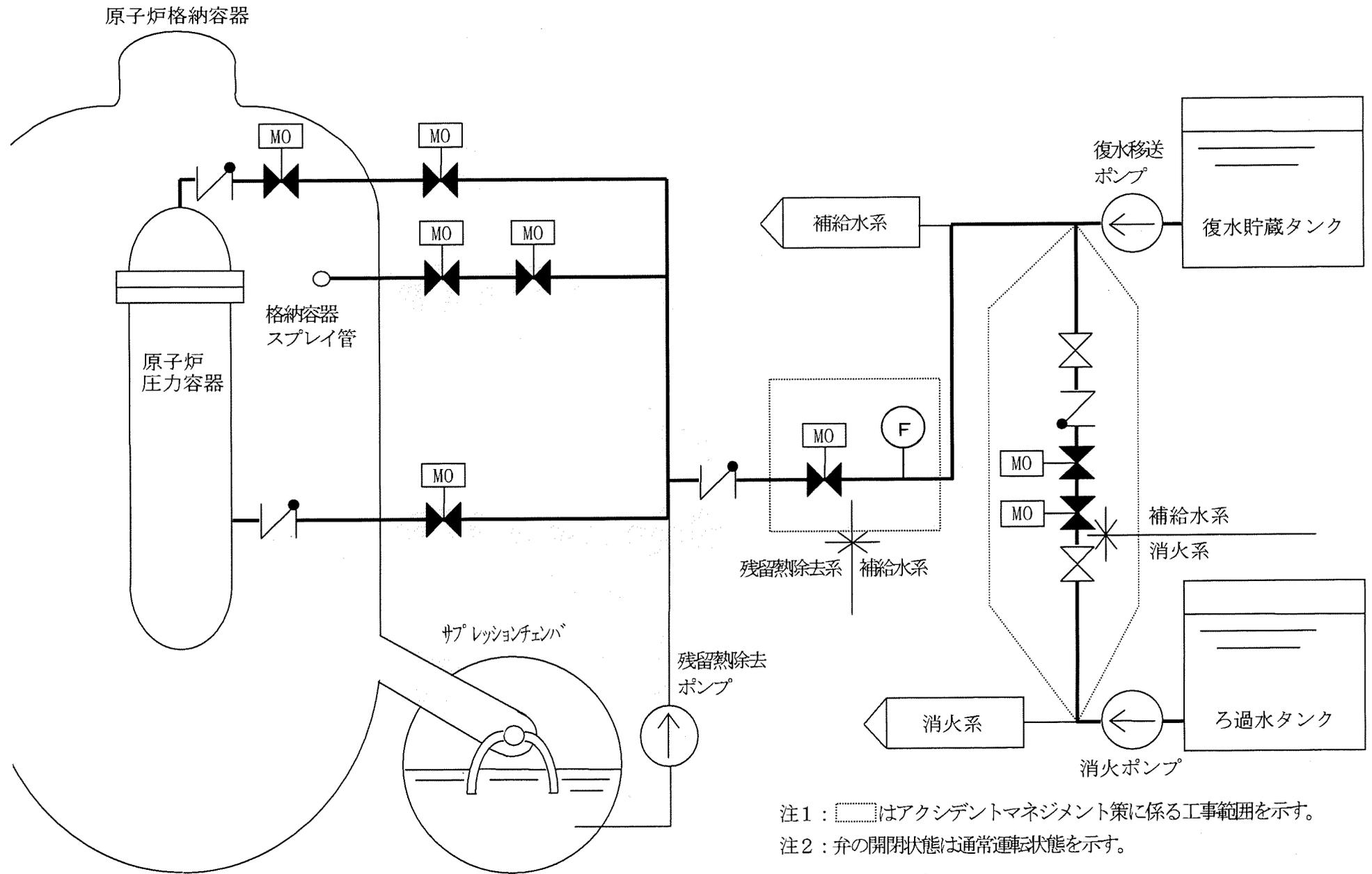


図-2.2 代替注水設備 (概念図)

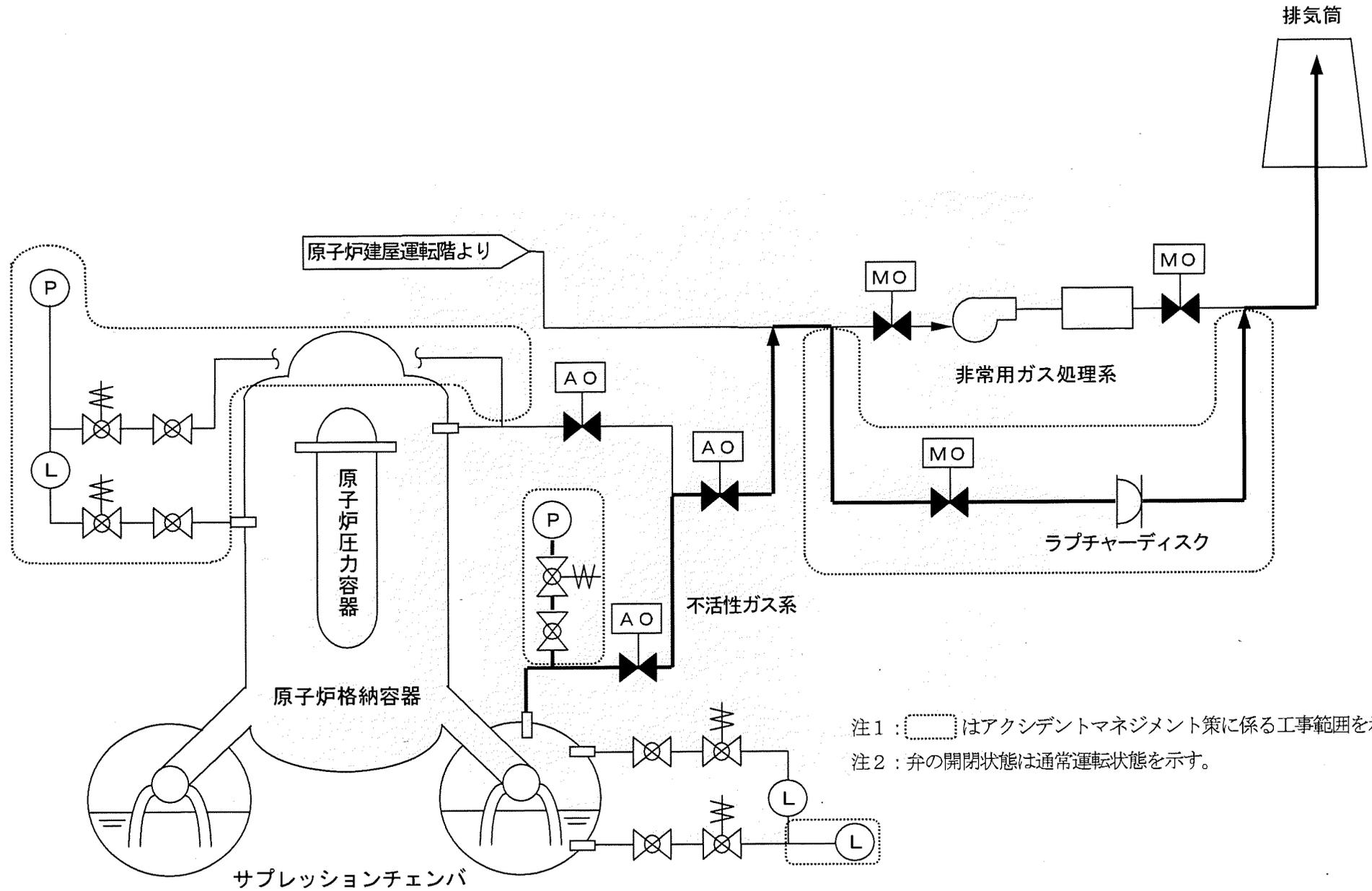
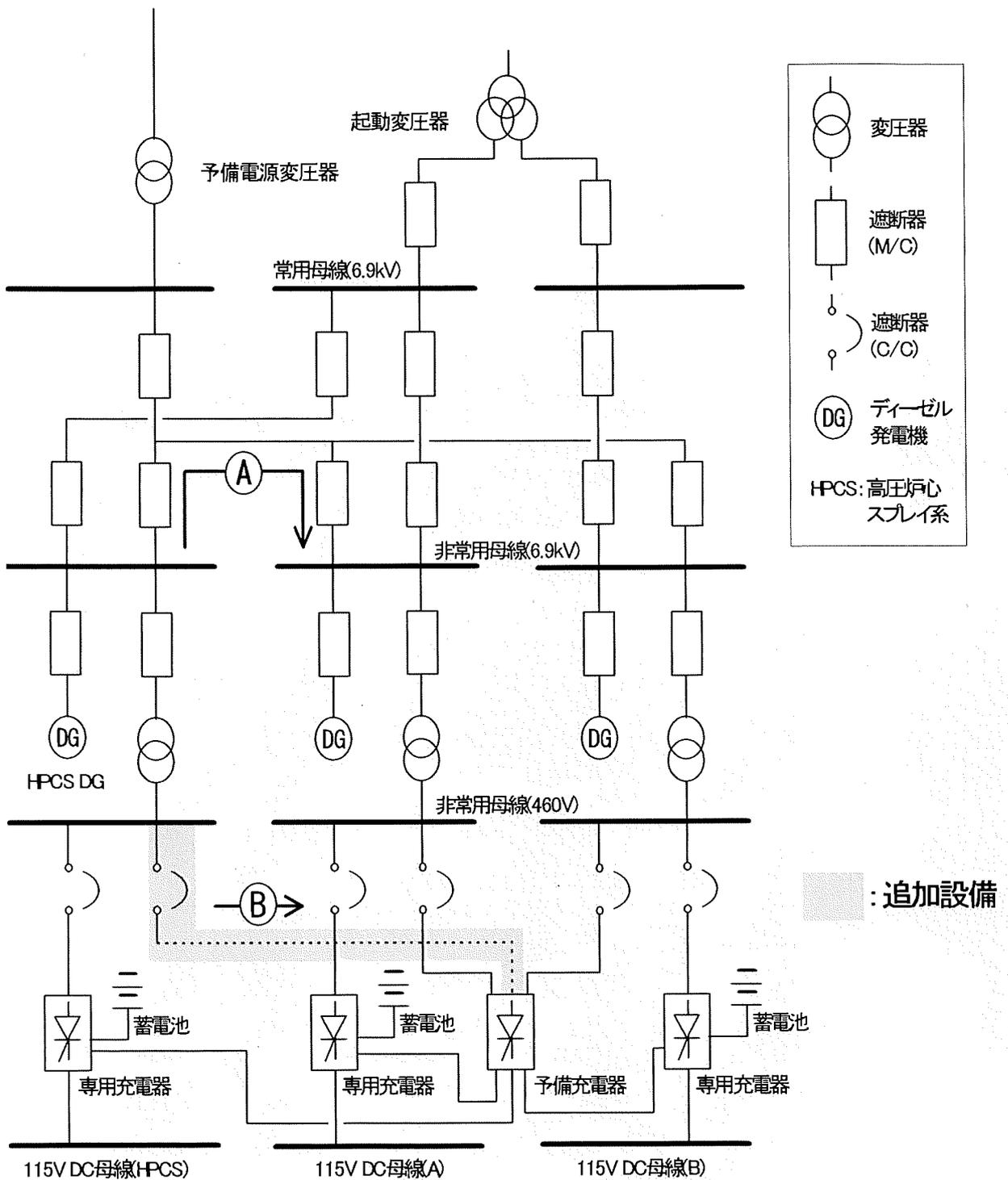


図-2.3 耐圧強化ベント（概念図）



- ①ルート: 6.9kVのAC電源を融通する。  
(DC電源が使用できる場合のみM/C操作可)
- ②ルート: 460VのAC電源を融通する。  
(C/Cを手動操作)

図-2.4 電源の融通 (概念図)

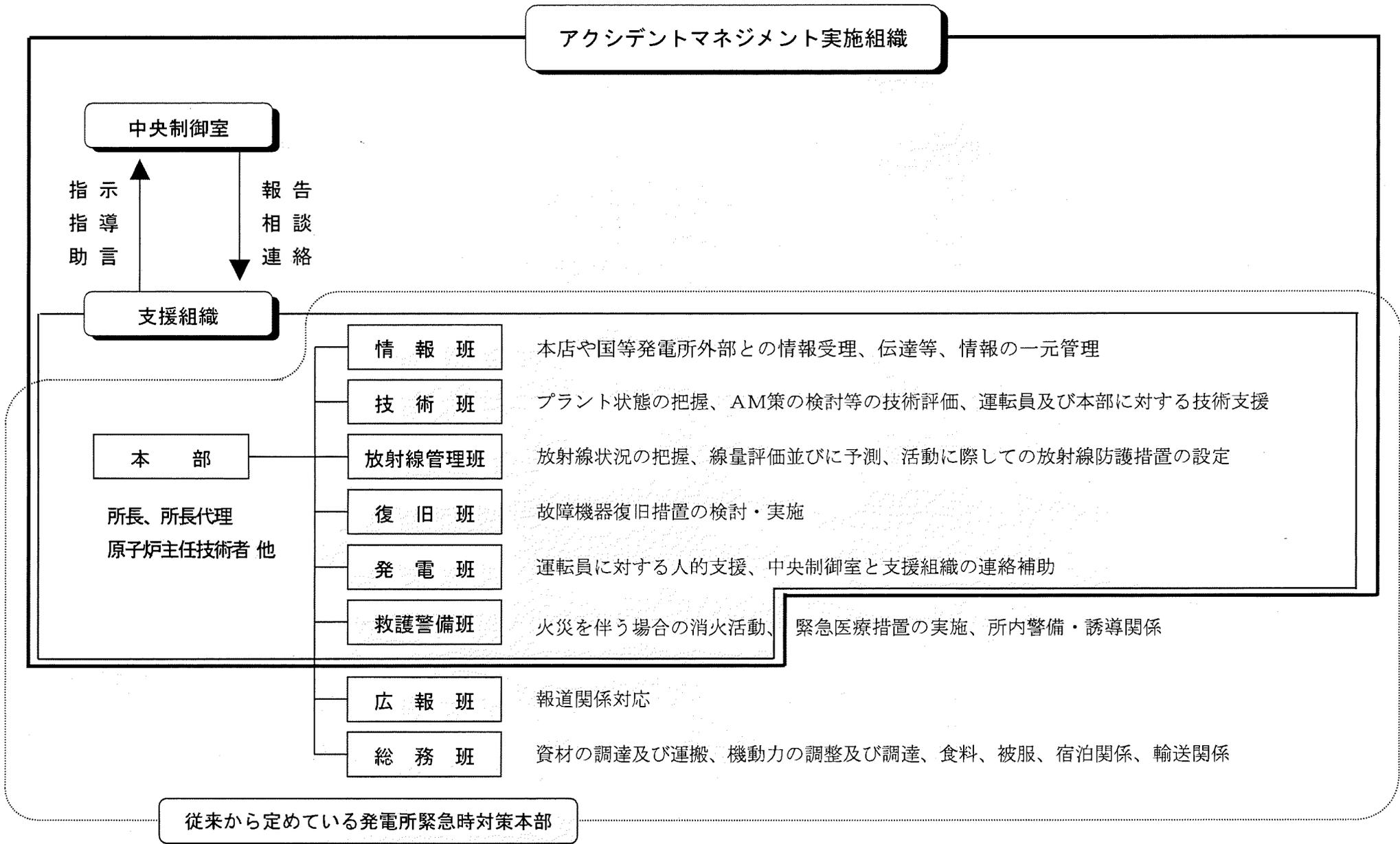


図-3 アクシデントマネジメント実施組織

	炉心損傷前 ← → 炉心損傷後 炉心損傷を防止するための アクシデントマネジメント用	炉心損傷後 炉心損傷が発生した場合にその影響を緩和 するためのアクシデントマネジメント用	炉心損傷の有無によらずに用いる手順書
運 転 員 用	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">           事故時運転操作要領            (徴候ベース)            EOP         </div> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故の起因事象を問わず、観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を記載した手順書</li> <li>・アクシデントマネジメントのうち、炉心損傷を防止するための対応手順を記載</li> </ul>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">           事故時運転操作手順            (炉心損傷後)            SOP         </div> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクシデントマネジメントのうち、炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載</li> </ul>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">           事故時運転操作要領            (事象ベース)            AOP         </div> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作手順を記載した手順書</li> <li>・アクシデントマネジメントのうち、電源融通操作を記載</li> </ul>
支 援 組 織 用		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">           事故時運転操作ガイド            (炉心損傷後)            AMG         </div> <p>炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため、手順や判断基準、技術データ等の知識ベース、操作後のプラント応答及びパラメータ変化の傾向予測等を取りまとめ、ガイドラインとして記載</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">           AM復旧手順書         </div> <p>安全確保上特に重要な機能を有する残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機故障時の復旧ガイドを記載</p>

- ・ A O P : Abnormal Operating Procedures
- ・ S O P : Severe Accident Operating Procedures
- ・ E O P : Emergency Operating Procedures
- ・ A M G : Accident Management Guideline

図-4 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

志賀原子力発電所 2 号炉の  
アクシデントマネジメント検討報告書

平成 1 5 年 7 月

北陸電力株式会社

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. アクシデントマネジメントの実施方針 .....	3
3. 志賀2号炉の安全上の特徴 .....	4
3. 1 炉心健全性の維持に関する安全上の特徴	
3. 2 格納容器健全性の維持に関する安全上の特徴	
4. アクシデントマネジメント策の検討 .....	7
4. 1 原子炉停止機能に係るアクシデントマネジメント策	
4. 2 原子炉及び格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメント策	
4. 3 格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメント策	
4. 4 安全機能のサポート機能に係るアクシデントマネジメント策	
5. アクシデントマネジメント策の概要 .....	10
5. 1 代替注水手段	
5. 2 格納容器からの除熱手段	
5. 3 電源供給手段	
6. アクシデントマネジメントの実施体制の整備 .....	14
6. 1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備	
6. 2 施設、設備等の整備	
6. 3 通報連絡等	
7. アクシデントマネジメント用の手順書類の整備 .....	19
7. 1 手順書類の構成	
7. 2 手順書類の概要	
7. 3 手順書間の移行基準	
7. 4 手順書類の管理等	
8. アクシデントマネジメントに関する教育等の実施 .....	23
8. 1 教育対象者	
8. 2 教育内容及び頻度	
8. 3 講師	
8. 4 教育用ツール	
8. 5 教育体制の維持、改善	
9. まとめ .....	25

## 1. はじめに

我が国の原子力発電所は多重防護の思想に基づき安全設計を行い、厳格な管理のもとに建設、運転を行ってきており、運転開始当初から高い安全性を確保している。さらに当社においては、国内外での種々のトラブルからの教訓を反映するとともに、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉事故以降、電力自主保安の立場からアクシデントマネジメントに関する検討を積極的に進め、万一設計で想定した範囲を超える事象に至っても発電所内に現有する設備を有効活用することにより適切な対応が可能となるよう手順書を整備・充実し、教育等を実施してきた。

一方、原子力安全委員会においては、アクシデントマネジメントに関して我が国の取るべき考え方について検討が行われ、シビアアクシデントは工学的には現実には起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいが、原子炉施設の安全性を一層向上させるため、電気事業者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを奨励するとの見解が示された（平成4年5月「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」）。また、同年7月には、通商産業省（当時）から電気事業者に対して、現時点では規制的措施を要求するものではないとした上で、従来から実施してきている自主的な保安措置としてアクシデントマネジメントの整備を引き続き進めるよう要請がなされた。

これらを受け、電気事業者は、原子力発電所運転中における設備の故障等により発生する異常事象（内的事象）を対象とした確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を運転中及び建設中（当時）の全プラントに対して実施した。このPSAから得られた知見、及びシビアアクシデント時の事象に関する最新の知見等に基づき、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として、更なるアクシデントマネジメントの整備を行う方針をとりまとめ、平成6年3月に通商産業省（当時）に報告した（平成6年3月「アクシデントマネジメント検討報告書」）。報告内容については、通商産業省（当時）において、検討結果がとりまとめられ、原子力安全委員会へ報告され、平成7年12月に原子力安全委員会よりアクシデントマネジメント策が妥当なものであるとの結論を得ている。

これらのアクシデントマネジメントについては順次整備を行い、整備した内容について経済産業省に報告した（平成14年5月「アクシデントマネジメント整備報告書」）。

また、平成9年10月に原子力安全委員会において、今後新しく設置される原子炉施設については、詳細設計の段階以降、アクシデントマネジメントの実施方針について検討するとの方針が示されている。

本報告書は、これらの国の方針に沿って、平成11年4月に原子炉設置変更許可を受け、現在建設中の志賀原子力発電所2号炉（以下「志賀2号炉」という。）の

アクシデントマネジメント整備についての方針をまとめたものである。

## 2. アクシデントマネジメントの実施方針

我が国の原子力発電所は極めて高い安全性を有し、原子力安全委員会においては、これまでに実施したP S Aの結果からも現実にシビアアクシデントが起きるとは考えられないほど発生の可能性が十分小さいことが確認されている。また、通商産業省（当時）からの要請においても、アクシデントマネジメントの整備について規制措置を要求していない。

当社としては、現状で十分な原子力発電所の安全性を念には念を入れてさらに向上させ、社会のより一層の理解と信頼を得ていくために、アクシデントマネジメントを整備してきている。

アクシデントマネジメントは、電気事業者がその技術的知見に基づき実施する自主的な保安措置である。基本的には、安全設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限に活用することを第一に考慮して、一層の安全性の向上を図るものである。

当社志賀原子力発電所1号炉（以下「志賀1号炉」という。）においては、これまでも、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉事故の教訓を反映し、徴候ベースの手順書を開発するなどして、設計基準を超えるような種々の設備故障が重なった場合でも、原子炉施設を安全に停止できる手順を整備し、それに基づいて運転員の教育・訓練を進めてきた。さらに、シビアアクシデント研究及びP S Aの実施等により得られた異常事象の進展や安全上の特徴に関する知見を踏まえ、安全性の一層の向上を図るため、設備上の対応策、アクシデントマネジメントの実施体制及び手順書類等を整備し、アクシデントマネジメントに関する教育等を実施してきている。

志賀2号炉についても、志賀1号炉やBWR先行炉のアクシデントマネジメントの整備実績を踏まえ、アクシデントマネジメント策としては、基本設計段階で採用したものに加えて、詳細設計を反映したP S Aの実施等から得られた知見に基づき選定し、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として、アクシデントマネジメントの整備を実施していくものとする。

### 3. 志賀2号炉の安全上の特徴

志賀2号炉は、電気出力1,358MW、圧力抑制形鉄筋コンクリート造原子炉格納容器（以下「RCCV」という。）を持つ改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり、平成18年3月の運転開始に向けて、現在建設を進めている。主な設備の構成を図-1に示す。

志賀2号炉には、原子炉の停止に関する系統として制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系等を、炉心の冷却に関する系統として高圧炉心注水系2系統、自動減圧系、低圧注水系3系統並びに高圧注水が可能で短期間の全交流電源喪失時にも炉心を冷却できるタービン駆動の原子炉隔離時冷却系（事故時炉心冷却）からなる非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）、放射性物質の閉じ込めに関する系統として原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）本体及び原子炉格納容器スプレイ冷却系（以下「格納容器スプレイ冷却系」という。）2系統等、さらにこれらの安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、原子炉補機冷却水系等を備えている。

このような安全設計に基づく設備等により十分に確保されている安全性を確率論的に評価すること及び安全性をさらに向上させるアクシデントマネジメント策の検討のため、安全上の特徴を総合的に把握することを目的として、出力運転時を対象に志賀2号炉のPSAを実施した。

その結果、志賀2号炉の炉心損傷頻度は国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の基本安全原則が示す目標（既設炉に対して $10^{-4}$ /炉年以下、新設炉に対して $10^{-5}$ /炉年以下）を十分に満足することを確認した。さらに、原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質の閉じ込めといった基本的な安全機能に対して種々の安全設備を多重に設け、また運転開始後は定期的に検査を行うこと等で、これらの安全機能が高い信頼性を確保できることが確認され、以下に示すように、炉心及び格納容器の健全性の維持に関する安全上の特徴についての知見が得られた。

なお、志賀2号炉のPSAの詳細については、別途「志賀原子力発電所2号炉の確率論的安全評価報告書」にまとめている。

#### 3.1 炉心健全性の維持に関する安全上の特徴

志賀2号炉の炉心健全性の維持に関する安全上の特徴については、PSAの実施等を通して次のような知見が得られた。

過渡事象あるいは原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）が発生した場合、原子炉の停止の観点からスクラム等の原子炉停止機能が要求され、炉心の冷却の観点からECCS等による注水機能が要求され、放射性物質の閉じ込めの観点から格納容器スプレイ冷却系等による除熱機能が要求される。外部電源や原子炉補機冷却系が喪失した場合、安全機能をサポートする観点から非常用電源への切替

または外部電源や原子炉補機冷却系の復旧が要求される。

例えば、注水機能のための設備は前述のとおり複数設置されており、LOCA時にはECCSの1系統が注水できれば炉心の冷却を達成できる等、十分な多重性及び独立性が確保されており、それぞれの異常事象に対して要求される機能は信頼性の高いものとなっている。このような信頼性の高い機能が喪失しない限り、炉心の健全性が脅かされることはない。

PSAを実施した結果、志賀2号炉では炉心健全性の維持に係る機能の強化・信頼性の向上を意図した設計が既になされているため、炉心の健全性が脅かされる可能性は十分低いことを確認するとともに、アクシデントマネジメントの検討材料として図-2に示すようなシーケンスが明らかになった。

志賀2号炉では、相対的に寄与の大きいシーケンスは電源喪失シーケンスであり、これに次いで高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系（事故時炉心冷却）（以下「高圧注水系」という。）による注水失敗と減圧失敗が重畳するシーケンス、高圧・低圧注水系による注水失敗、崩壊熱除去失敗シーケンスがある。しかしながら、志賀2号炉の炉心損傷頻度は平均値で $3.3 \times 10^{-8}$ /炉年と極めて小さい。例えば、BWR5プラントでは、高圧炉心スプレイ系が1系統であるため、本系統の注水失敗と減圧失敗が重畳するシーケンスが相対的に寄与が大きいシーケンスであったが、志賀2号炉では、高圧注水系を3系統設けているため、本シーケンスの発生頻度は十分に低減されている。また、代替反応度制御は当初設計より設置することとしているため、未臨界確保失敗シーケンスの発生頻度は十分低減されている。

### 3. 2 格納容器健全性の維持に関する安全上の特徴

志賀2号炉の格納容器健全性の維持に関する安全上の特徴については、シビアアクシデント研究及びPSAの実施等により次のような知見が得られた。

シビアアクシデント研究等の知見から、シビアアクシデント環境における格納容器内で考慮すべき物理現象及び志賀2号炉においてこれらの現象を緩和あるいは防止するために必要な機能をまとめた。

- (1) 「水蒸気（崩壊熱）による過圧」は、主に注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により圧力がゆっくりと上昇していく現象であり、この他にデブリ（炉心溶融物）が冷却できていない場合のコンクリート侵食により発生する非凝縮性ガスの蓄積によるものが含まれる。この現象は、デブリを確実に冷却し、崩壊熱を適切に除去してやることにより防止できる。
- (2) 「水蒸気爆発」は、高温の物質が大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、瞬時にデブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換する現象である。RCCVを持つ志賀2号炉では、通常は下部ドライウェル（原子炉圧力容器下部空間）に水が存在せず、また、ほとんどのシーケンス

で下部ドライウェルに水が蓄積しないことから、この現象が発生する可能性は小さい。

- (3) 「未臨界確保失敗時の過圧」は、大量の蒸気が炉心で発生し、早期に格納容器の圧力が上昇していく現象である。この現象は、原子炉を停止することにより防止できる。
- (4) 「貫通部過温」は、デブリから発生する崩壊熱により格納容器内部がゆっくりと加熱される現象である。この現象は、デブリに注水することで崩壊熱を主に蒸発潜熱として吸収し、あるいは格納容器へのスプレーにより雰囲気を冷却することで防止できる。
- (5) 「格納容器雰囲気直接加熱」は、原子炉圧力容器が高压状態で破損した場合に格納容器の雰囲気が直接加熱される現象である。この現象は、原子炉を適切に減圧することで防止できる。
- (6) 「可燃性ガスの高濃度での燃焼」は、燃料被覆管と水の反応、水の放射線分解等により、主に水素ガスが発生し、高濃度で着火すると格納容器へ大きな圧力負荷がかかる現象である。志賀2号炉では、安全設計においても多量の可燃性ガスの発生を考慮して窒素ガスで置換することで格納容器を不活性化するため、酸素濃度が低く維持され、この現象は考慮する必要がない。
- (7) 「溶融物接触」は、格納容器内でデブリが広がり、格納容器に接触する現象である。RCCVを持つ志賀2号炉では、下部ドライウェル内からデブリが広がらない形状となっているため、この現象は考慮する必要がない。

PSAを実施した結果、異常事象が発生しても格納容器の健全性が脅かされる可能性は十分低いことを確認するとともに、図-3に示すような格納容器健全性の維持に係わる安全性をさらに向上させる上で検討すべきモードが明らかとなった。

志賀2号炉における支配的なモードは、「格納容器雰囲気直接加熱」及び「貫通部過温」であり、これに次いで「水蒸気（崩壊熱）による過圧」のモードがある。

したがって、「貫通部過温」を防止するために、格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメントが有効であり、さらに過温を防止した後に生じる「水蒸気（崩壊熱）による過圧」を防止するために格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメントが有効である。なお、「格納容器雰囲気直接加熱」は、電源喪失時に原子炉が高压に維持されている状態で自動減圧系を作動できないことが主要因であり、電源供給に係るアクシデントマネジメントにより発生が防止できる。

#### 4. アクシデントマネジメント策の検討

志賀2号炉は、基本設計において、P S Aの成果やアクシデントマネジメントの考え方が既に反映されていることによって一層の安全性向上が図られ、現状において十分な安全性が確保されていることから新たにアクシデントマネジメント策の実施の必要性は小さいものと考えられるが、炉心及び格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるアクシデントマネジメント策を検討した。検討に当たっては、シビアアクシデント研究及びP S Aの実施等により得られた安全上の特徴に関する知見に基づき、安全設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限に活用することを第一に考慮するとともに手順面の整備も検討した。また、P S Aの前提条件や評価結果に含まれる不確かさも十分に考慮するとともに、運転員操作等がより確実にできるよう配慮した。その結果を以下に示す。

##### 4. 1 原子炉停止機能に係るアクシデントマネジメント策

志賀2号炉は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、以下の対応を当初設計より盛り込み、手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

- ① 運転員が手動でスクラムさせること
- ② 水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行うこと
- ③ 原子炉緊急停止系作動回路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、原子炉冷却材再循環ポンプトリップ（以下「R P T」という。）及び代替制御棒挿入（以下「A R I」という。）を可能とする策（代替反応度制御）により、自動スクラムのための信号回路が共通原因で故障しても、原子炉の出力を低下し、格納容器が過圧されることなく原子炉を未臨界にできるようにすること

##### 4. 2 原子炉及び格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメント策

志賀2号炉は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系等の信号によりE C C S及び原子炉隔離時冷却系（原子炉冷却材補給）を自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉への注水にすべて失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高圧に維持された状態で炉心が損傷し、デブリの貫通により原子炉圧力容器が破損すると、デブリが格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、格納容器雰囲気の直接加熱が発生する可能性がある。なお、格納容器へ

の注水が必要となる異常時には、運転員が手動で格納容器スプレイ冷却系を起動し格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、格納容器の温度上昇やデブリの冷却不全が生じる可能性がある。

このため、ECCSが自動起動しない場合の対応として、以下の対応を手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

- ① 運転員が手動でECCSを起動させること
- ② 原子炉を手動で減圧し、低圧での注水ができるようにすること
- ③ 給復水系や制御棒駆動系等を使って炉心を冷却すること

今回、PSA等の知見から志賀2号炉の系統構成の特徴を踏まえ、原子炉及び格納容器への注水機能をさらに向上させるものとして、以下のものを選定した。

#### ① 代替注水手段

復水補給水系及び消火系を有効活用する観点から、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管接続し、代替注水設備として利用できるようにすることで原子炉への注水機能を向上させるものである。また同じ代替注水設備により、ドライウエルスプレイ管を介したスプレイや下部ドライウエルへの直接注水が行えるよう配管を接続し、発生した蒸気のスプレイによる凝縮や下部ドライウエルのデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

### 4. 3 格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメント策

志賀2号炉は、異常時には復水器により崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動させ、格納容器から除熱することとしている。しかしながら、万一、格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、格納容器が破損する恐れが生じる。また格納容器破損時には、サプレッションチェンバのプール水が減圧沸騰し、ECCSによる再循環ができなくなる可能性がある。

このため、残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、以下の対応を手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

- ① 格納容器スプレイ冷却系を手動起動し、格納容器の圧力上昇を抑制させること
- ② サプレッションチェンバのプール水を通したベントにより格納容器の圧力の上昇を抑制させること

今回、PSA等の知見から、志賀2号炉の系統構成の特徴を踏まえ、格納容器からの除熱機能をさらに向上させるものとして、以下のものを選定した。

- ① ドライウエル冷却系、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に充てることのできる時間を長くするため、ドライウェル冷却系等による代替除熱を利用して格納容器から除熱できるようにすること

② 残留熱除去系の復旧

格納容器からの除熱機能が要求されるまでの時間を利用して、故障した残留熱除去系を復旧し格納容器から除熱できるようにすること

③ 耐圧強化ベント

耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器から除熱できるようにすること

4. 4 安全機能のサポート機能に係るアクシデントマネジメント策

志賀2号炉は、外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、直流電源設備により安全機能は確保される設計となっている。しかしながら、交流電源が供給されない場合の対応として、以下の対応を手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

① 原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動させることにより電源を供給すること

今回、PSA等の知見から、志賀2号炉の系統構成の特徴を踏まえ、電源供給能力をさらに向上させるものとして、以下のものを選定した。

① 電源の融通

複数基立地のメリットを活かし、原子炉施設間で動力用の高圧交流電源を融通すること及び低圧の交流電源を融通して直流電源を容易に復旧できるようにし、非常用ディーゼル発電機の起動電源や高圧交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源等として用いるようにすること

② 非常用ディーゼル発電機の復旧

すべての交流電源が喪失しても事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し、必要な電源を供給できるようにすること

電源喪失時には原子炉が高圧状態で事象が推移していくが、電源が復旧されれば原子炉が減圧され、格納容器雰囲気直接加熱も発生しないことから、本アクシデントマネジメント策は格納容器雰囲気直接加熱の防止にも効果がある。

以上のように志賀2号炉で採用したアクシデントマネジメント策を各機能別に分類し、表-1に示す。

## 5. アクシデントマネジメント策の概要

志賀2号炉の安全上の特徴を考慮し実施したP S A結果から選定された炉心及び格納容器の健全性を維持するための機能を、さらに向上させるアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

### 5. 1 代替注水手段（図－4）

#### (1)概要

本アクシデントマネジメント策は、低圧注水が可能な設備（復水補給水系、消火系）を有効活用する観点から、原子炉へ注水できるように配管を接続し、運転員の判断により代替注水設備を利用することで原子炉への注水機能を向上させるものである。また同じ代替注水設備により、ドライウェルスプレイ管を介したスプレイや下部ドライウェルへの直接注水が行えるよう配管を接続し、発生した蒸気のスプレイによる凝縮や下部ドライウェルのデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。なお、消火系はディーゼル駆動のポンプを有するため、交流電源喪失時にも利用できる。

基本的な操作は、E C C S等による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下していくこと、あるいはデブリへの注水、格納容器へのスプレイが十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、これらの代替注水設備を利用して手動で原子炉や下部ドライウェルへの注水、格納容器へのスプレイを行うものである。

#### (2)防止・緩和効果

本アクシデントマネジメント策について、炉心及びデブリの冷却、格納容器内の蒸気凝縮の観点から有効性を検討した。その結果、復水補給水系及び消火系は、炉心で発生する崩壊熱を除去するのに十分な容量を有する設備であり、E C C S等が多重に故障したとしても代替注水設備による注水を開始することで炉心を冷却できる。また、格納容器スプレイ冷却系が起動しない場合でも、同じ代替注水設備により、ドライウェルスプレイ管を介したスプレイによる格納容器内の蒸気凝縮や下部ドライウェルへの注水によるデブリ冷却をすることにより、コンクリート床の侵食を抑制し、貫通部過温及び崩壊熱で発生する水蒸気による過圧を防止できる。

#### (3)安全機能へ与える影響評価（表－2）

本アクシデントマネジメント策に係る設備は、残留熱除去系、復水補給水系及び消火系に接続するため、隔離弁により安全機能の上位クラスとの機能分離がなされる範囲までは同じクラスの設計とし、下部ドライウェルへの注水ラインが格納容器バウンダリを構成する部分は格納容器バウンダリとしての機能を持たせた設計とする等、安全設計上期待している安全機能に影響を与えないよう設計す

る。

また、本アクシデントマネジメント策の安全評価への影響を検討した結果、ECCS等や格納容器スプレイ冷却系の多重故障といった設計基準を超えた状態を検知して本アクシデントマネジメント策を実施する手順とすること及び本アクシデントマネジメント策に係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。

## 5. 2 格納容器からの除熱手段

### (1)概要

代替除熱は、格納容器からの除熱が可能な設備（ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系）を有効活用し、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作は、残留熱除去系や格納容器スプレイ冷却系による除熱が十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、これらの設備を利用して手動で格納容器からの除熱を行うものである。

残留熱除去系の復旧については、格納容器からの除熱ができない事象では、事象の進展が遅く時間的余裕があることから、この時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧させ、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、残留熱除去系の故障を認知し、故障箇所を同定し、保修員が故障個所の復旧作業に入るものである。

耐圧強化ベント（図-5）は、格納容器過圧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ものである。

基本的な操作は、残留熱除去系や格納容器スプレイ冷却系による除熱が十分でなく、さらに上記のアクシデントマネジメント策による事象の緩和ができなかった場合に、格納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくこと等を確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行うものである。

### (2)防止・緩和効果

本アクシデントマネジメント策について、格納容器からの除熱の観点から有効性を検討した。その結果は以下のとおりである。

ドライウェル冷却系及び原子炉冷却材浄化系の利用は、原子炉施設の状態に依存するものの、格納容器スプレイ冷却系等による除熱が十分でない場合でも、格納容器の過圧を防止し、あるいは残留熱除去系の復旧に充てることのできる時間を長くする目的で実施するものであり、また格納容器からの除熱を達成しうるものである。

耐圧強化ベントにより、格納容器スプレイ冷却系等による除熱が十分でない場合でも、格納容器から蒸気を放出することで格納容器からの除熱ができる。なお、サプレッションチェンバのプール水を通してベントするため、蒸気中に含まれる

放射性物質を大幅に低減できる。

### (3) 安全機能へ与える影響評価 (表—2)

本アクシデントマネジメント策のうち代替除熱手段及び残留熱除去系の復旧は、手順のみの整備で実施できるため、安全設計上期待している安全機能に悪影響を与えない。

本アクシデントマネジメント策のうち耐圧強化ベントは、不活性ガス系及び非常用ガス処理系に接続するため、隔離弁等により安全機能の上位クラスとの機能分離がなされる範囲までは同じクラスの設計とし、格納容器バウンダリを構成する部分は格納容器バウンダリとしての機能を持たせた設計とする等、安全設計上期待している安全機能に影響を与えないよう設計する。

また、本アクシデントマネジメント策の安全評価への影響を検討した結果、残留熱除去系の多重故障といった設計基準を超えた状態を検知して実施する手順とすること及び本アクシデントマネジメント策に係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。

## 5. 3 電源供給手段

### (1) 概要

電源の融通 (図—6) は、複数基立地のメリットを活かして原子炉施設間で 6.9 kV 及び 460V の交流電源を融通する電源供給能力を向上させるものである。原子炉施設間の 6.9 kV の交流電源の融通は、手順を整備するものであり、また 460V の交流電源の融通は、隣接原子炉施設間に 460V のタイラインを設置し、手順を整備するものである。

基本的な操作は、当該原子炉施設の電源喪失の状態を認知し、状況に応じて適切な電源融通策をとるものである。

非常用ディーゼル発電機の復旧は、全交流電源が喪失しても事象の進展が遅く時間的余裕があることから、この時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上させるものである。

基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障を認知し、故障箇所を同定し、保修要員が故障個所の復旧作業に入るものである。

### (2) 防止・緩和効果

本アクシデントマネジメント策について、電源供給の観点から有効性を検討した。その結果は以下のとおりである。

外部電源が喪失し、原子炉施設内のすべての非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、かつ直流電源が喪失したとしても、隣接原子炉施設間に 460V のタイラインを設置し、遮断器を手動で操作することにより 115V の直流母線までを充電

することができ、非常用ディーゼル発電機の再起動に使用、もしくは隣接原子炉施設からの 6.9 k V の交流電源を融通できるようになることから、必要な機器に電源を供給できる。また、原子炉隔離時冷却系の継続運転も可能となる。

(3) 安全機能へ与える影響評価 (表—2)

本アクシデントマネジメント策のうち、6.9 k V の交流電源の融通及び非常用ディーゼル発電機の復旧は、手順のみの整備で実施できるため、安全設計上期待している安全機能に影響を与えない。

本アクシデントマネジメント策のうち 460 V の交流電源の融通は、電源を融通する側あるいは融通される側双方の原子炉施設の 460 V の交流電源母線間に接続するが、常時、両側の遮断器を「開」状態として運用する等、安全設計上期待している安全機能に影響を与えないよう設計する。

また、本アクシデントマネジメント策の安全評価への影響を検討した結果、非常用ディーゼル発電機の多重故障といった設計基準を超えた状態を検知して本アクシデントマネジメント策を実施する手順とすること及び本アクシデントマネジメント策に係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。

## 6. アクシデントマネジメントの実施体制の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等の各種情報の収集、分析、評価を行い、プラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策を総合的に検討、判断することが必要である。そのためには、アクシデントマネジメントを実施する組織を明確化し、その役割分担や意思決定者を明確にする等、発電所の総力を挙げた対応が可能な実施体制を整える必要がある。

また、シビアアクシデント時には、適宜、国等発電所外部との連絡を密に取り、情報交換、助言等が行われることとなる。よって、実施組織には、情報を一元的に把握し、対応する組織が必要となる。

さらに、実施組織が有効に活動できるためには、実施組織が使用する施設が用意されるとともに、この施設には手順書類、通信連絡設備の他、プラント状態を把握するためのプラントパラメータの表示装置等、必要な資機材が確保されていることが必要である。

当社は志賀1号炉において、これらを踏まえたアクシデントマネジメントを確実に実施できる実効的な体制を既に整備している。志賀2号炉ではこの実績を踏まえ、アクシデントマネジメントの実施体制の整備方針を検討した。

### 6. 1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備

アクシデントマネジメントの実施組織は、事象の推移に従って適切な組織体制をとるという観点から、異常兆候の段階から適切に実施組織に移行できることが必要である。

志賀2号炉においては、事故・故障等または、これらに発展する恐れのある異常兆候（以下「事故・故障等」という。）が発生した場合、必要に応じ発電所事務建屋内に対応組織を召集する体制を整える予定であり、この他、原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織を今後整備する予定である。アクシデントマネジメントを実施する組織はこれらとの整合を図ることに留意して整備する。

#### 6. 1. 1 アクシデントマネジメントの実施組織

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラント状態を把握し、実施すべき対応操作を総合的に検討、判断することが重要である。このような状況において、運転員は複雑かつ迅速な対応を求められることが想定されるため、プラント操作は運転員が行い、また、これとは別に運転員が効果的なアクシデントマネジメント策を選定できるように技術的支援を実施する組織（以下「支援組織」という。）を設置し、運転員及び支援組織によりアクシデントマネジメントを実施する方針とする。アクシデントマネジメント実施組織（案）を図一7に

示す。

#### (1) 運転員

中央制御室には、運転員が24時間の当直体制で運転を行い、また、事故・故障等が発生した場合においても事態収束のための対応操作を行う。アクシデントマネジメントについてもこれら対応操作の延長上にあることから、プラント操作対応は引き続き運転員が行うこととする。

運転員は、当直長の指揮下でプラント状態の把握、手順書類に基づく操作を実施するが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織との連絡を密に行い、支援組織から指示・指導・助言を受け、対応操作を実施することとする。

#### (2) 支援組織

支援組織は異常事態の深刻さに応じて連続的に対処できることが必要であり、また、技術評価、情報管理、放射線管理等の運転員を支援する機能を持たせる必要がある。志賀2号炉の支援組織はこの点に留意して整備する方針とする。

原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織は技術評価、情報管理、放射線管理等により運転員を支援する機能を有することとしており、支援組織にはこの一部を充てることとする。なお、原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織は、事故・故障等発生時に設置される対応組織を拡張する形で人員の召集を行うこととしているため、事象の初期段階から連続的に対応することが可能である。

### 6. 1. 2 実施組織の役割分担及び意思決定

事故・故障等発生時において、炉心損傷を防止する段階においてのアクシデントマネジメント策は、運転員が主体となって実施することとする。運転員は、整備された手順書類に従って当直長の指揮のもと運転操作を実施し、アクシデントマネジメント策を実施するような状況においても同じ体制のもとで引き続き運転操作を行うこととする。ただし、支援組織が発足した場合は、当直長は支援組織と緊密な連絡をとりつつ、必要に応じて支援組織の指示・指導・助言を得て操作方針を決定し、運転操作を実施することとし、中でもプラント挙動等に対して操作の影響が大きいと考えられるものについては、操作前に支援組織と相談して実施するよう手順書類の中に明記することとする。

一方、さらに事象が進展して炉心損傷が発生し、その影響を緩和する段階においてのアクシデントマネジメント策の実施においては、事象がさらに複雑となり、また、総合的な判断が必要となる。よって、この段階では、既に設置されていると考えられる支援組織でのアクシデントマネジメント策の総合的な検討や国等発

電所外部からの助言等に基づき、支援組織が中央制御室の当直長に対して指示、指導、助言を行うことにより、当直長の指揮のもと、運転員がアクシデントマネジメントの対応操作を行うこととする。

### 6. 1. 3 要員の召集

事故・故障等が発生した場合には、当直長は必要な措置を講じるとともに、これと並行して、予め定める連絡体制に基づき、必要な要員が召集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制をとることとする。さらに、原子力事業者防災業務計画に定める緊急時体制が発令されるような場合には、同計画に定める連絡体制により要員が召集される。この対応組織の一部が支援組織として機能し、アクシデントマネジメント実施のための体制を確立する。

なお、志賀1号炉においては、夜間、休日を含めた連絡体制を定めており、平日夜間及び休日には当番制を運用し、夜間は発電所近傍の施設にて、昼間は発電所内で待機体制をとっている。また、主要な要員には携帯電話を所持させている。さらに、定期的に連絡訓練を実施し、円滑な要員召集が可能なことを確認している。

志賀2号炉においても、志賀1号炉の体制を参考に連絡体制を定め、平日、夜間、休日を問わず、事故・故障等発生時及び緊急事態発生時には必要な対応要員の召集を行うこととする。

## 6. 2 施設、設備等の整備

### 6. 2. 1 支援組織が使用する施設、資機材の整備

志賀2号炉では支援組織が活動を行う場所として緊急時対策所を発電所事務建屋内に整備している（志賀1号炉と共用）。

緊急時対策所には、プラント状態の把握、技術評価、アクシデントマネジメント策の検討、線量評価、国等発電所外部への通報連絡等に必要な資機材を整備することとする。支援組織が使用する設備類の整備内容は次のとおりである。

#### (1) 通信連絡設備（志賀1号炉と共用）

- ・ 電話（社内、自治体等への通報連絡用専用回線）
- ・ ファクシミリ装置（社内、自治体等への通報連絡用専用回線）
- ・ 所内放送設備
- ・ 無線設備
- ・ 社内テレビ会議システム
- ・ 緊急時呼出装置

（要員の所持する携帯電話等を一斉呼び出しするシステム）

#### (2) 緊急時プラント情報伝送システム（SPDS）（志賀1号炉と共用）

原子炉圧力，原子炉水位，排気筒モニタ指示値など原子炉の安全に関するパラメータをオンラインで表示し，また，これらのデータを本店，国へ伝送するシステム。

(3) データ収集装置（志賀1号炉と共用）

モニタリングポストデータ，風向，風速，大気安定度等を表示するシステム。

(4) 情報表示システム（志賀1号炉と共用）

大型プロジェクタ等により緊急時対策所における情報の共有化を図るシステム。

(5) 緊急時線量予測システム（志賀1号炉と共用）

収集した気象情報等に基づき放射線量を評価するシステム。

(6) 手順書類（いずれも仮称）

各種事故時運転操作手順書，アクシデントマネジメントガイド，AM復旧手順書など。

(7) 技術図書類

配管計装線図，安全保護系ロジック一覧，機器配置図など。

(8) 復旧活動に必要な資機材

志賀1号炉では，必要となる交換部品の入手方法としては，発電所内の同じタイプの機器からの流用や敷地内の予備品の使用を想定している（必要な工具等を管理区域内工具庫及び倉庫等に準備している。）

また，放射線障害防護用器具，放射線測定器などの資機材を緊急時対策所の他，建屋内での作業，防護活動に備え管理区域入口に常備している。

志賀2号炉においても志賀1号炉を参考に整備することとする。

以上の施設，資機材の整備（案）を表一3に示す。

## 6. 2. 2 計測設備の利用可能性等

シビアアクシデント時には各種パラメータの計測範囲や計測設備のおかれる環境が通常時と異なることが想定されるため，アクシデントマネジメント策を選択する上で必要となるパラメータについては，計測設備の計測範囲や計測機器の耐環境性を確認するとともに，必要な計測設備を整備することとする。これらのパラメータについては中央制御室において表示される他，安全上特に重要なパラメータについては支援組織が設置される緊急時対策所にも表示されるようにしている。

また，アクシデントマネジメント策を選択する上で必要なパラメータについては，万一測定できない場合に備えて，バックアップとなるパラメータや参考となる他のパラメータを手順書等に記載することとする。

### 6. 3 通報連絡等

アクシデントマネジメントを実施するような状況においては，国等発電所外部への情報提供，国からの助言等の情報を受信するなど円滑に情報交換を行うことが重要である。

整備に当たっては，これら情報の管理が一元的に行えるように定めることとする。前述のとおり，緊急時対策所には，一般の電話回線の他，国等発電所外部への連絡用に専用回線を利用した電話及びファクシミリ装置を従来から配備している。

また，国等発電所外部へ広く情報提供を行うための体制を整備することとする。

## 7. アクシデントマネジメント用の手順書類の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況下では、運転員がプラントの操作対応を行い、支援組織は技術評価等の運転員を支援する活動を行うこととなる。

さらに事象が進展し、炉心損傷に至るような場合には、運転員は様々な対応操作を求められるとともに、対応策を決定するための技術評価や故障機器の復旧活動等、支援組織の役割がより重要となってくる。

このため、運転員と支援組織とでは、使用する手順書類もその役割に応じたものが各々必要となる。当社は、志賀1号炉においてこれらの役割分担、事象の進展状況に応じて、アクシデントマネジメントを的確、迅速に実施するため、知識ベースの整理を含めた手順書類を既に整備している。志賀2号炉では、この実績を踏まえ、アクシデントマネジメント用の手順書類の整備方針について検討した。

### 7. 1 手順書類の構成

アクシデントマネジメントに使用する手順書類については、使用者の役割及び事象の進展状況に応じ、運転員用及び支援組織用にそれぞれ以下に示す手順書類を整備する。これらの手順書類の構成概要（案）を図—8に示す。

#### (1) 運転員用手順書（いずれも仮称）

- ① 事故時運転操作要領（事象ベース）
- ② 事故時運転操作要領（徴候ベース）
- ③ 事故時運転操作手順（炉心損傷後）

#### (2) 支援組織用手順書（いずれも仮称）

- ① 事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）
- ② AM復旧手順書

### 7. 2 手順書類の概要

#### 7. 2. 1 事故時運転操作要領（事象ベース）（AOP）

設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作を記載した手順書であり、事故・故障等が発生した時に、その運転状態からどのような事象が発生したのかの判断が可能な場合に使用するものである。したがって通常、アクシデントマネジメント用としては使用されないが、全交流電源喪失時の対応手順を記載することとしているため、これに関連する電源融通の手順については本操作要領に実施手順を記載する。

#### 7. 2. 2 事故時運転操作要領（徴候ベース）（EOP）

事故の起因事象を問わず観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を示したもので、多重故障等発生確率は極めて低いと考えられる設計想定外の事故・故障

等にも対応可能な手順書である。

EOPの目的は、原子炉を未臨界にし、炉心の冷却を確保することにより炉心損傷を防止し、格納容器の健全性を確保することである。

この中には、通常の操作では原子炉水位の維持ができないような事象において、代替注水手段を用いた原子炉水位維持操作を実施する等、観測されるプラントの徴候から対応操作を選択するためのフローチャート及び選択された操作の手順について記載する。

EOPは、当直長の指揮の下、運転員が主体となって対応する手順書であるが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡をとりつつ必要に応じて支援組織の助言、指示、指導を得て操作方針を決定する。

#### 7. 2. 3 事故時運転操作ガイド（炉心損傷後）（AMG）

EOPで対応する状態からさらに事象が進展し、炉心損傷に至った際に支援組織で使用するものであり、プラント状態、操作実施の影響等を考慮して、総合的な観点から事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するためのガイダンスである。

AMGでは、炉心損傷直後においては炉心へ初期注水を実施する等、プラント状態に応じたアクシデントマネジメントの実施目的及びそれぞれの目的を達成するための一連の対応方法を記載する。

この中には、炉心損傷の有無や原子炉圧力容器破損の有無等のプラント状態を判断するため必要となるパラメータ等に関する情報や判断基準、補足情報等を整理して記載する。さらに、操作を実施することによるプラントの応答、パラメータ変化の傾向、注意事項等を記載し、操作実施によるプラントへの影響を考慮して操作を選択することとする。

この他、アクシデントマネジメントはこれまでに蓄積された知見を駆使して臨機応変に対応操作を行うものであることから、技術検討の補足情報として、計測機器の設置位置を示す図面等の各種技術データ、判断基準の根拠、現象論として不確定な事象について得られている知見の内容及びその適用できる範囲等を知識ベースとしてAMGの中にまとめる。これにより、限られた時間の中でプラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策について迅速な判断を行うことを可能にする。

#### 7. 2. 4 事故時運転操作手順（炉心損傷後）（SOP）

AMGを用いてアクシデントマネジメントを実施する際においても、プラント対応操作は運転員が実施することとするが、事故状況の把握や適切なアクシデントマネジメント策を選択する際の技術評価については支援組織が支援を行うこと

とする。このため、AMGの記載内容のうち、操作の判断や操作実施に関する重要部分を抽出し、運転員用の手順書としてSOPを整備する。

SOPには、迅速な判断ができるよう、アクシデントマネジメントのストラテジ（操作方針）、具体的な操作選択の手順を示すフローチャート形式を採用し、この他、アクシデントマネジメント用設備の設備別操作手順を記載する。

#### 7. 2. 5 AM復旧手順書

アクシデントマネジメント策の一環として、特に安全性確保上重要な機能を有し、故障時にその機能を復旧することが極めて重要と考えられる残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機について、機能喪失時の復旧に充てることの出来る時間も考慮した上でそれらの機能の復旧を期待する。この復旧実施のガイドとしてAM復旧手順書を整備する。この手順書は、支援組織が限られた時間と資源の下で効率良く復旧活動にあたれるよう、現場機器の損傷状況の把握、故障原因の推定及び故障原因に応じた復旧手順についてのガイドを与える。本手順書では、次のような手順により復旧活動を実施することとする。

- ①系統、機器の状態から故障箇所及び故障要因を推定する。
- ②本手順書に目安として記載された、各故障要因に対する恒久対策及び応急対策を実施する際の所要時間と、プラントの状態から判断される保修許容時間に基いて実施可能な対策を判断し、復旧活動を実施する。
- ③応急対策も不可能な場合には本手順書に記載された代替対策を実施する。
- ④交換部品の入手は、敷地内の予備品の使用、発電所内の他の機器からの流用により行う。

#### 7. 3 手順書間の移行基準

手順書間の移行基準は、プラント状態、プラントパラメータの値により明確に規定する必要がある。

EOPの導入については、原子炉が自動停止する事象や、格納容器の圧力が異常に高くなる事象等のプラント状態及び異常徴候判断基準値を導入条件として定め、EOPに明記する。

EOPからAMG及びSOPへの移行基準については、炉心損傷開始を条件とし、ドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内の空間領域の $\gamma$ 線線量率から炉心損傷開始を判断することとする。この判断基準についてはEOP、AMG、SOPのそれぞれに記載しており、手順書の移行が円滑に行えるように配慮する。

また、AM復旧手順書については、炉心損傷の有無によらず、支援組織が残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機の復旧が必要と判断した時に導入する。

#### 7. 4 手順書類の管理等

これらの手順書類については、明確に区別した形で中央制御室及び緊急時対策所に保管することとする。

これら手順書類については必要に応じて改訂を行う他、更新すべき知見が得られた場合には適宜見直しを行うこととする。

## 8. アクシデントマネジメントに関する教育等の実施

アクシデントマネジメントの実施に当たっては、様々なプラント状態に応じて適切なアクシデントマネジメント策を選定することが必要であり、そのためにアクシデントマネジメントの実施組織の要員があらかじめシビアアクシデント現象に関する幅広い知識を有していることが必要である。したがって、アクシデントマネジメントの実施組織における要員の役割に応じて、必要な知識の習得、維持及び向上を図るために、アクシデントマネジメントに関する教育等の実施が重要となる。

志賀1号炉においては、アクシデントマネジメントに関する教育等を教育計画の中に組み込み、既に実施している。志賀2号炉では、この実績を踏まえ、アクシデントマネジメントに関する教育を検討した。アクシデントマネジメントに関する教育方法、頻度及び内容（案）を表—4及び表—5に示す。

### 8. 1 教育対象者

アクシデントマネジメントの実施組織である運転員及び支援組織の要員全員を対象とし、その役割に応じて教育を実施することとする。

### 8. 2 教育内容及び頻度

#### 8. 2. 1 支援組織要員の教育

支援組織においては、プラントの状況把握、事象収束のための方策の検討等を実施することとしており、支援組織の要員はAMGの記載内容の他、シビアアクシデント時のプラント挙動等に関して総合的な知識を有している必要がある。

このため、支援組織の全要員に対し、アクシデントマネジメントの実施に係る基礎的知識について机上研修を実施するとともに、技術検討を担当する要員や各班の責任者等、専門的な知識を有している必要がある要員については、応用的な知識についての研修を実施することとする。

研修テーマとしては、基礎的知識に関する研修においては、アクシデントマネジメントの位置付け、実施内容、使用する設備、シビアアクシデント時に起こりうる物理現象、プラント挙動等を選定し、教育を行うこととする。応用的知識に関する研修においては、シビアアクシデント解析の結果等も参照し、より技術的な内容に踏み込んだ研修を実施することとする。

これら机上研修は支援組織の全要員が在任中に1回は受講することとする他、組織全体の実効性を総合的に確認するため、アクシデントマネジメントを想定した演習を適宜実施する計画とする。

## 8. 2. 2 運転員の教育

運転員は、アクシデントマネジメントの操作対応を行うことから、支援組織の要員と同様に、アクシデントマネジメントの基礎的知識について机上研修を行う他、専門的知識について発電直内で机上研修を行うこととする。また、志賀1号炉同様、BWR運転訓練センターのフルスコープのシミュレータでシミュレーション可能な範囲において、アクシデントマネジメント対応操作の訓練を行う。

特に、アクシデントマネジメントの際に操作実施の判断を行う当直長及びこれを補佐する副当直長は、机上研修により、基礎的知識に関する研修に加え応用的知識に関する研修を実施することとする。

これらの研修については、運転員全員を対象とした基礎的知識及び当直長、副当直長を対象とした応用的知識については在任中1回、専門的知識については年に1回の割合で実施する計画とする。

## 8. 3 講師

講師は、シビアアクシデント及びアクシデントマネジメントについて専門的な知識を有しているとともに対象者、教育内容に応じて定める必要がある。

志賀1号炉では、シビアアクシデント及びアクシデントマネジメントについて専門的な知識を有する社内外の者を講師としている。これまでに実施した研修においては、プラント製造メーカーの専門家や発電所においてアクシデントマネジメント関連業務を担当している技術課員が講師を務めており、志賀2号炉においてもこれを参考に定めることとする。

また、運転員の教育の中で、BWR運転訓練センターで実施している訓練においては、BWR運転訓練センターのインストラクターを講師とする。

## 8. 4 教育用ツール

アクシデントマネジメントの教育をより効果的に実施するための教育用ツールを整備していくこととする。

志賀1号炉では、手順書類の他、シビアアクシデント時に考えられる現象及びプラント挙動、アクシデントマネジメント策の内容やAMGの解説等に係るテキストを教育用ツールとして活用しており、志賀2号炉においてもこれを参考に定めることとする。

## 8. 5 教育等の維持、改善

アクシデントマネジメントを有効に機能させるためには、常日頃からの教育が不可欠である。このため、継続的に教育の実施を進めるとともに、より実効的な教育方法、最新の知見の取り込み等について検討し適宜見直しを図っていくこととする。

## 9. まとめ

本報告書は、国の方針に沿って、十分な安全性が確保されている志賀2号炉の安全性を念には念を入れてさらに向上させるために、これまでに実施されたシビアアクシデント研究及びP S A等から得られた成果をもとに安全上の特徴を把握し、アクシデントマネジメントを自主的に整備していくための方針を取りまとめたものである。

志賀2号炉のP S Aは、安全性を確率論的に評価するとともに、アクシデントマネジメントの検討のために安全上の特徴を総合的に把握することを目的として実施した。

P S Aの結果、保守的なデータを用いた評価でも、炉心損傷頻度は $10^{-5}$ /炉年より小さく、I A E Aの基本安全原則が示す目標を十分に下回ることを確認した。志賀2号炉の安全性は原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質の閉じ込めといった基本的な安全機能により十分確保され、炉心が大きく損傷するような事態は現実には想定する必要はないと考えられるが、安全上の特徴の検討で得られた知見に基づき、安全設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限に活用することを第一に考慮し、アクシデントマネジメント策を検討するとともに、実施体制、手順書類、教育等の整備方針を取りまとめたものである。また、アクシデントマネジメント策は、その操作等が実施可能であること、シビアアクシデントの発生防止、影響緩和の効果があること、安全機能に影響を与えないことを確認した。

これらのアクシデントマネジメントの整備を通じて、当社は志賀原子力発電所の安全性を一層向上させるとともに、原子力発電に携わる者の安全意識の更なる向上が図られるものと考えている。

なお、格納容器信頼性に係わる国際共同プロジェクト等が現在実施されており、これらの知見をアクシデントマネジメントに適宜反映するとともに、このような活動を通して「原子力発電所の安全性に対する社会のより一層の理解と信頼」を得られるよう、今後とも継続して努力していきたいと考えている。

## 用語の解説

本報告書において用いている用語の定義は、次による。

### ① シビアアクシデント\*、\*\*\*、\*\*\*\*

設計基準事象<sup>(注)</sup>を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象。シビアアクシデントの重大さは、その損傷の程度や格納施設の健全性の喪失の程度による。

<sup>(注)</sup> 設計基準事象とは、原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出された事象をいう。

### ② アクシデントマネジメント\*\*、\*\*\*、\*\*\*\*

設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事象が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能またはそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、若しくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置をいう。

### ③ アクシデントマネジメント策\*\*\*\*

包括的な「アクシデントマネジメント」に対し、あるシビアアクシデント事象に対応するために対応方針が確定したものを「アクシデントマネジメント策」という。

\* : 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書  
(平成2年2月19日共通問題懇談会)

\*\* : 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28日原子力安全委員会了承)

\*\*\* : アクシデントマネジメントの今後の進め方について  
(平成4年7月通商産業省資源エネルギー庁)

\*\*\*\* : 軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について検討報告書  
(平成6年10月通商産業省資源エネルギー庁)

④ 原子力事業者防災業務計画

原子力災害対策特別措置法第7条第1項の規定に基づき、当該原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務に関し、原子力事業者が作成する計画。

表-1 アクシデントマネジメント策のまとめ

機 能	基本設計段階で採用したアクシデントマネジメント策	P S A結果を踏まえ 選定したアクシデントマネジメント策
原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>○手動スクラム</li> <li>○水位制御及びばう酸水注入系の手動操作</li> <li>○代替反応度制御 (R P T及びA R I)</li> </ul>	—
原子炉及び格納容器への注水機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>○E C C Sの手動起動</li> <li>○原子炉の手動減圧及び低圧注水操作</li> <li>○代替注水手段 (給復水系, 制御棒駆動系による原子炉への注水手段)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○代替注水手段                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系, 消火系ポンプによる原子炉及び格納容器への注水手段</li> </ul> </li> </ul>
格納容器からの除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>○格納容器からの除熱手段                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器スプレイ冷却系の手動起動</li> <li>・不活性ガス系, 非常用ガス処理系を用いたベント</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○格納容器からの除熱手段                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱</li> <li>・残留熱除去系の故障機器の復旧</li> <li>・耐圧強化ベント</li> </ul> </li> </ul>
安全機能のサポート機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>○電源供給手段                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○電源供給手段                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・電源の融通 (隣接プラントからの6.9kV及び460V融通)</li> <li>・非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧</li> </ul> </li> </ul>

表2 安全機能への影響確認一覧

設計上配慮すべき項目	代替注水	耐圧強化ベント	隣接原子炉施設からの電源融通	対応方法
1. 安全設備の多重性, 独立性を阻害しないこと	○	○	○	安全機能を有する設備とアクシデントマネジメントに関する設備の間では, 機能的分離, 物理的分離がなされ, 安全機能に影響を与えない設計とする。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧, 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	—	○	—	耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け, 隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。 また, 耐圧強化ベントラインの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流出するのを防止するためのバックアップとする。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する。 下部ドライウェル注水ラインには隔離弁を設け, 隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。
4. 安全機能を阻害しないこと	—	—	—	(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)
(1) 安全保護系	—	—	—	同上
(2) 原子炉停止系	—	—	—	同上
(3) a. 非常用炉心冷却系	○	—	—	代替注水を行う際に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一の設計とする。
b. 残留熱を除去する系統	○	—	—	同上
c. 原子炉格納容器除熱系	○	—	—	同上
d. 格納容器雰囲気を制御する系統	○	○	—	代替注水を行う際に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一の設計とする。 耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから, ラプチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する箇所と同一の設計とする。
(4) 電源系	○	○	○	電源の接続部においては遮断器を設置することにより安全機能に影響を与えない設計とする。
(5) その他	○	—	—	代替注水を行う際使用する配管のうち, 復水補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより, 相互に影響を与えない設計とする。
5. 安全評価上影響を及ぼさないこと	○	○	○	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すること及びアクシデントマネジメントに係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから, 安全評価に影響を与えない。また, 電源の融通については電源の復旧操作であるため, 安全評価に影響を与えない。

○ : 該当する設備変更有り    — : 該当する設備無し

表-3 AM施設, 設備等の整備 (案)

設備・機器及び手順書類	備考
1. 通信連絡設備	
(1) 電話	社内, 自治体等への専用回線
(2) ファクシミリ装置	社内, 自治体等への専用回線
(3) 所内放送設備	
(4) 無線設備	
(5) 社内テレビ会議システム	緊急時対策室, 本店, 支店, 支社間で使用
(6) 緊急時呼出装置	要員の所持する携帯電話を一斉呼出
2. 緊急時プラント情報転送システム (SPDS)	
3. データ収集装置	モニタリングポストデータ, 風向, 風速, 大気安定度等
4. 情報表示システム	大型プロジェクタ等
5. 緊急時線量予測システム	
6. 手順書類	
(1) 事故時運転操作要領	・ 事象ベース (AOP) ・ 徴候ベース (EOP)
(2) アクシデントマネジメント操作要領	・ 事故時運転操作手順 (SOP) ・ 事故時運転操作ガイド (AMG)
(3) AM復旧手順書	
(4) その他	・ 起動・停止操作要領 ・ 設備別運転操作要領 ・ 定例試験操作要領 ・ 警報処置要領
7. 技術図書類	
(1) 配管計装線図	
(2) 安全保護系ロジック一覧	
(3) 機器配置図	
(4) その他	・ 原子炉設置(変更)許可申請書 ・ 原子炉施設保安規定 ・ 原子力事業者防災業務計画 ・ 所内単線結線図 ・ 緊急技術助言組織用資料
8. 復旧活動に必要な資機材	
(1) 必要となる交換部品の入手方法	
(2) 放射線障害防護用器具, 放射線測定器等の資機材	汚染防護服, 防護マスク, 測定器, 線量計, サーベイメータ等
(3) その他	ヨウ素剤, 担架, 除洗用具, 車両, 消火設備, モニタリングカー等

表-4 アクシデントマネジメントに関する教育等の方法及び頻度 (案)

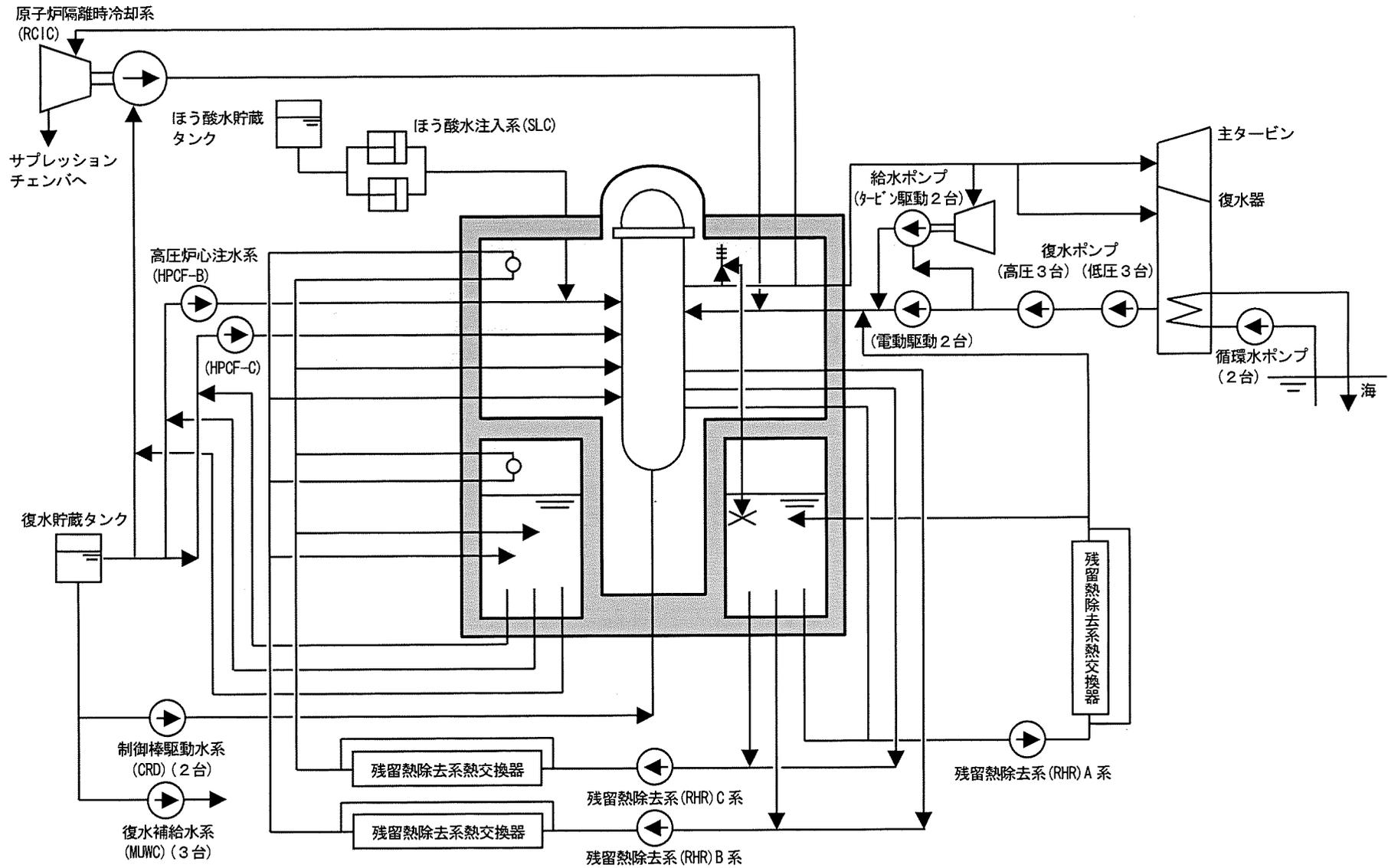
教育対象		教育内容	項目	
支援組織 要員	班 員	基礎的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
	復旧班員	基礎的知識 応用的知識	教育方法	技術課員等による講義 保修課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
	副班長以上	基礎的知識 応用的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
運転員	当直長 副当直長	基礎的知識 応用的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
	主機操作員以下 全員	基礎的知識	教育方法	技術課員等による講義
			受講頻度	在任中1回
		専門的知識*	教育方法	発電直内における勉強会
			受講頻度	年1回

\*専門的知識に関する教育は当直長，副当直長も参加する。

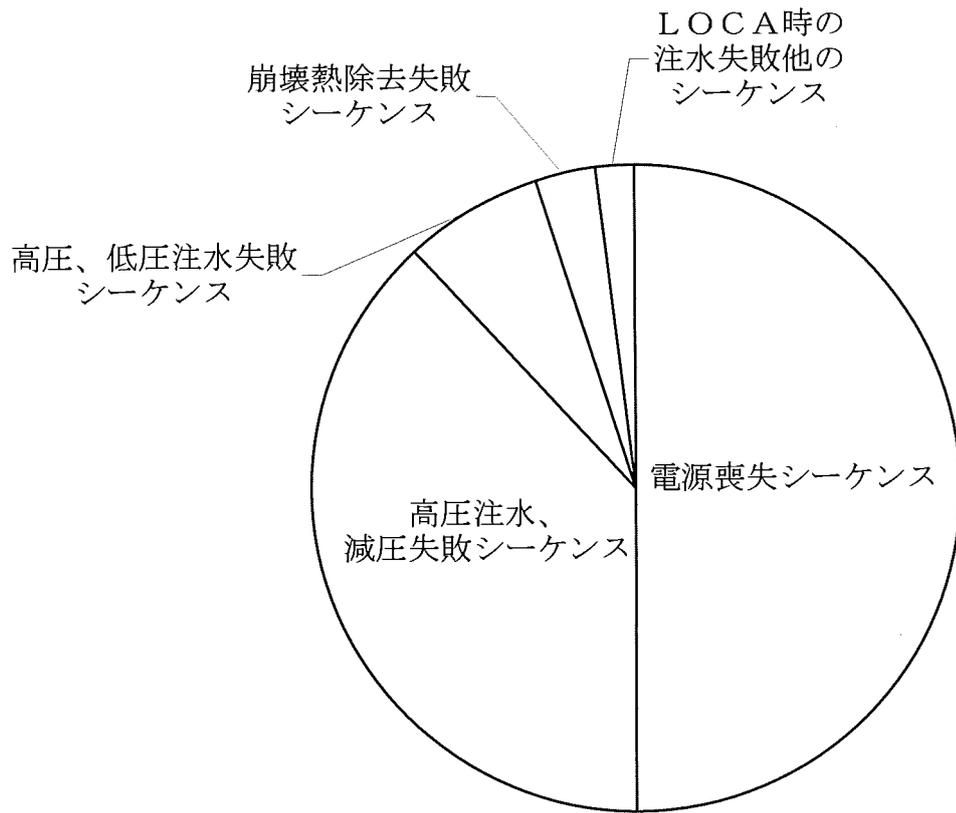
表-5 アクシデントマネジメントに関する教育内容 (案)

対象者	内 容
支援組織要員及び運転員全員	基礎的知識 ・ AMの位置付け ・ 志賀2号機におけるAMの実施内容 ・ 志賀2号機においてAMに使用する設備 ・ シビアアクシデント時のプラント挙動の一例 ・ その他必要とされる事項
支援組織：副班長以上 運転員：当直長，副当直長	基礎的知識に加え，以下の応用的知識 ・ AMGについて ・ その他必要とされる事項
運転員：主機操作員以下全員	基礎的知識に加え，以下の専門的知識* ・ シビアアクシデントへの発展防止及びシビアアクシデントの影響緩和のための運転操作について ・ その他必要とされる事項
支援組織：復旧班員	基礎的知識に加え，以下の応用的知識 ・ AMの概念と体系 ・ AM活動の概要 ・ 復旧手順書の位置付けと構成・概要 (RHR復旧手順・D/G復旧手順)

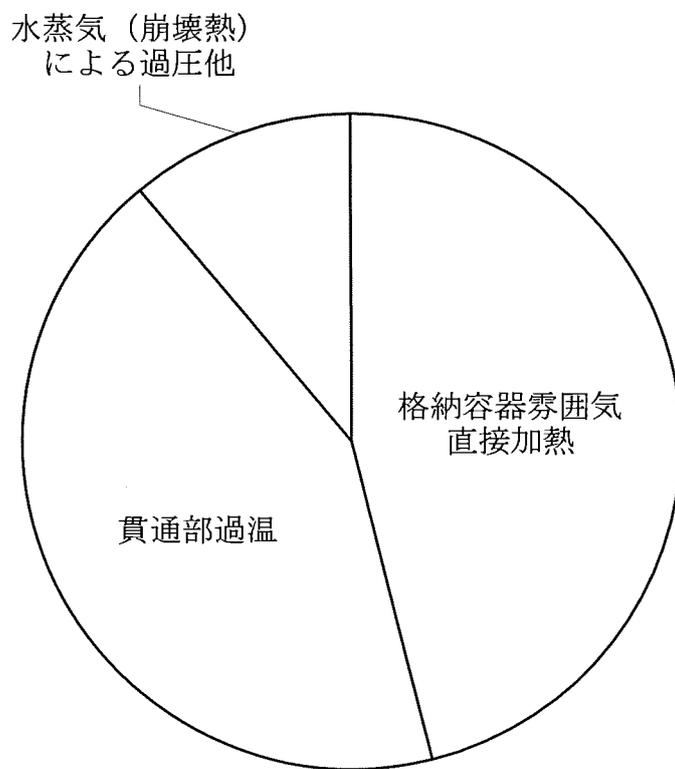
\*専門的知識に関する教育は当直長，副当直長も参加する。



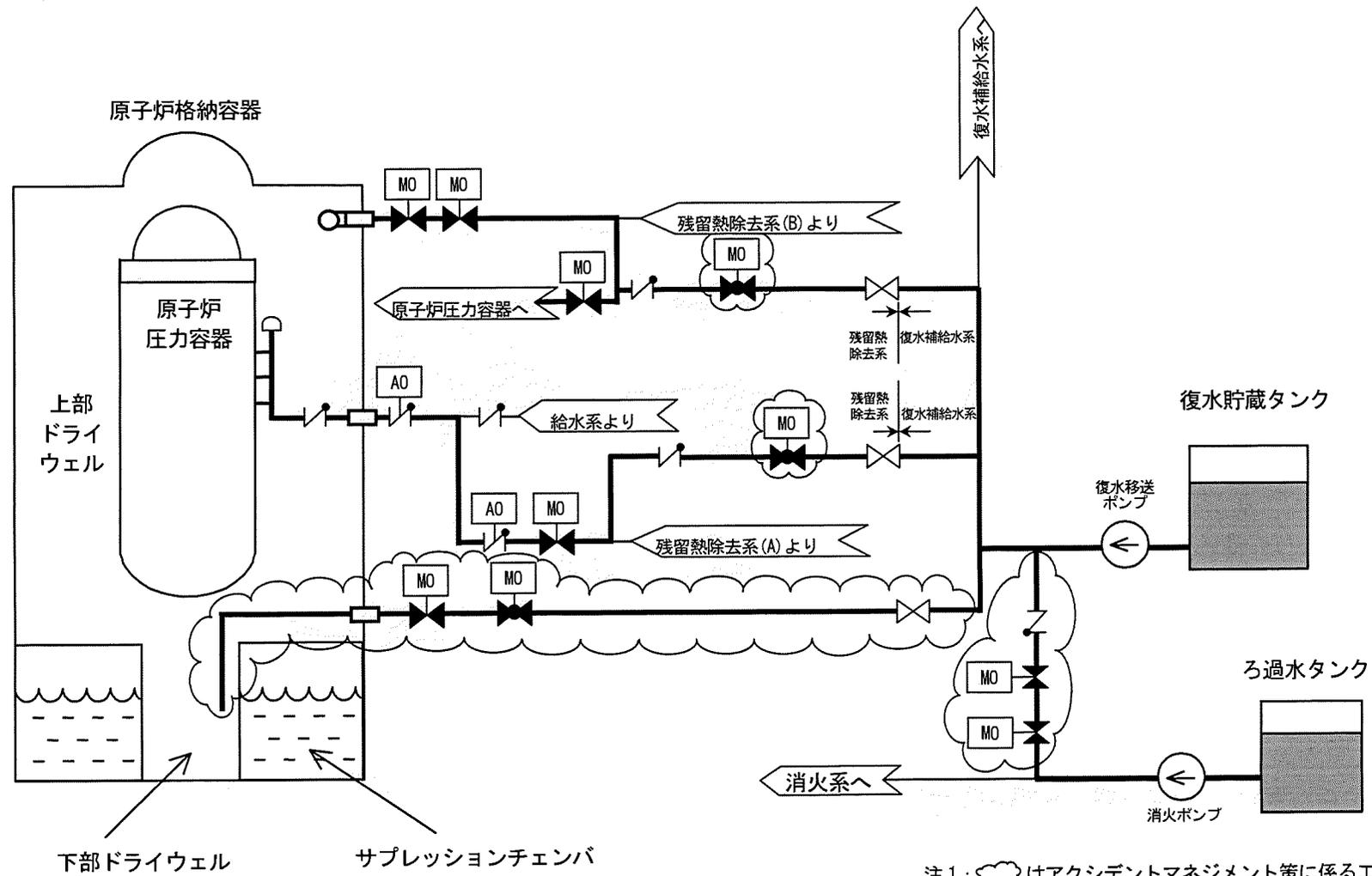
図一1 志賀原子力発電所2号炉の設備構成の概要



図一 2 炉心の健全性に関する P S A 結果



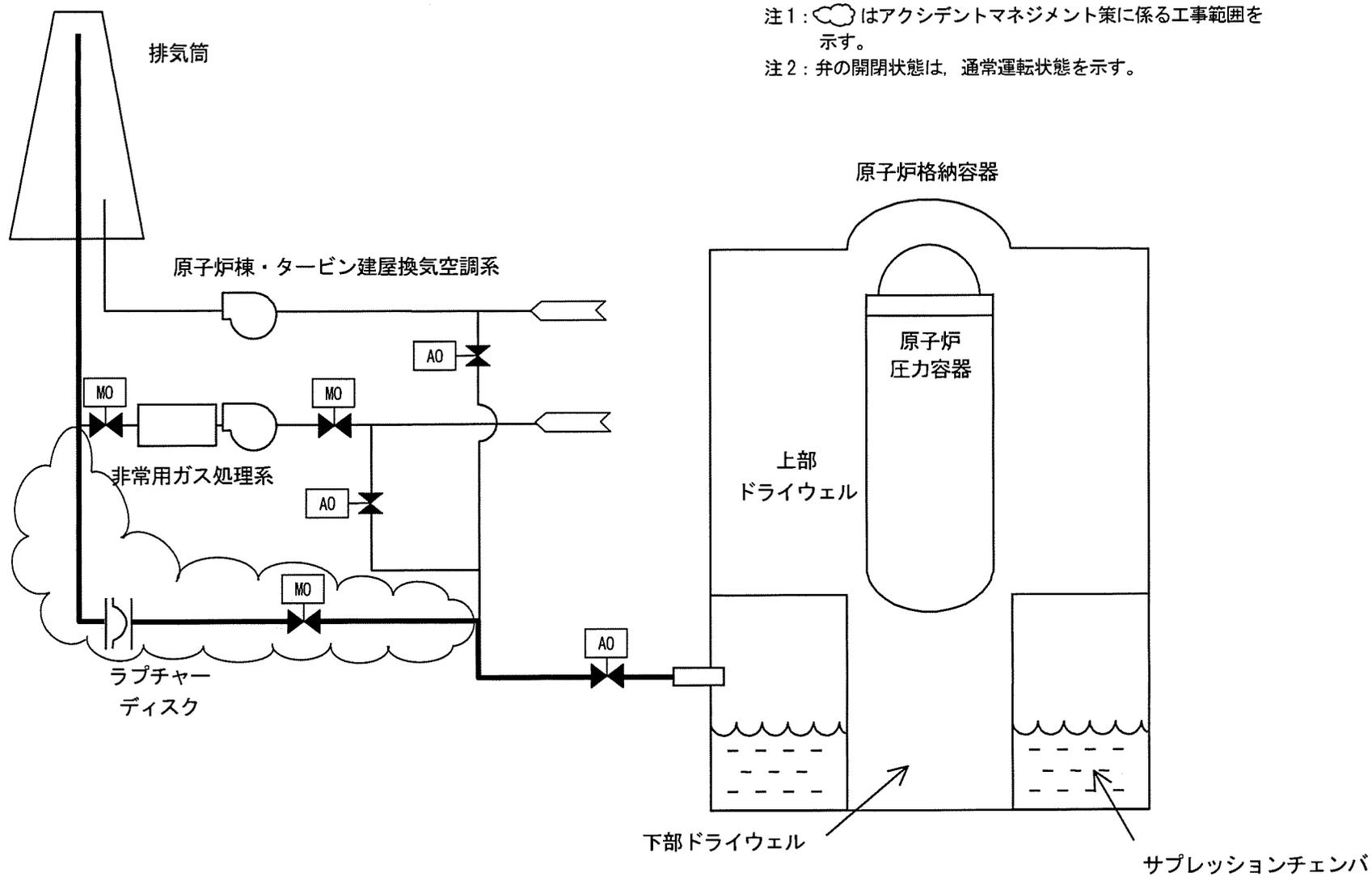
図一 3 格納容器の健全性に関する P S A 結果



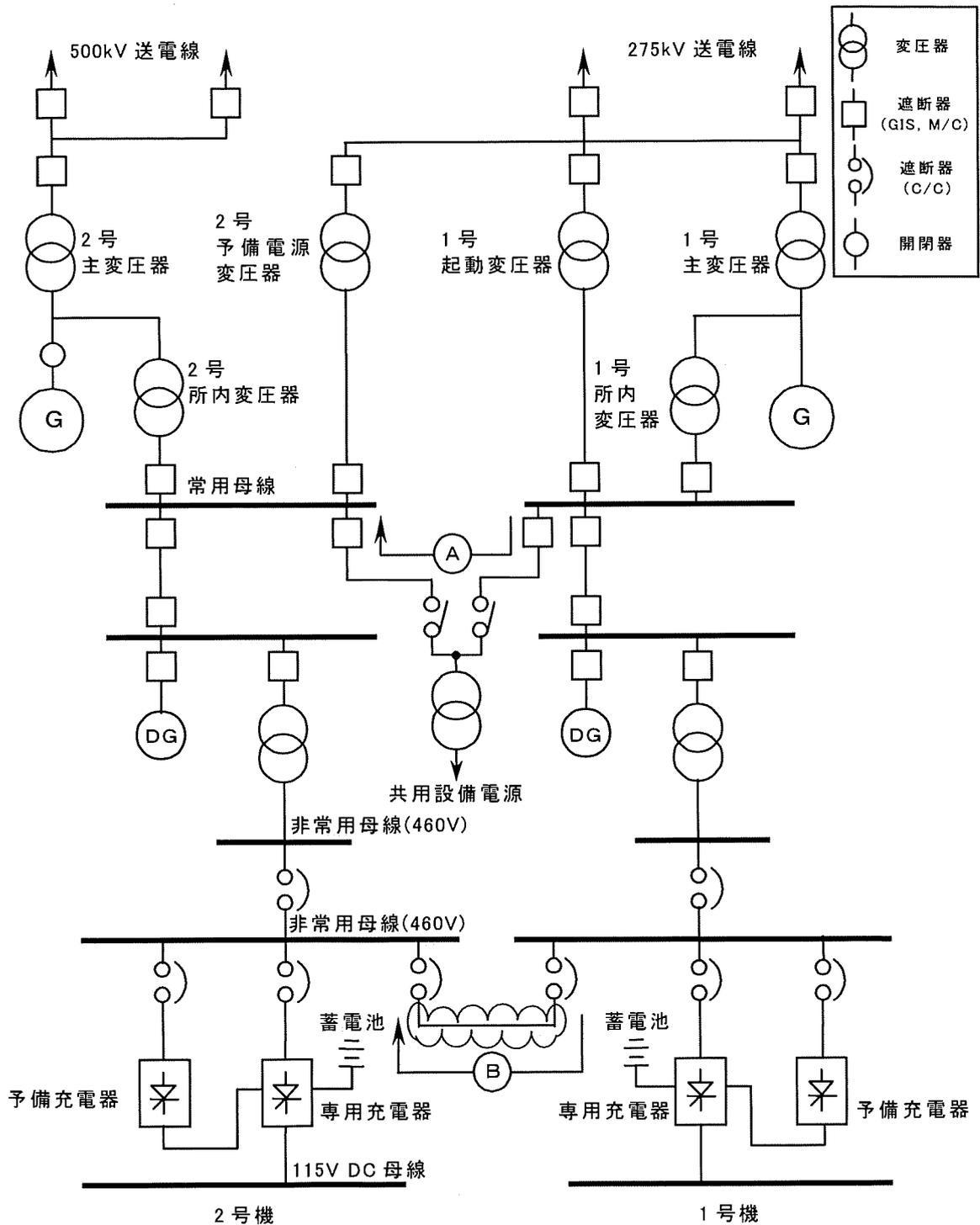
注1: ☁ はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。

注2: 弁の開閉状態は、通常運転状態を示す。

図一4 代替注水設備 (概念図)



図一5 耐圧強化ベント設備 (設備)



A ルート : 6.9kV の AC 電源を融通する。  
(DC 電源が使用できる場合のみ M/C 操作可)

注 : ☁ はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。

B ルート : 460V の AC 電源を融通する。  
(C/C の遮断器を手動操作)

図—6 電源の融通 (概念図)

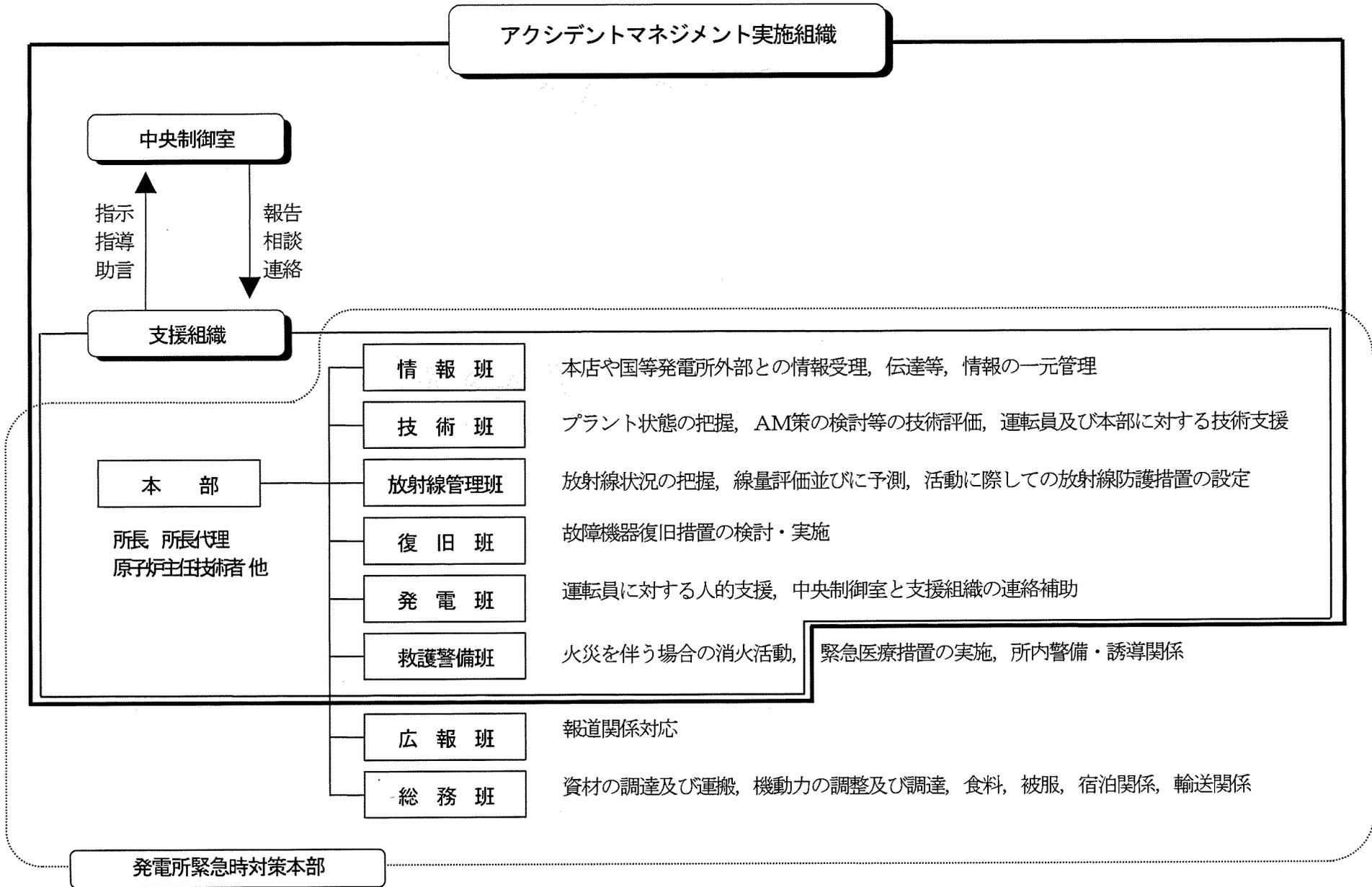


図-7 アクシデントマネジメント実施組織 (案)

	炉心損傷前 ←→ 炉心損傷後	
	炉心損傷を防止するための アクシデントマネジメント用	炉心損傷が発生した場合にその影響を緩和 するためのアクシデントマネジメント用
運転員用	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">           事故時運転操作要領 (徴候ベース) EOP         </div> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故の起因事象を問わず、観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を記載した手順書</li> <li>アクシデントマネジメントのうち、炉心損傷を防止するための対応手順を記載</li> </ul>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">           事故時運転操作手順 (炉心損傷後) SOP         </div> <ul style="list-style-type: none"> <li>アクシデントマネジメントのうち、炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載</li> </ul>
支援組織用	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">           事故時運転操作ガイド (炉心損傷後) AMG         </div> <p>炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため、手順や判断基準、技術データ等の知識ベース、操作後のプラント応答及びパラメータ変化の傾向予測等を取りまとめ、ガイドラインとして記載</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">           AM復旧手順書         </div> <p>安全確保上特に重要な機能を有する残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機故障時の復旧ガイドを記載</p>

・ AOP : Abnormal Operating Procedures  
 ・ EOP : Emergency Operating Procedures

・ SOP : Severe Accident Operating Procedures  
 ・ AMG : Accident Management Guideline

図一8 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要 (案)

## 北陸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(北陸電力株式会社)]

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6日)		
	事項	回答内容	番号	事項	回答項目 回答内容、理由
<p><b>【水素濃度】</b> 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>				無	今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況を踏まえ、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によって生じた圧力による可能性が高いことについては、当社として異なる見解はありません。 ：未解明問題報告書 添付資料1-10'1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析。
				要	1Fで発生した原子炉建屋内水素爆発については、爆発の発生箇所等について更なる調査が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社社で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。
<p><b>【水素滞留】</b> 水素ガスの挙動として、定性的には水素等は軽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>比重の関係で水素が上昇していくということは、直感的には分かりやすいが、その上で、上層階が上がっていくというよりは、水素の発生する付近で水素が滞留、拡散すること、他のフロアに行く前に、今、出た部分に対しての拡散があるのではないかと。</p> <p>局所にたまった場合にダクトなどに詰まって、止まるようなことについては、どこまで確認したのか。</p> <p>滞留しないように動かしている、ドライブしているものは一体何か。格納容器から押し出されてくる気流が、圧の変化、温度、水蒸気の分布などいくつか考えられる。重要なポイントは何かと考えるか。</p> <p>建屋の中に滞留しないということが、どういうメカニズムで、どこまで言えるのか。</p> <p>水素はそこそこの間に均一化すると、多くの人が信じてきた、それから、計算はそうなるが、それは実際に観察されていることと合うのか。</p> <p>建屋にどれくらいの水素が残る懸念があるのかということについて、議論したことはあるのか。</p> <p>格納容器の漏えい率の設定については、通常の建屋の設計漏えい率をはるかに上まわる数値となっており、相当健全なシール状態に少し掛け率をかけた程度の感じとなっている。有効性評価よりも厳しいというの分かるがちょっとした穴があくとその数値では収まらないのではないかと。</p>	<p>(ア) 志賀2号機では、以下のとおり原子炉建屋原子炉棟下層階の水素滞留に配慮することを検討しております。 ・格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを防止するため、格納容器ハッチ等のシール部に改良EPDM製シール材等を採用 ・開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、水素濃度が2%程度に到達した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置で格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制 ・格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オベフロに水素を導く経路を確保 ・以上の対応でも水素濃度が低下しない場合、原子炉建屋ブローアウトパネルを開放し、原子炉建屋から水素を排出</p> <p>(イ) 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。 さらに、原子炉建屋原子炉棟下層階において水素滞留の可能性のある箇所を、今後現場ウォークダウンにより確認してまいります。</p> <p>(ウ) 1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウエル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。</p> <p>また、非常用ガス処理系の吸込口は原子炉建屋オベフロにありますので、重大事故時には非常用ガス処理系を使用することにより原子炉建屋原子炉棟下層階から原子炉建屋オベフロへの水素移動を促進することを検討しております。</p> <p>上記のとおり対応する予定ですが、水素挙動に関して新たな知見が得られた場合には、志賀原子力発電所への反映を検討してまいります。</p> <p>(イ) 原子炉建屋オベフロでは、原子炉建屋可燃性ガス再結合器の反応熱による上昇気流の発生に伴い、滞留した水素は対流により拡散されるものと考えております。 ・格納容器ハッチから水素が漏えいした場合、格納容器ハッチ付近で局所的に水素濃度が高くなることは考えられますが、格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、水素濃度が上昇した場合に格納容器フィルタ付ベント装置で格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制することを検討しております。 ・上記の対応後においても、水素濃度が上昇する場合には原子炉建屋ブローアウトパネル開放により水素を排出することを検討しております。</p> <p>上記のとおり対応する予定ですが、水素挙動に関して新たな知見が得られた場合には、志賀原子力発電所への反映を検討してまいります。</p> <p>(ウ) 志賀1、2号機ともに換気空調系から原子炉ウエルに接続する原子炉ウエル排気ラインは設置されていません。</p>	(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。	<p>志賀2号機では、原子炉建屋の水素対策として次の施策(検知・処理・排出)を実施する予定です(一部実施済)。 ・原子炉建屋オベフロに原子炉建屋可燃性ガス再結合器及び水素濃度計を設置 ・ブローアウトパネルを現場で手動開放し、原子炉建屋から排出する設備及び手順を整備</p> <p>さらに、上記に加え次の施策を実施することを検討しております。 ・開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、原子炉建屋内の広い範囲で漏えいを検知 ・原子炉建屋内の水素濃度上昇を検知した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置にて格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制 ・格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オベフロに水素を導く経路を確保</p> <p>その他、格納容器からの水素漏えい防止対策として次の施策を実施する予定です。 ・常設又は可搬型ポンプによる格納容器スプレイによる格納容器内冷却 ・常設ポンプ、可搬型熱交換設備等を用いた格納容器内除熱 ・格納容器トップヘッドフランジ等のシール材を改良EPDMに変更 ・原子炉ウエル注水による格納容器トップヘッドフランジの冷却</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>	
				なし	
<p><b>【可燃性ガス】</b> 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あ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>ドライブウエルの中にどういう有機系の物質が、どれくらいあるかというのは、まず、先行的に調べられるのではないかと。</p>	<p>(5) - 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可 いか。 (イ) 水素以外の可燃性ガスに関する調査について、自社で実施することについてどのよう に考えるか。 (ウ) 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。</p> <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きます。 (イ) 水素以外の可燃性ガスに関する調査を行うことは必要と考えており、自社又はBWR電力で協力して調査を実施していきたいと考えております。 (ウ) 溶融炉心の高温影響等により、ケーブル材料等から可燃性ガスが生じる可能性はあると考えられますが、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ません。</p>	(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。	<p>水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量について、今後の更なる調査・検討が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社社で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。</p>	
				なし	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量が判明していない段階であることから、今後の調査・検討結果を踏まえて適切に対応してまいります。

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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)-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。 (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すが、格納容器ベントラインの系統構成に用いていたベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等が原因で格納容器ベント操作が成立しなかった可能性が考えられます。 (イ) 格納容器ベント操作による格納容器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回のみと考えております。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	無 今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況 を踏まえ、1F3号機のベント成功回数が2回であったことについては、当社として異なる見解はありません。 ：未解明問題報告書 添付資料3-8'3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について。
						否 現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
水素防護	【BWRにおける建屋の水素爆発】 BWR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。  どれぐらい水素が、もしかしたらたまるかもしれないという懸念を持ちながら対策を、あるいは事前の予防策みたいなのを講じなきゃいけないのかということが議論のポイントであると思っている。  これが駄目なら次、これが駄目なら次ではなく、同時並行で起こっていることがあることによって、次に進めないということもある。  水素の存在をかなり完全に否定する状態になるまでとその後とは、取れる措置のパターンが違うかもしれないというのが一つの論点ではないか。  元々DBA、設計で想定した事故を対象に設計されていたが、TMIの頃ぐらいから、それを越えた事故が生じ得るという知見が出てきて、設計で対処するだけではなくて、使える機器は使って、マネジメントをするという発想があった。ただし、機器だけ置いておいて勝手に使えばいいというわけではなくて、どのように使うかというマネジメントをあらかじめ考えておくという準備がされてきていた。今回の事故を受けて、さらにアクシデントマネジメントが発展し、シビアアクシデントマネジメントのようなものを用意がされてきているのではないかと思うが、その中でどういう思想でアプローチしていくというような考えが整理されているのであれば、それを共有していただきたい。  炉心損傷を回避するまでの対策はそこまでのパスがいろいろあり当然取るが、非常に状況が悪化したとき、本当に原子炉の状態が悪くなったときには、炉心が溶けてしまうため、結果は似ていて、炉心が損傷すれば当然、ガス、水素も出るし、水素は必然的に漏れてしまう。そうすると、そういう非常に特殊な条件下では、どういふうに状況をマネージするかというのは、普通の考え方とはやはり違ってくる。規制当局も事業者も皆で対話をしながら、議論を深めておかないと、いざというときにゼロから考えようとしても全然できないし、しかもこれは非常に特殊な状態だということをよく分かった上で、ただでさえ備えなくてはならない、それを怠ったのが当時の事故であったらと思う。この辺の状態はやはり非常に不確実性の高いエリアであり、水素が確実になくなっていると言えるかどうかは誰にも言えない。その可能性があるときにどうするかとかというのを、それぞれ幾つかの論点フェーズに分けて議論を深めていく必要がある。  【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。  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。  SGTSなどが作動した場合に、どれくらい水素が移動してくれるのか、どれほど動くのかというのは、具体的にこれまで検討されているのか。  それなりに水素を動かすことができるんだということから始めるのは、頭の体操の範囲としては狭過ぎではないか。	(9)-2 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おり、ある程度の気密性を有しております。1F4号機も同様と考えられ、1F3号機から流入した水素が原子炉建屋外に排出されなかったことが長期間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因と推察しております。	(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。	無 今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況 を踏まえ、1F3号機のベント時に非常用ガス処理系配管を通じて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、爆発に至ったことについては、当社として異なる見解はありません。 ：未解明問題報告書 添付資料3-8'3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について。	
						なし

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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><b>【水素の検知と処理】</b> 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><b>【ブローアウトパネル】</b> 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きている。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と。</p> <p><b>【着火源】</b> 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、そのために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最小にする措置をとると、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>					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することについて、当社として異なる見解はありません。
						否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		(9) - 3 関係 (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えるか)。	作業員の安全確保の観点から原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超えている状況下では、作業員を現場作業に従事させることは出来ないため、 <b>原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超えていること又は超える蓋然性が高いことを水素濃度計で検知した場合等には「原子炉建屋からの水素排出対策であるブローアウトパネルの開放を実施することを検討しております。」</b> 現場作業は原子炉建屋からの水素排出により原子炉建屋内の水素濃度低減が確認出来た段階で実施することを検討しております。 なお、 <b>炉心損傷時に重大事故等対策として期待している操作(原子炉注水や格納容器冷却等)の現場作業場所は、原子炉建屋原子炉棟(インナー)以外(原子炉建屋付屋棟(アウトナー)又は屋外)とする予定</b> ですので、水素滞留の可能性がある状況において作業員がインナーに入ることはありません。	(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ります。	(9) - 2	に記載
					なし		
ベント機能	<p><b>【ラプチャーディスクの設計圧力】</b> 特に議論なし</p>					無	今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況 を踏まえ、1F2号機においてラプチャーディスクの作動圧力に到達せずベントが成功しなかったことについて、当社として異なる見解はありません。 ：「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」(以下「東京電力報告書」という。 )の「12.1(3) 2号機のベント操作」及び「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 平成29年12月25日 東京電力ホールディングス株式会社」(以下「未解明問題報告書」という。 )の添付1-4「3.2.2号機の代替注水時におけるプラント挙動について」
						否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
				(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。 志賀原子力発電所の耐圧強化ベント系のラプチャーディスクは1F2号機と同様に格納容器の最高使用圧力で作動する設定としておりましたが、その作動圧力をベントを阻害しない圧力まで低下させる予定です。志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置に設置するラプチャーディスクも同様の設定とする予定です。志賀1号機も、再稼働に際しては同様の対応を実施する予定です。 <詳細> 耐圧強化ベント系のラプチャーディスクは、隔離弁からの漏えい又は誤操作によって格納容器の隔離機能を阻害しないよう設置されており、その作動圧力は格納容器の最高使用圧力(1Pd)としておりました。これは、耐圧強化ベント系が格納容器の過圧破壊防止対策として整備されていたこと、及び当時のベント開始基準が1Pd以上であったことを踏まえ、ベント開始基準以下の圧力で耐圧強化ベント系が作動しないことを確実にするためでした。 一方、1F事故を踏まえ、志賀2号機では、耐圧強化ベント系のラプチャーディスクをベントを阻害しない圧力まで作動圧力を低下させた設計に変更する予定です。これは、当初のラプチャーディスクの設置目的(隔離弁からの漏えい又は誤操作によって格納容器の隔離機能を阻害しない)を踏襲しつつ、ベントの成功を確実にすることを目的としております。 また、格納容器フィルタ付ベント装置には上記の目的に加え待機時の窒素封入も目的として、作動圧力が低いラプチャーディスクを設ける予定です。 さらに、炉心損傷後においては、格納容器破損箇所からの管理されない核分裂生成物、水素等の放出を低減するために、過温等の格納容器圧力が比較的低い状態で格納容器が破損する場合に備えたベント基準を設けることを検討しております。 なお、格納容器ベント弁を確実に開するための施策として、志賀2号機では、1F事故以前から耐圧強化ベント系の格納容器ベント弁(空気作動弁)にはボンベセットによる空気供給手段を整備していました。また、格納容器ベント弁には手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても現場操作が可能な設計でした。さらに、1F事故後には圧縮空気ボンベの追加配備や小型発電機等の配備を実施しております。 新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置の格納容器ベント弁は電動弁とし、非常用交流電源設備が喪失した場合に備えてガスタービン発電機等を配備する予定です。さらに、格納容器ベント弁に対して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が可能な設計とする予定です。 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。 なお、ベントラインのラプチャーディスクに関しては、最新知見を踏まえて様々な事故シナリオを考慮した上で、今後もその設置要否及び作動圧力について検討していきます。		
					なし		

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)		中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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><b>【二次格納容器】</b> 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。</p> <p>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>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みたいなものがある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からと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏れいってしまう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>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ないものの、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>BWR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が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。</p> <p>二次格納の目的というのはいやっぱりPCVが運転中に漏れいした場合にも、ここは二次格納として必要なかということ、漏れてしまったら、その閉じ込め方はSGTSが担保するんだよというふうに読むものなのか。</p> <p>SGTSが止まってしまうと、機能として二次格納自身の本当の能力というのはなかなか発揮できないということにもつながる。</p> <p>二次格納容器、言葉がそういうふう書いてありますが、一定のところまではそういう格納容器的な機能を期待しているんだけれども、一定以上になったら、そうじゃないものとして運用しないと、むしろ危なくなっちゃうというふうなこともあるので、そういうことをしっかりデザインのときから、あるいは運用のことから、実際の機能はどうなっているのかということも含めて整理をしないといけない。</p> <p>二次格納容器の役割については、事故時に放射性物質の放出を抑制するという機能を設けることという規制要求はどの国にもあると思うが、この圧力抑制型の一次格納容器と原子炉建屋という組合せで格納容器の機能を果たすとしたのは、BWRの設計の選択であったのではないか。</p> <p>BWRでは原子炉建屋が大きくて、中にいろいろな補機が置いてあり、アクシデントマネジメントを考えると、例えば故障した機器の復旧に行くとか、あるいはモバイルの機器を接続に行くとか、いろいろなマネジメントが考えられるが、その対象となる補機がこの建屋の中にあるというのが今の状況かと思うが、そこについてはいかがか。</p>	<p>(ア) 志賀2号機では、確率的リスク評価(PRA)等から抽出された格納容器破損モード(格納容器過圧・過温破損、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱、原子炉压力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用)に対して格納容器破損防止対策を講じており、その有効性を適合性審査において示す予定です。 5月6日の回答では、上記のうち、格納容器過圧・過温破損の対策の例を記載しております。</p> <p>(イ) 志賀2号機の重大事故等対策の有効性評価においては、水蒸気だけではなく、ジルコニウム・水反応により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用で生じる水素や一酸化炭素等の非凝縮性ガスによる影響を考慮しても、格納容器過圧破損のおそれがないことを確認する予定です。</p> <p>(1)-2 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)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく、非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。</p> <p>(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。</p> <p>【格納容器破損防止対策の基本的な考え方】 ・原子炉や下部ドライウェルに注水し、溶融炉心を冷却するとともに、格納容器スプレイにより格納容器冷却を実施 ・格納容器除熱は、格納容器バウダリを維持できる除熱手段(代替残留熱除去設備等)を優先的に実施 ・格納容器バウダリを維持できる除熱手段が使用できない場合、格納容器内で水素燃焼のリスクがある場合、又は格納容器が破損若しくは破損に至る蓋然性が高い場合は、格納容器フィルク付ベント装置により格納容器ベントを実施</p>	(1)-2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	無	事象進展に応じた格納容器破損防止対策の意義や役割を検討することについて、当社として異なる見解はありません。	
					否		事象進展に応じた格納容器破損防止対策の意義や役割については、当社として(1)-2のとおり検討しており、現状、更なる調査・検討が必要と考えておりません。
							格納容器ベント設備の意義や役割については、(1)-1に記載しているのとおりです。 (1)-1に記載されている以外にも、志賀2号機では、格納容器破損防止対策(過圧/過温)として、次のとおり原子炉注水、格納容器冷却、格納容器除熱手段等を整備する予定です。 <主な格納容器破損防止対策> 【原子炉注水】 - 常設ポンプ(常設代替低圧ポンプ(新設)及び復水移送ポンプ(既設))を用いた常設代替低圧注水系 - 可搬型ポンプ(可搬型代替低圧ポンプ)を用いた可搬型代替低圧注水系 【格納容器冷却】 - 常設ポンプ(常設代替低圧ポンプ(新設)及び復水移送ポンプ(既設))を用いた常設代替原子炉格納容器スプレイ系及び常設原子炉格納容器下部注水系 - 可搬型ポンプ(可搬型代替低圧ポンプ)を用いた可搬型代替原子炉格納容器スプレイ系及び可搬型原子炉格納容器下部注水系 【格納容器除熱】 - 常設ポンプ(復水移送ポンプ(既設))、可搬型熱交換設備(新設)等を用いた代替残留熱除去設備 【その他】 - 格納容器のトップヘッドフランジやその他貫通孔のシール材として改良EPDMを採用  志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。
						無	(8)-1に記載
	<p><b>【ラプチャーディスクの設計圧力】</b> 特に議論なし</p>			(1)-3	否	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。	
					なし	(8)-1に記載	
<p><b>【AM対策】</b> 特に議論なし</p>	<p>(2)及び(3)関係 (ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)について、以下の事項を回答すること。 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> <p>・志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント(AM)対策で考慮したアクシデントは、<b>志賀1、2号機の内的事象確率的安全評価(PSA)の結果から抽出</b>しており、炉心健全性の維持に対する寄与が相対的に大きいシーケンスとして、電源喪失、高圧注水・減圧失敗、高圧・低圧注水失敗、崩壊熱除去失敗等を抽出しております。 ・また、格納容器健全性の維持に対する寄与が相対的に大きいモードとして、貫通部過温、格納容器雰囲気気直接加熱、水蒸気(崩壊熱)による過圧等を抽出しております。 ・抽出したシーケンス等の事象発生を防止するために、電源供給、原子炉への注水機能、原子炉停止機能、格納容器への注水機能、格納容器からの除熱機能に係るAM対策が有効であると見え、<b>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い</b>、添付1に示すとおり対策を行うこととしました。 ・AM対策の効果を確認するため、<b>AM対策の整備前/整備後の状態でPSAを実施し、AM対策が有効であることを確認</b>しております。志賀1号機のPSAでは、AM対策の整備前後で炉心損傷頻度、格納容器破損頻度ともに9割以上低減することを確認しております。また、志賀2号機のPSAでは、AM対策の整備前後で炉心損傷頻度が約3割、格納容器破損頻度が約9割低減することを確認しております。 ・なお、志賀2号機の炉心損傷頻度の低減率が志賀1号機と比べて小さいのはAM対策の一部を当初設計の段階から考慮していたため、AM対策を考慮する前の炉心損傷頻度に一部のAM対策の効果が反映されていることが理由です。</p>			無	(8)-1に記載		

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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 [耐圧強化ベントラインのSGTS配管への接続] 特に議論なし				無 1F1号機及び3号機において、耐圧強化ベント系から非常用ガス処理系を介して原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入が発生したことについては、当社として異なる見解はありません。
				否 現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
	(2)-1 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。	志賀1,2号機の耐圧強化ベントラインには、非常用ガス処理系の他、換気空調系との接続がありますが、換気空調系との隔離弁はFail Close設計となっております。 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、代替制御棒挿入用の電磁弁等の新設、下部ドライウェル注水ラインの新設、隣接号機からの電源融通回路の新設等がありますが、 <b>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おります。</b>	(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壊リスクの拡大を招いている。	志賀2号機の耐圧強化ベント系は、1F事故以前からベントガスが逆流しないよう、ベント時に他系統と隔離可能な設計としております。志賀1号機の耐圧強化ベント系は、原子炉建屋との隔離弁である非常用ガス処理系の入口弁がFail Openの空気作動弁ですが、1F事故以前からベントガスの逆流を発生させないようボンベセットによる空気供給手段を整備し、計装用圧縮空気系が喪失した場合においても隔離可能な設計としております。 志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置は独立した配管を設置し、他系統との独立性を確保する予定であり、志賀1号機も再稼働に際しては同様の対応をする予定です。  <詳細> 【1F事故以前の状況】 志賀2号機(ABWR):耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続(添付2 図-5 参照) ・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時間でFail As-Isの電動弁とFail Closeの空気作動弁であり、Fail Openではありませんでした。Fail As-Isの電動弁には現場操作が可能となるよう手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。 ・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時間でFail Closeの空気作動弁でした。なお、手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。 ・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。 ・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる供給手段を整備していました。さらに手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。  志賀1号機(BWR5):耐圧強化ベント系は非常用ガス処理系に接続(添付1 図2.3 参照) ・非常用ガス処理系と耐圧強化ベント系の隔離弁は通常時間でFail As-Isの電動弁とFail Openの空気作動弁でした。Fail As-Isの電動弁は現場操作が可能となるよう手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても操作可能でした。 ・Fail Openの空気作動弁には手動ハンドルは設けていなかったものの、計装用圧縮空気系が喪失した場合を想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。 ・耐圧強化ベント系と換気空調系の隔離弁は通常時間でFail Closeの空気作動弁でした。 ・ベント時には他系統との隔離弁を全て閉止することを手順で明確化していました。 ・なお、格納容器ベント弁は計装用圧縮空気系が機能喪失することを想定し、ボンベセットによる空気供給手段を整備していました。  【1F事故後の対応】 志賀2号機 格納容器フィルタ付ベント装置の設計にあたっては、以下を考慮する予定です。 ・サプレッションチェンバのベントラインは新規の格納容器ベントレーションを用いて、他系統と独立した配管を設置します。 ・ドライウェルのベントラインは不活性ガス系配管を一部共用するものの、格納容器第一隔離弁(通常時間でFail Closeの空気作動弁)の手前で分岐し、他系統との独立性を確保します。  志賀1号機 ・耐圧強化ベント系の他系統との隔離弁(Fail Openの空気作動弁)や格納容器ベント弁には、現場で手動操作が可能となるよう手動ハンドルを追設しております。 ・その他の対応については、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。
				なし

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6日)			
	事項	回答内容	番号	事項	回答内容、理由	
【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 関係 (ア)具体的にどのような協力が可能か。 (イ)自社で調査・検討を実施しないのはなぜか。	(ア) 当社プラントのAM対策の設計、施工及び運用(手順書)に係る技術資料を提示可能と考えております。 (イ) <b>福島事故後、AM対策の振り返りは実施しており</b> 、その中で得られた知見は再稼働に向けた新規制基準対応の中で志賀原子力発電所に反映していく予定です。 AM対策に関して新たな知見が得られた場合には、改めて検討を行いたいと考えております。	(2)-2	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方を確認することについて、当社として異なる見解はありません。	
	(2)-2 関係 (ア)耐圧強化ベントラインの設計(SGTS配管接続を含む)に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	志賀1,2号機の耐圧強化ベント系へのボンベセット設置、排気筒接続及び非常用ガス処理系の弁設計の考え方は次のとおりです(耐圧強化ベント系の概略図は添付2を参照)。 【ボンベセット設置】 耐圧強化ベント系は、残留熱除去系(RHR系)が何らかの理由で多重故障している状態において使用する必要がある設備であり、RHR系の <b>多重故障の要因は多岐にわたるため、基本的には既存の設備からは独立させて設置することが望ましい</b> と考えております。そのため、計装用圧縮空気系を用いて開閉操作する空気作動弁には、ボンベセットを設置することとしております。 【排気筒接続】 耐圧強化ベント系は、既存の非常用ガス処理系配管を活用していることから、その構造は非常用ガス処理系の設計に依存しております。 志賀1,2号機では、 <b>非常用ガス処理系設計時に排出ガスを高所放出するため</b> 、排気管を排気筒頂部まで敷設する構造としておりましたので、耐圧強化ベント系の排出も同様に排気筒頂部となっております。 また、 <b>非常用ガス処理系の設計は当初から排気管を排気筒頂部まで敷設する前提で行われており</b> 、1Fのように排気筒底部に接続する検討は行ってはおりません。 【非常用ガス処理系の弁設計】 非常用ガス処理系の弁設計として、フィルタ装置の入口弁/出口弁は電動弁(Fail As Is)、系統入口弁は空気作動弁(Fail Open)としております。 弁設置の基本的な考え方として、駆動源喪失時における安全側の動作が閉方向又は開方向のいずれか一方に限定出来る場合には空気作動弁を設置し、そうでない場合は電動弁を設置することとしております。 非常用ガス処理系の系統入口弁が空気作動弁(Fail Open)となっているのは、非常用ガス処理系の機能として駆動源喪失時に弁が開方向の動作をすることによる悪影響が無いためです。 一方、フィルタ装置の入口弁/出口弁は次の2点を考慮して電動弁(Fail As Is)としております。 非常用ガス処理系はファンや配管等が多重化されていることから、空気作動弁(Fail Open)とすると弁駆動源が喪失した状態で非常用ガス処理系を運転した場合に停止側系列の出口から排出ガスが逆流する恐れがあること フィルタ装置入口弁/出口弁のいずれかで系統流量調節のための中間開度での運転を可能とすること また、当時の検討経緯に関する関連資料として以下を添付します。 添付3: 志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書(平成14年5月、北陸電力株式会社) 添付4: 志賀原子力発電所2号炉のアクシデントマネジメント検討報告書(平成15年7月、北陸電力株式会社)		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。	要	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用の考え方は以下のとおりです。なお、当社として更なる調査を実施することで他社も含めたAM対策整備当時の考え方を確認することに意義はあると考えており、今後も貴庁の調査に協力します。 【AM対策整備当時の考え方】 設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計、施工及び運用については、隔離弁により上位クラスとの機能分離がなされるまでは同じクラスの設計とし、格納容器/バウンダリに直接接続する部分は隔離設計とする等、既存の安全機能に悪影響を与えないように設計を考慮しております。具体的には添付1、添付2のとおりです。これらについては、当社から旧原子力安全・保安院に報告しており、旧原子力安全・保安院から旧原子力安全委員会に報告しています。 添付1: 志賀原子力発電所のアクシデントマネジメント整備報告書(抜粋) 添付2: 志賀原子力発電所2号炉のアクシデントマネジメント検討報告書(抜粋) また、AM対策設備全般について「定期検査中に機能の確認試験が可能な設計とする」こととしており、設置時に試験可能性は考慮しています。これらの機器は社内規定に基づき保全対象とした上で、保全計画を定め、これに基づき点検等を実施しております。
	(2)-1 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場合は、BWR各社での共通認識であったか。	AM整備以前から、非常用ガス処理系(ファン・フィルタ含む)を使用した格納容器ベント手段があったものの、ファン・フィルタ等において耐圧が低い箇所があり、使用可能な圧力範囲が限定されておりました。 耐圧強化ベント系は、上記を踏まえて格納容器ベントが実施可能な格納容器圧力の範囲を広げることが目的として設置したものです。 耐圧強化ベント系が、 <b>既存の非常用ガス処理系配管を活用することを基本とし</b> 、低圧設計部(ファン・フィルタ等)に <b>ハイパス配管を設けて排気筒に連く思想であることに関してはBWR各社で共通認識があった</b> と考えております。 一方、非常用ガス処理系配管が排気筒に到達した後の排出先(排気筒頂部/底部)がBWR各社で異なるのは非常用ガス処理系自体の設計の差異に由来するものと考えておりますが、 <b>排気筒に到達した後の排出先についてBWR各社で共通認識があった記録は確認できておりません</b> 。なお、志賀1,2号機は排気筒頂部まで排気管を敷設しております。		(3)-1	無	1F1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスが非常用ガス処理系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ことについて、当社として異なる見解はありません。
【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。鳥根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う流動を想定していたのか等の知見はないか。			否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。		
			無	志賀1/2号機ともに、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系は、1Fと同様に非常用ガス処理系配管の一部を経由しております。 志賀2号機で新たに設置予定の格納容器フィルタ付ベント装置は、次の点を考慮する予定です。 ・サブプレッションチェーンのベントラインは新規の格納容器ベントレーションを用いることとし、他系統と独立した配管を設置します。 ・ドライウェルのベントラインは不活性ガス系配管の一部を経由するものの、格納容器第一隔離弁の手前で分岐させ、他系統との独立性を確保します。 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。		
			無	なし		

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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)-2 関係 (ア)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)のベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。	1F中間取りまとめに記載されているとおり、以下の特徴があったものと認識しております。 ・非常用ガス処理系配管が排気筒底部に接続されており、排気筒は非常用ガス処理系配管よりも口径が大きいことからベントガスが排気筒内に流入した後に流速が低下し、エアロゾル等の核分裂生成物が排気筒頂部まで到達せず排気筒内部に滞留・沈降し、排気筒底部に高い汚染が発生 ・他系統との隔離を実施せずに格納容器ベントを実施したことにより、他系統を介して原子炉建屋内にベントガスが流入 ・非常用ガス処理系配管が排気筒手前で他号機と合流していたことから、非常用ガス処理系配管を介して他号機にベントガスが流入	(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。	無 1F/2号機共用排気筒において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になったことについて、当社として異なる見解はありません。
				否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
					志賀1/2号機の非常用ガス処理系排気筒は、設置当初から排気筒の頂部高さまで敷設されており、自主保安として整備したAM対策である耐圧強化ベント系の設置にあたり非常用ガス処理系配管の共用を行った結果、排気筒頂部でベントガスが放出される構造となっております。 また、志賀2号機に新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置では、排気筒を主排気筒外側に独立して設置し、耐圧強化ベント系と同様に排気筒頂部高さまで敷設する構造とする予定です。 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。
					なし
[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		無 AM対策が耐圧強化ベント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を確認することについて、当社として異なる見解はありません。
				要 AM対策での耐圧強化ベント配管の構造やベントガスの挙動、組成等の考慮は以下のとおりです。なお、当社として更なる調査を実施することで他社も含めたAM対策整備当時の考え方を確認することに意義はあると考えており、今後も費庁の調査に協力します。 [AM対策整備当時の考え方] エアロゾル・よう素に関しては、サブプレッションチェンバメント時のプールスクラビングによる環境への放出低減を考慮して行いました。水素に対する設計上の考慮については、格納容器内空気の窒素置換は行っていたものの、耐圧強化ベント系統内の水素滞留について検討していた記録はありませんでした。	
					(3)-2 に記載している内容に加えて以下を考慮しております。 ・志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置は、系統内に水素が滞留し、水素燃焼が発生しないよう、通常運転時から窒素を封入するとともに、格納容器フィルタ付ベント装置までを下り勾配、格納容器フィルタ付ベント装置以降を登り勾配とする予定です。また、配管分岐部にも水素が滞留しない設計とする予定です。さらに、ベント終了後においては窒素供給を実施する予定です。 ・格納容器ベント後の配管等への核分裂生成物付着も考慮した上で被ばく線量評価を実施し、SA作業の成立性を確認する予定です。 ・耐圧強化ベント系は、水素滞留防止の観点から炉心損傷後には使用しないことを検討しており、水素流入の可能性は小さいと考えております。一方、その配管経路は原子炉建屋上層階から非常用ガス処理系トレンチを介して排気筒に繋がっており連続登り勾配でないこと、配管分岐部が複数あり分岐部における水素滞留の可能性が否定できないことを踏まえ、対応を検討中です。 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。
					なし
[ベントガスの挙動] 特に議論なし			(3)-4		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ことについて、当社として異なる見解はありません。
				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を確認することについて、当社の考えは(3)-3 のとおりであり、現状、更なる調査・検討が必要と考えておりません。
	(3)-4 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)。	・志賀2号機の格納容器フィルタ付ベント装置は、水素滞留が発生しないよう配慮した設計とする予定です。なお、排気筒の外側に沿わせるように排気管を敷設する予定であることから排気筒内部にベントガスが滞留することはありません。 ・志賀2号機の耐圧強化ベント系は、水素滞留防止の観点から炉心損傷後には使用しないことを検討しておりますが、換気空調系や非常用ガス処理系との接続箇所において分岐部があり、当該分岐部における水素滞留が否定できないと考えております。なお、排気筒頂部まで排気管が敷設されていることから1Fのように排気筒内部にベントガスが滞留し、排気筒底部に核分裂生成物が蓄積することはありません。			(3)-3 に記載
					なし

ベント機能

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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。	無	真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下での耐性を備えた設備とすること、真空破壊装置自体が単純な動作をする逆止弁であることを踏まえ、SA時においてその機能が喪失する可能性は小さいと考えております。 一方、真空破壊装置は、2F1号機においてガスケットが脱落していること、格納容器内に8個設置されていることから、故障の可能性は否定し切れないと考えております。真空破壊装置に故障が発生した場合にはドライウェル中の気体がサブプレッションプールスクラビングを経由せずに格納容器外に放出される経路が生じるについて、当社として異なる見解はありません。
						否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
							真空破壊装置はSA設備とすることを検討しており、SA設備はSA環境下における耐性を備えた設備とする予定です。なお、志賀2号機の真空破壊装置のガスケットは改良EPDMに交換することを検討しております。 諸外国の確率的リスク評価の知見を踏まえ、 <b>残余のリスクを評価する観点から確率的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障(1弁開固着)のモデル化を進めております。</b> 格納容器フィルタ付ベント装置はサブプレッションプールスクラビングを経由しないドライウェルベントも考慮した設計としており、新規基準適合性審査におけるベント時のセシウム放出量評価や被ばく評価においては、ドライウェルベントを実施した場合の評価も行う予定です。仮に真空破壊装置が故障し、サブプレッションプールスクラビングがバイパスされたとしてもドライウェルベント時の評価に包絡されると考えております。
						なし	
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。	無	真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、当社として異なる見解はありません。
		(4) - 2 関係 (ア)具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	事故時に真空破壊装置が故障した場合の格納容器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おります。			要	真空破壊装置の漏えい経路を従来の重大事故等時における漏えい経路に追加することについては、(4) - 1 に記載のとおり、確率的リスク評価の高度化の中で真空破壊装置の故障(1弁開固着)のモデル化を進めており、今後、当社で適切に対応してまいります。
		(4) - 2 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。	原子炉冷却材喪失事故又は圧力容器破損時において、真空破壊装置の開固着等が発生すると、ベント管を介したサブプレッションプールスクラビングによる蒸気凝縮効果が得られず、 <b>真空破壊装置の開固着等が無い場合に比べて格納容器内圧力及び温度の推移が厳しくなる可能性があります。</b> また、サブプレッションチェンバからの格納容器ベント時において、真空破壊装置の開固着等が発生すると、ドライウェル内雰囲気ガスがサブプレッションプールでスクラビングされずに環境中に放出され、放射性物質の放出量が真空破壊装置の開固着等が無い場合に比べて大きくなる可能性があります。 なお、原子炉冷却材喪失事故や圧力容器破損が無い場合、原子炉で生じる蒸気は逃がし安全弁排気管等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、真空破壊装置の故障による影響はないと考えております。 志賀2号機では、PRA高度化の一環として、イベントツリーに真空破壊装置の故障(1弁開固着)に係る分岐を設け、真空破壊装置が故障した場合の影響をPRAで考慮することを検討しております。			(4) - 1 に記載	
						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。	無	逃がし安全弁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点について、当社として異なる見解はありません。
		(6) - 1 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、どのような検討が必要であると考えるか。また、どのような検討が実施可能か。	逃がし安全弁(逃がし弁機能)の不安定動作に関して「不安定動作が生じた原因の調査」と「重大事故等時の事象進展に与える影響の検討」が必要と考えており、それぞれ実施可能な内容は以下のとおりです。 逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因の調査 <b>当社プラントの設計図書等を確認し、逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因を検討することを考えております。</b> 逃がし弁機能の不安定動作が重大事故等時の事象進展に与える影響の検討 原子炉圧力制御機能(逃がし弁機能)の不安定動作が重大事故等時の事象進展に与える影響を <b>定性的な検討や解析評価により確認</b> することを考えております。			要	逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因又は不安定動作による影響について、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。
							逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作は原因が不明なため、今後の調査・検討結果を踏まえて当社プラントに反映すべき事項が出てきた場合は適切に対応してまいります。 一方、 <b>今回の事象は逃がし安全弁の原子炉圧力制御機能(逃がし弁機能)に影響は与えているものの、逃がし安全弁は原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)がより重要</b> とされており、志賀2号機においては原子炉減圧機能の強化として次の対応を実施する予定です(一部実施済)。 ・逃がし安全弁駆動用窒素ガスボンベの追加配備 ・逃がし安全弁駆動電源の多様化(可搬型蓄電池等) ・逃がし安全弁補助作動装置の設置 さらに、原子炉減圧機能の強化として次の施策を実施することを検討しております。 ・逃がし安全弁を保護するための格納容器スレイ手順の整備 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。
						なし	

	これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6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	【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、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、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに逃がし弁以外の機器における計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離に伴う不安定動作の可能性を把握することについては、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。 なお、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)から空気(窒素)を供給している空気(窒素)作動弁については、従来から駆動空気(窒素)喪失時に安全側の動作をする設計(本来の機能を阻害しない設計)としておりますが、SA下における動作について今後調査をしていきます。	無	全交流動力電源喪失条件下での逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに不安定動作が確認された逃がし弁以外の機器における不安定動作の可能性を把握することについては、当社として異なる見解はありません。
						要	全交流動力電源喪失条件下での逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離による影響並びに逃がし弁以外の機器における計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)の隔離に伴う不安定動作の可能性を把握することについては、更なる調査・検討が必要と考えており、自社又は他のBWR電力と協力して実施していくことを考えております。 なお、計装用圧縮空気系又は高圧窒素ガス供給系(格納容器内機器へ窒素供給)から空気(窒素)を供給している空気(窒素)作動弁については、従来から駆動空気(窒素)喪失時に安全側の動作をする設計(本来の機能を阻害しない設計)としておりますが、SA下における動作について今後調査をしていきます。
		(6) - 2 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、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。	逃がし安全弁へ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、窒素の消費によるアキュムレータ圧力低下と弁の開動作に必要な圧力との関係により、1F同様の不安定動作が生じると考えております。 志賀2号機では、逃がし安全弁の駆動源として高圧窒素ガス供給系を整備するとともに、予備の窒素ガスポンペを配備しております。 なお、原子炉減圧操作を実施し、低圧注水に切り替えた後は1F同様の不安定動作は発生しないものと考えております。			(6) - 1 にて回答	
減圧機能	【SRV安全弁機能】 特に議論なし			(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。	無	今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況を踏まえ、1F事故において自動減圧系や逃がし安全弁が設計と異なる挙動をしていたことについて、当社として異なる見解はありません。 ：未解明問題報告書 添付資料3-3'3号機13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について。
						否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		(7) - 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。	逃がし安全弁の安全弁機能はバネによる単純な機械的機構であり、当社としては高温によるバネの低下以外に作動開始圧力が低下した要因として考えているものはありません。			志賀2号機では、SA設備・SA計測機器に対して次の方針で設計する予定です。 ・新設のSA設備・SA計測機器は、SA環境下で有効に機能するよう設計します。 ・既設を活用したSA設備・SA計測機器も、SA環境下での健全性を確認の上、必要な場合は設計を変更します。 ・さらに、代替パラメータによる推定手段を整備し、多様性を確保します。 ・今後SA環境下での機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映要否を検討の上、適切に対応します。 志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。	
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。  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。  実際に起こったことを理解することができるツールであるのかということを検証していくという一つのメニューと捉えていいのではないか。  知見の集積として、BWR各社で何か検討しているとかという状況はあるのか。  シビアアクシデント時に想定していないような状況で、安全系の機器とか機能が要求されるようなものがどう実際に動くのか動かないのかみたいなことを考えなければいけないだろうという問題意識に対して、事業者やメーカー等で知見の収集もしっかりやっていくべき、やっていきたいというように回答されているが、これは何か具体的な取組の計画、あるいは検討中の状況とか何か具体的に考えや計画があれば説明頂きたい。  シビアアクシデントが視野に入っている状態、入っていない状態、入っていない状態で設計されたものがある以上、今度はシビアアクシデントを視野に入れなければならない世界になったときに、今度はもう追加の設計で対応するのか、それともマネジメントなのか、これはそんなに時間をかけていいとも思わないが、電力各社との共通理解が持てるように議論を続けたい。			(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。	無	SA時の機器の挙動に関する知見の集積については、当社として異なる見解はありません。
		(7) - 2 関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という)時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	重大事故等時の機器の挙動に関する知見の内、必要なものはメーカー又は研究機関の協力を得ながら、自社又はBWR電力で協力して集積を行うものと考えております。			要	新規基準適合性の観点では、SA設備はSA環境下での耐性を備え、期待された機能を発揮できる設備とする予定であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考えにくいものの、今後SA環境下での機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映要否を検討の上、適切に対応してまいります。自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えております。
		(7) - 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。	重大事故等時に機能に期待する機器は、重大事故等環境下での健全性を確認し、当該環境条件の範囲内では機能が発揮できることを確認するとともに、駆動源が必要な機器は、重大事故等時における機器の作動回数を満足するように駆動源容量を確保することを検討しております。 一方、機器の耐環境性、駆動源容量ともに余裕を持って確保することを検討しているため、機器の実力値は想定よりも高くなるかと考えております。 耐環境性や駆動回数の観点で機器が使用可能と判断できる範囲を広げることは、想定している環境条件・機器作動回数を超過する状況が発生した場合における運用のより適切な検討・実施に繋がるため、継続的な調査は有効と考えております。			(7) - 1 に記載	
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、電力でないといけ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・高圧下での漏れ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。					なし	

これまでの事故分析検討会における他事業者への主な確認点 (第21回、第22回)	中間取りまとめに関する追加確認事項の回答(2021年9月6日)		中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月6日)			
	事項	回答内容	番号	事項	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。	無	SA時の計測機器の信頼性の検証については、当社として異なる見解はありません。
					要	新規制基準適合性の観点では、SA計測機器はSA環境下での耐性を備え、期待された機能を発揮できる計測機器とする予定であるため、設計上の想定と異なる挙動が起こることは考えにくいものの、今後SA環境下での計測機器の設計上の想定と異なる挙動にかかる新知見が得られた場合には、当社プラントへの反映可否を検討の上、適切に対応してまいります。自社又はBWR電力で協力して実施するものと考えております。
					(7) - 1	に記載
					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(サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水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格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達してベントが成立したことについては、当社として異なる見解はありません。  :未解明問題報告書 添付資料3-3'3号機13日9時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について;	無	今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況を踏まえ、1F3号機において自動減圧系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格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達してベントが成立したことについては、当社として異なる見解はありません。
					否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
					無	志賀2号機では、1F3号機と同様の事象が発生することは考え難いです。理由は次のとおりです。 ・自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系ポンプ吐出圧を用いていますが、格納容器の最高使用圧力の2倍(620kPa(gage))にサブプレッションチェンバの静水頭(満水でも200kPa程度)を考慮しても十分に高い設定値となっております。 ・さらに、運転手順書では、不要な自動減圧系作動防止を目的に、格納容器圧力が最高使用圧力を超える可能性があるSOP手順を導入する時点で自動減圧系作動阻止操作を実施する予定としております。 ・代替自動減圧機能も同様です。  志賀1号機では、自動減圧系起動信号のインターロックとして残留熱除去系ポンプ運転中の信号を用いていることから、1F3号機と同様の事象が発生することはありません。
					なし	
【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。	無	SA時の自動減圧系の作動に関する設計条件等を確認することについては、当社として異なる見解はありません。
					否	志賀1/2号機については(8) - 1に記載のとおり検討しているため、現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		自動減圧系に関しては、格納容器圧力が最高使用圧力を超える可能性があるSOP手順を導入する時点でインターロック除外スイッチによる自動減圧系作動阻止操作を実施する予定としております。 また、操作手順を策定する際にはインターロックが阻害要因となるか否かを確認し、阻害要因となる場合には中央制御室制御盤の配線をジャンパー又はリフトした上で操作を行うこととしております。 この場合には、操作手順ごとに盤番号や端子台番号を明確にし、これらの操作時にヒューマンエラーが発生しないよう配慮しております。  (例)ジャンパー又はリフト手順を整備しているインターロック 格納容器ベント時のベントラインに設置されている格納容器隔離弁の隔離信号のバイパス 主蒸気隔離弁開放による原子炉減圧を実施する場合の主蒸気隔離弁の隔離信号のバイパス 原子炉冷却材浄化系又はドライウェル冷却系により代替除熱を行う場合の原子炉補機冷却系の常用負荷隔離信号のバイパス			(8) - 1	に記載
					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、従来の事故シナリオ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。	無	格納容器圧力が上昇する要因として、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ナリオに対してどの程度影響するのか具体的に確認することについて、当社として異なる見解はありません。
					否	当社プラントについては、(8) - 3のとおり対応を検討しているため、現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。
		(8) - 3 関係 格納容器から雰囲気ガス(水素)が漏えいした場合の悪影響としては、原子炉建屋における水素爆発発生や環境悪化、環境への放射性物質放出量の増加等が考えられます。また、原子炉建屋で水素爆発が発生することで格納容器の破損が拡大する恐れがあると考えております。一方、格納容器内に対しては、雰囲気ガスの漏えいは圧力や水素濃度の上昇を緩和する方向の現象であることから、格納容器内の事象進展に悪影響を及ぼすことは考えにくいです。			志賀2号機では、新規制基準適合性審査の中で水蒸気発生以外に水素等による過圧(ジルコニウム-水反応による水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生等)を考慮した上で、格納容器圧力が制限値を下回る評価を示す予定で す。 なお、漏えいによる減圧等のふるまいは、格納容器圧力を緩和する方向に働くことから、格納容器内の圧力挙動評価等において改めてその影響を考慮する必要性は小さいと考えております。	
					なし	志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。

(2) - 2 の回答中の添付1, 2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 2021年5月6日 北陸電力株式会社を参照のこと。  
(2)及び(3)関係の回答中の添付1及び(2) - 2 関係の回答中の添付2 ~ 4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(依頼)に対する回答 2021年9月6日 北陸電力株式会社を参照のこと。

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

東京都中央区銀座六丁目15番1号

電源開発株式会社

代表取締役社長 社長執行役員 渡部 肇史

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」

(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

## 中間取りまとめに関する見解等の回答様式

### <回答項目>

- ①異なる見解の有無及びその理由
- ②更なる調査・検討の要否及びその理由  
※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由
- ③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方
- ④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
記載例	中間取りまとめで確認した事実、確認した事実に基づいて考えられること、及び確認した事実を踏まえて更なる検討が必要と考えられること	①	有 or 無	△△については、■■のため、見解が異なる。 △△については、□□のため、異なる見解は無い。
		②	要 or 否	△△については、◎◎のため、〇〇に関する調査が必要である。 △△については、◇◇のため、更なる調査は不要である。
		③	左記の事項は、▼▼として設計に反映する方針である。	
		④		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1)-1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスク(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。	①	無 福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)-2号機のベントラインの構成が完了した時点で炉心が健全であったとは考え難いにもかかわらず、1F-2号機のラプチャーディスク(以下「RD」という。)近傍の線量率(約0.05mSv/h)が、2回原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)に成功した1F-3号機のRD近傍の線量率(最大約55mSv/h)を3~4桁下回っていることから、1F-2号機のRDが破裂せず、ベントは成功しなかったと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 RDの現物の状態確認は実施されていないものの、1F-2号機においてRDが破裂せずにベントが成功しなかったことは、1F-2号機と1F-3号機のRD近傍の線量率の比較により明らかになっているものと考えられる。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を□kPaとする対応を実施している。したがって、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(以下「事故分析検討会」という。)に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1F事故前は、耐圧強化ベント系の排気経路に設けた隔離弁の誤操作等に対して原子炉格納容器(以下「PCV」という。)の隔離機能を阻害しないようにRDを設け、当該RDはRD前後の差圧がPCVの最高使用圧力である310kPa以上で破裂する設計としていた。</li> <li>・1F事故を踏まえて、PCV圧力上昇時に意図したタイミングで確実にベントが実施できるように、RDの設計破裂圧力を□kPaに変更している。</li> <li>・新たに設置する第一原子炉格納容器フィルタベント系(以下「FCVS」という。)については、排気経路にPCV隔離機能の維持を目的としたRDは設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置するRDの設計破裂圧力は、□kPaとしている。</li> <li>・設置するRDは、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。</li> </ul>
		④	①~③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(1)ー2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	①	無	事象進展に応じたPCV破損防止対策の目的や役割の検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否	1F事故を踏まえ、当社では、PCV破損防止対策について、目的や役割を整理し、設計及び運用の検討を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の閉じ込め機能を有するPCVの破損を防止するために、PCV内の気体を管理した状態で排出する対策として、FCVS及び耐圧強化ベント系を整備することとしている。</li> <li>・FCVSは、炉心損傷発生の有無に依らずに使用する対策、耐圧強化ベント系は炉心損傷の発生前に限定して使用する対策として整理している。</li> <li>・上記の整理にあたっては、炉心損傷発生の有無によって PCV から排出される気体の組成が異なり、炉心損傷が発生した場合、放出される気体には水素が含まれるため、排出経路への滞留に対する考慮が十分かどうかの観点に着目している。</li> <li>・FCVSは、排出経路に水素が滞留しないよう、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配とする設計としている。一方、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系は、水素に対しては設計上の考慮が十分でなかったことから、水素が排出経路に滞留する可能性がある。このため、耐圧強化ベント系は炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。</li> <li>・また、FCVS 及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置する RD の設計破裂圧力を <input type="text" value=""/> kPa に設定し、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている。</li> </ul>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1)-3	なお、3号機のRDにおいてもベントラインの系統構成完了時点では作動圧力には到達しておらず、その後の意図しない自動減圧系(以下「ADS」という。)の動作に伴ってRDが破裂したことでベントに成功している。	①	無 1F-3号機のウェットウェル(以下「W/W」という。)ベントライン構成が完了した時点でドライウェル(以下「D/W」という。)及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機の自動減圧系(以下「ADS」という。)作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を□kPaとすること、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・FCVS及び耐圧強化ベント系の排気経路に設置しているRDの設計破裂圧力を□kPaとし、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている(詳細は(1)-1③を参照)。</li> <li>・重大事故等(以下「SA」という。)時において、意図しないADSの作動が発生しないことを確認している。また、意図しないADSの作動が発生しないことを確実にするための運転操作手順を整備することとしている(詳細は(8)-1③を参照)。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2) - 1	<p>「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。</p>	①	<p>無</p> <p>1F-1号機及び1F-3号機の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)フィルタトレインの線量調査の結果を踏まえると、ベントに伴いSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流が発生したことにより、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いたものと考えられるため、異なる見解はない。ただし、1F-3号機にてSGTS出口弁がFail-Openの空気作動弁であり現場においても「開」の状態であることが確認されていること並びに1F-3号機及び1F-1号機のSGTSの構造を踏まえると、SGTS出口弁を閉として耐圧強化ベント系とSGTSとの確実な系統隔離がなされていれば、自号機へのベントガスの逆流は生じなかったと考える。</p>
		②	<p>否</p> <p>1F-1号機及び1F-3号機においてSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガスの逆流が発生したこと及び逆流に至った過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、確実に系統隔離が行われる設計又は手順とする。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。</p>
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・SGTS入口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ入口側及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との隔離弁は、空気作動弁(通常時閉、Fail-Close)とし、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時には全閉となる設計としている。</li> <li>・SGTS出口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ出口側との隔離弁は、電動駆動弁(通常時閉、Fail-as-is)とし、SBO時には現場手動操作により閉操作が可能な設計としている。また、耐圧強化ベント系の使用前に当該弁の全閉を確認する手順を整備することとしている。</li> <li>・更に、耐圧強化ベント系の排気経路を形成するための隔離弁シート部のシール材等については、耐性の確認又は改良エチレンプロピレンジエンゴム(以下「EPDM」という。)製シール材に変更している。</li> <li>・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端まで設計基準事故対処設備(以下「DB設備」という。)と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</li> </ul>
		④	<p>①～③以外に追加の見解や意見はない。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策設備(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	当社では、AM対策設備の設計、施工及び運用の考え方について③に示すように整理した上で、新たに設置する重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の設計、施工及び運用の考え方を整理している。一方で、1FにおけるAM対策設備整備時の設計、施工及び運用の考え方は明らかとなっていないと考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
		③		<p>・AM対策設備及びSA設備の設計、施工及び運用の考え方は以下に示すとおり整理している。</p> <p>→AM対策設備の設計については、既存設備を最大限活用することとし、常用系と同等の設計グレード(AM対策設備が上位の設計グレードの機器の一部を構成する場合は、隔離弁等によって機能的分離がなされるまでの部分は、上位設計グレードと同一とする)とすることで、AM対策設備の設置により既存設備の安全機能を阻害しないことを基本方針としていた。一方、1F事故を踏まえて、新たに設置するSA設備は、DB設備と可能な限り独立性を確保し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを基本方針としている。</p> <p>→AM対策設備の施工については、QMSを導入し、1F事故以前から製作・据付段階において、設計の妥当性確認(合否判定基準に従って機器、系統及び構築物が要求事項を満たしていることを確認)を行うプロセスを定めており、AM対策設備に対する要求事項が現場に反映されていることを確認する仕組みを確立していた。この仕組みはSA設備に対しても変えていない。</p> <p>→AM対策設備の運用について、操作は中央制御室からの遠隔手動操作を基本とし、SBO時に備えて、現場弁操作手順の整備を検討していたが、炉心損傷が発生するような環境を考慮した操作の成立性確認までは計画していなかった。一方、1F事故を踏まえて、SA時に現場操作が必要となる場合には、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認する。</p> <p>・1F事故を踏まえた考え方を適用した一例として、例えば新たに設置するFCVSIは、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計としている。また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作又は現場操作にて実施する手順とし、現場操作については、操作場所の作業環境確保について設計上配慮するとともに、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認している。</p> <p>・事故分析検討会における更なる調査・分析にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</p>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3)-1	1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。	①	無 1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒底部内側の状況図等を踏まえると、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用であったと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用であったことは、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図等から明らかになっているものとする。当社では、SGTS排気管の一部として主排気筒を使用しない設計となっていることを確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設する設計としている。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3)-2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	無 1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機のSGTSの設計、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の上部及び底部の線量率の違い等を踏まえると、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことによって排気筒下部の高い汚染が生じたものとするため、異なる見解はない。
		②	否 排気筒下部の高い汚染が生じた理由は、明らかになっているものとする。当社では、ベントガスが主排気筒内に滞留しない設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設する設計としている。 ・したがって、耐圧強化ベント系使用時に、ベントガスが主排気筒内に滞留することはない。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(3)-3	このことを踏まえると、AM対策が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたのか確認する必要がある。	①	無	AM対策設備が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたかの確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否	1F事故を踏まえ、当社では、耐圧強化ベント系の排気管の構造やベントガスの挙動、組成等について確認を実施し、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系の排気経路の構造は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設し、主排気筒内でのベントガスの滞留が発生しない設計としていた。</li> <li>・AM対策設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系のベントガスの挙動、組成等の考慮は、炉心損傷後の使用について、ベントガスに含まれる核分裂生成物(以下「FP」という。)はサブプレッションプールのスクラビングによる除去効果が得られるW/Wベントラインを使用することとしていた。また、炉心損傷に伴う水-ジルコニウム反応による水素の発生はPCVの圧力上昇要因としては想定していたものの、ベントガスに含まれる水素の滞留、燃焼の可能性については設計上の考慮が不足していた。</li> <li>・上記を踏まえ、耐圧強化ベント系は、炉心損傷に伴い発生する水素の考慮が不要となる、「PCVの過圧破損防止(炉心損傷前)」の役割のみを持たせることとし、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3)-4	また、現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方について確認する必要がある。	①	無 現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F事故を踏まえ、当社では、排気経路におけるベントガスの挙動について確認を行い、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<p>・炉心損傷後のベントガスには水-ジルコニウム反応等により発生する水素及びFPが含まれるため、新たに設置するFCVSの排気経路に対しては以下の考慮をしている。</p> <p>→排気経路に水素が滞留しないように、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。また、ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。</p> <p>→排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>→FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。また、FCVS排気管内面へのFP付着を考慮して、ベント実施後に機能を期待している機器の健全性並びに必要な現場での復旧作業の成立性を確認することとしている。</p> <p>・また、耐圧強化ベント系は、炉心損傷後のベントガス中に含まれる水素に対する設計上の考慮が十分でないため、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している(詳細は(3)-3③を参照)。</p>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(4)ー1	放射性物質の漏えい経路について、真空破壊弁の故障が炉心溶融後のベント時などに生じると、ドライウ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 真空破壊弁が故障する可能性は否定できず、故障が生じた場合、D/W中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性があると考えられるため、異なる見解はない。
		②	要 現時点で想定される故障に対しては③に記載のとおり対策しているものの、真空破壊弁の故障の可能性は否定できない。そのため、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・真空破壊弁は通常時閉状態であり、D/W圧力がW/W圧力を下回った場合に開状態となり、D/WとW/W間の差圧を解消し、PCVの健全性を維持するものである。</li> <li>・真空破壊弁は、単純な動作機構であることに加え、計画的な保全を行うこととしており、信頼性の高い設備であることから、故障する可能性は小さいと考えている。しかし、SA時の環境下において長期間開閉を繰り返すことにより、何等かの原因によってD/Wから直接W/Wへ気体が移動する経路が生じる可能性は否定できない。</li> <li>・上記可能性の一つとして、SA時の環境下での長期間使用によるシール材の劣化等に伴うリークが考えられることから、真空破壊弁のガスケット等は改良EPDM製シール材に変更している。</li> <li>・炉心損傷後はFCVSを用いてベントを実施することとしており、真空破壊弁の故障によりサブプレッションプールのスクラビングを経由しない場合でも、フィルタ装置によりFPを除去可能な設計としている。</li> <li>・更に、ベント時にサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じた場合の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合のCs-137の放出量評価を実施しており、この結果から影響は大きくないことを確認している。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(4)ー2	このため、当該経路を従来の重大事故等(以下「SA」という。)時における漏えい経路に追加する必要がある。	①	無	真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことを踏まえ、D/W内の気体がサプレッションプールを bypass せずにPCV外に放出される経路の追加要否に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。	
		②	要	真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことから、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・真空破壊弁の故障の発生可能性、故障の形態、故障が発生した場合に生じる事故シナリオとPCVに与える影響等について、今後確認する。</li> <li>・上記の確認を踏まえて、漏えい経路への追加要否について検討を進めていく。</li> </ul>	
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。	①	無	1F事故中間取りまとめに記載の1F-3号機及び1F-4号機原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、原子炉建屋破損の主要因は、水素の爆燃現象によって生じた圧力による可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F事故を踏まえ、当社では、原子炉建屋での水素燃焼防止対策を講じている。一方で、1F-3号機及び1F-4号機について、水素の爆燃が最初に生じた可能性のある場所や着火要因等明らかとなっていない事項があると考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋での水素燃焼を防止する観点では、原子炉建屋内への水素漏えいを防止することが重要と考え、PCVシール材を改良EPDM製シール材等とし、新たに原子炉ウエル注水機能を設け、主要な漏えいパスになり得るPCVトップヘッドフランジを冷却する設計としている。</li> <li>・また、PCVから原子炉建屋内へ水素漏えいが発生した場合に備え、オペレーティングフロア(以下「オペフロ」という。)に新たに設置する静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)により、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。</li> <li>・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、フローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。</li> <li>・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。</li> <li>・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。</li> <li>・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。</li> <li>・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	①	無	1F事故中間取りまとめに記載の水素爆発の発生前後の原子炉建屋の映像図等を踏まえると、1F-3号機の火災や爆煙については、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F事故を踏まえて、当社では、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集することとしている。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・SA時においてPCV内で発生する可燃性ガスは水素が支配的になるため、PCV内ガスの原子炉建屋への漏えい防止対策(詳細は(5)-1③を参照)を確実に実施・維持していくことが重要と考える。</li> <li>・その上で、水素以外の可燃性ガスの発生メカニズム、発生量、種類、燃焼への影響等、今後、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策について検討を実施する。</li> <li>・事故分析検討会における調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</li> </ul>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6)－1	主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	①	無 1F事故中間取りまとめを踏まえ、主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作は主に窒素圧力の不足がその原因と考えているが、SRVの逃がし弁機能の開信号解除圧力を一旦下回った後も、不安定な動作が継続した原因は明確ではないと考えるため、異なる見解はない。
		②	要 1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしており、また、SRVによる減圧機能についてSBO条件下での信頼性向上の対策を実施している。一方で、1Fで発生したSRVの逃がし弁機能の不安定動作について、1Fの設計と1F事故時の使用環境の関係等詳細が明確ではないと考えるため、事故分析検討会において、更なる調査・検討が必要と考える。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・SA時において使用する機器及び計測機器は、想定するSA時の環境条件において健全性を確認することとしている(詳細は(7)－1③、(7)－2③及び(7)－3③に記載)。</li> <li>・SRVは低圧注水を行うために重要な手段であり、減圧が必要な時に運転員操作により確実な減圧及び減圧状態の維持ができるようにする必要があると考える。</li> <li>・上記を踏まえて、減圧状態を維持するために、高圧窒素ガス供給系により窒素を供給可能な設計としている。更に、予備の窒素ガスポンペを新たに配備することとしている。</li> <li>・SA時の環境条件における減圧及び減圧状態の維持を確実に実施できるようSRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部に改良EPDM製シール材を用いるとともに、新たに設置する代替PCVスプレイ冷却系によりPCV内の温度上昇を抑制する(SA時の環境の緩和を行う)手順を整備することとしている。</li> <li>・直流電源喪失時においても減圧可能となるよう、可搬型蓄電池を新たに配備することとしている。</li> <li>・更に、新たに設置する代替高圧窒素ガス供給系により、直流電源の喪失等によってSRV用電磁弁が使用できない場合でも機械的にSRVを開放できる設計としている。</li> <li>・なお、仮にSRVの1弁が開固着する極端に厳しい条件を想定した場合においても、SA対策の有効性評価において、炉心損傷防止が可能であることを確認している。</li> <li>・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6)ー2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。	①	無 SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器における不安定動作の可能性の把握は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F事故を踏まえて、当社では、SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器の不安定動作の可能性について網羅的に確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	・SRV以外の機器について、SBOに伴い窒素供給が無くなることにより影響を受ける機器は無いことを網羅的に確認している。 ・なお、SBO条件下でのSRVの逃がし弁機能及び計装用圧縮空気系が隔離された場合のSRVの減圧機能に対する信頼性向上についての対策を実施している(詳細は(6)ー1③を参照)。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)-1	SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。	①	無	1F事故中間取りまとめのとおり、PCV内の雰囲気温度上昇によるSRVのバネの横弾性係数低下によってSRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下した他、計測機器においても設計基準事故条件下で想定している挙動とは異なる挙動を示したと考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F-3号機においてSRVの安全弁機能の作動開始圧力低下の原因は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・新たに設置するSA設備に対しては、SA時の環境条件を考慮した設計としている。</li> <li>・SA時に使用するDB設備に対しては、SA時の環境条件で設計上想定している動作が可能であることを確認している。</li> <li>また、必要に応じて、試験等の対応を実施する。</li> <li>・SA時にパラメータを計測する機器については、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。</li> <li>・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。</li> </ul>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)ー2	このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。	①	無	SA時の機器の挙動に関する知見の集積は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・新たに設置するSA設備に対しては、SA時の環境条件を考慮した設計としている。</li> <li>・SA時に使用するDB設備に対しては、SA時の環境条件で設計上想定している動作が可能であることを確認している。また、必要に応じて、試験等の対応を実施する。</li> <li>・SA時にパラメータを計測する機器については、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。</li> <li>・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。</li> </ul>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(7)-3	また、AM対策の圧力計を含めて、SA条件下での計測機器の信頼性について検証する必要がある。	①	無	SA時の条件における計測機器の信頼性の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・SA時にパラメータを計測する機器は、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。</li> <li>・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。</li> </ul>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)-1	3号機のベントについては、(1)でも触れているが、ADSが設計の意図と異なる条件(サプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知したこと)で作動したことによりPCV圧力がRDの破壊圧力に達し、ベントが成立した。	①	無 1F-3号機のW/Wベントライン構成が完了した時点でD/W及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機のADS作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破裂圧力を□kPaとすること、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ADSは、「残留熱除去系(以下「RHR」という。)ポンプ出口圧力確立」又は「高圧炉心注水系(以下「HPCF」という。)ポンプ出口圧力確立」がADS作動条件の一つとなっている。</li> <li>・「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値は□MPaであり、SA時に想定される圧力約0.77MPaより高い値となっている。「HPCFポンプ出口圧力確立」の設定値は□MPaであり、「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値よりも高い設定となっている。したがって、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。</li> <li>・新たに設置する代替ADSは、「RHRポンプ出口圧力確立」が作動条件の一つとなっている。設定値はADSと同じであり、ADS同様、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。</li> <li>・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。</li> <li>・SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生しないことは確認しているが、意図しない作動を確実に防止するための運転操作手順を整備することとしている。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(8)ー2	このことを踏まえると、SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要がある。	①	無 SA時のADS作動に関する設計条件の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 1F-3号機のADS作動条件は明らかとなっている。当社では、SA時のADSの意図しない作動が発生しないことの確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「D/W圧力高」信号が発信され、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」信号及び「D/W圧力高」信号が発信されている可能性が高く、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。</li> <li>・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、SA時に検出される可能性がある圧力よりも高いことを確認しており、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。また、「HPCFポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、「RHRポンプ出口圧力確立」信号よりも高いことから、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。</li> <li>・新たに設置する代替ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」信号が発信されている可能性が高いため、「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。</li> <li>・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の発信については、ADS同様であり、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。</li> <li>・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(8)ー3	また、PCV圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要がある。	①	無	水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに与える影響の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。	
		②	否	1F-3号機における2回目のベント実施後のPCV圧力の上昇及び低下が生じた理由は把握されている。これを踏まえ、当社では、従来の事故シーケンスに対する影響を確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水素による加圧について、SA時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水-ジルコニウム反応及び亜鉛やアルミニウムの反応により発生する水素、非凝縮性ガスの影響について評価している。</li> <li>・また、PCV漏えいによる減圧について、熔融炉心が下部D/Wへ流出している場合には、PCV漏えいによるD/W又はW/Wの圧力変化に伴う水の移動によって蒸気が発生し、PCV圧力が上昇する場合もあるが、これについては、PCVスプレイを実施した場合と同様のふるまいであり、従来の事故シーケンスに与える影響はないと考える。</li> </ul>		
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)ー1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機のPCV圧力の変化を踏まえると、ベント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 当社では、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、設計・運用の対応を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新たに設置する FCVS は、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、以下の設計・運用の対応を実施している。</li> <li>・排気経路に設置している電動駆動の隔離弁は、中央制御室からの遠隔操作に加えて、現場での手動操作が可能な設計としている。</li> <li>・現場での手動操作は、SA 時の環境条件を考慮して、操作の成立性を確認している。</li> <li>・また、排気経路には PCV 隔離機能の維持を目的とした RD は設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置する RD は、RD 前後の差圧が□kPa で破裂する設計としている。</li> <li>・設置する RD は、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機及び1F-4号機のSGTSの設計及び1F事故時に1F-4号機が定期検査中であったことを踏まえ、1F-3号機のベントにより1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に爆発に至ったと考えることから、異なる見解はない。
		②	否 1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に水素爆発に至った経緯は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、原子炉建屋にベントガスが逆流しない設計とし、原子炉建屋の水素濃度監視が可能な設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</li> <li>・PCVから原子炉建屋への水素の漏えいに対しては、オペフロに新たに設置するPARにより、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。</li> <li>・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施しPCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、ブローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに、放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。</li> <li>・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から、水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。</li> <li>・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合には、ベントを実施しPCVからの水素漏えいを抑制することとしている。</li> <li>・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。</li> </ul>
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9)ー3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	SA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	SA対策や復旧作業等における安全確保の必要性は明らかであり、当社では、作業員の安全確保について検討する。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋の水素爆発は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威である。</li> <li>・したがって、作業員の安全確保のため、原子炉建屋内に新たに設置する水素濃度計により水素濃度を監視し、水素濃度が可燃限界に至る可能性がある場合等を含めて作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、SA対策や復旧作業を一時中断し、退避する運用を検討し、手順に反映していく方針である。</li> </ul>
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

東京都中央区銀座六丁目15番1号

電源開発株式会社

代表取締役社長 社長執行役員 渡部 肇史

『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』  
(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)に対する回答に係る  
対応について(回答)

令和3年8月23日付け原規規発第2108231号をもって依頼のありました件について、別添のとおり回答いたします。

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

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

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>(1) - 2③関係 (ア)原子炉格納容器（以下「PCV」という。）破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。</p>	<p>原子炉格納容器（以下「PCV」という。）は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため設置するものである。このため、PCV破損防止対策の検討に当たっては、大間の確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）結果等を基に事象進展に応じて生じる可能性のあるPCV破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（PCV過圧・過温破損）、高圧溶融物放出/PCV雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用の破損モードを抽出し、これらによるPCV破損の発生を防止するための対策を整備することとしている。</p> <p>2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答では、雰囲気圧力・温度による静的負荷（PCV過圧・過温破損）を例に対策を記載したものである。</p>	(1) - 2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	③	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の閉じ込め機能を有するPCVの破損を防止するために、PCV内の気体を管理した状態で排出する対策として、FCVS及び耐圧強化ベント系を整備することとしている。</li> <li>FCVSは、炉心損傷発生の有無に依らずに使用する対策、耐圧強化ベント系は炉心損傷の発生前に限定して使用する対策として整理している。</li> <li>上記の整理にあたっては、炉心損傷発生の有無によってPCVから排出される気体の組成が異なり、炉心損傷が発生した場合、放出される気体には水素が含まれるため、排出経路への滞留に対する考慮が十分かどうかの観点に着目している。</li> <li>FCVSは、排出経路に水素が滞留しないよう、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配とする設計としている。一方、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系は、水素に対しては設計上の考慮が十分でなかったことから、水素が排出経路に滞留する可能性がある。このため、耐圧強化ベント系は炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。</li> <li>また、FCVS及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置するRDの設計破裂圧力を□kPaに設定し、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている。</li> </ul>
<p>(イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。</p> <p>(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。</p>	<p>重大事故等（以下「SA」という。）時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水-ジルコニウム反応により発生する水素、PCV内の亜鉛やアルミニウムの酸化により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスの影響を考慮することとしている。</p> <p>PCV破損防止対策は、PCVの閉じ込め機能を維持し、放射性物質の環境への放出を抑制することを目的に実施するものと考えている。</p> <p>なお、（ア）に示す各PCV破損モードによるPCV破損の発生を防止するための対策を講じており、このうち、過圧によるPCV破損を防止する対策であるPCVベント（以下「ベント」という。）については、PCV内の気体を環境へ排出することとなるため、フィルタ装置を設置して、可能な限り放射性物質を除去する対策を実施した上で、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計とするとともに、運用手順を定めることとしている。</p>				
<p>(2)及び(3)関係 (ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）について、以下の事項を回答すること。</p> <p>i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。</p>	<p>アクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）の検討においては、内部事象PRAを実施し、設計基準事故（以下「DB」という。）のみならず、機器の多重故障等も考慮して炉心損傷及びPCV破損に至る様々な事故シーケンス及びPCV破損モードを抽出した。この抽出結果及び国内外のAM対策の整備状況とその有効性を参考にしつつ、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の観点から、安全性を一層向上させる対策の検討を実施していた。</p> <p>なお、検討では、内部事象のみを対象とし、外部事象の影響は考慮していなかった。</p>				
<p>ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策（設計、施工及び運用）を講じる方針としたのか。（想定したアクシデントごとに示すこと）</p>	<p>AM対策は、基本的には、設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限活用する方針として、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」ごとに対策を実施することとしている。</p> <p>なお、設計、施工及び運用の考え方は、以下のとおりである（詳細は、2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(2)-2③参照）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計 <ul style="list-style-type: none"> <li>既存設備を最大限活用することとし、既存設備の安全機能を阻害しないこと</li> </ul> </li> <li>施工 <ul style="list-style-type: none"> <li>製作・据付段階において、設計の妥当性確認を行うプロセスを定めていた</li> </ul> </li> <li>運用 <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室からの操作を基本とし、全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）時に備えて現場弁手動操作手順の整備を検討していた</li> </ul> </li> </ul>				
<p>iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。（対策方針ごとに示すこと）</p>	<p>検討の結果、以下のAM対策を講じることにしていた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉停止機能：原子炉再循環ポンプトリップ（以下「ATWS-RPT」という。）、代替制御棒挿入（以下「ARI」という。）</li> <li>原子炉及びPCVへの注水機能：代替注水設備（復水補給水ポンプ、消火ポンプ）</li> <li>PCVからの除熱機能：代替除熱手段（DWC（ドライウェル冷却系）、CUW（原子炉冷却材浄化系）、残留熱除去系（以下「RHR」という。）の故障機器の復旧、耐圧強化ベント</li> <li>安全機能のサポート機能（電源供給）：非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）手動起動、EDGの故障機器の復旧、直流電源の点検頻度※、代替交流電源設備※</li> </ul> <p>※ 大間原子力発電所は単機立地であり、外部電源喪失時の隣接号機からの電源融通に期待できないことから、EDGの信頼性向上を目的に直流電源の点検頻度の見直しを決定するとともに、代替交流電源の設置を検討していた。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。（対策ごとに示すこと）	上記のとおり4つの機能ごとに講じることとしていたAM対策の整備前後について内部事象PRAを実施し、炉心損傷頻度及びPCV破損頻度が改善されることを確認していた。				
（2）－1③関係 （ア）耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。	耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管の関係と同様の関係にあったAM対策は以下のとおりである。 ○代替注水手段 ・RHR配管と補給水系配管 ・補給水系配管と消火系配管 上記系統の接続箇所には通常時閉の電動駆動弁（以下「M0弁」という。）を設置しており、使用時のみ運転員が開操作をするため、相互の系統に影響を及ぼすことはない。 ○代替反応度制御 ・ATWS-RPTと安全保護系 ・ARIと安全保護系 上記について原子炉水位検出器（広帯域）は安全保護系と共用するが、電気的分離を図っていることから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。	（2）－1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス（核分裂生成物、水素等）の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。	③	・SGTS入口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ入口側及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との隔離弁は、空気作動弁（通常時閉、Fail-Close）とし、全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）時には全閉となる設計としている。 ・SGTS出口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ出口側との隔離弁は、電動駆動弁（通常時閉、Fail-as-is）とし、SBO時には現場手動操作により閉操作が可能な設計としている。また、耐圧強化ベント系の使用前に当該弁の全閉を確認する手順を整備することとしている。 ・更に、耐圧強化ベント系の排気経路を形成するための隔離弁シート部のシール材等については、耐性の確認又は改良エチレンプロピレンジエンゴム（以下「EPDM」という。）製シール材に変更している。 ・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端まで設計基準事故対処設備（以下「DB設備」という。）と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。
（2）－2②関係 （ア）具体的にどのような協力が可能か。	AM対策の設計、施工及び運用の考え方について、より詳細な情報が必要な場合には提供可能である。	（2）－2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策（耐圧強化ベントライン等）の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	②	要 当社では、AM対策設備の設計、施工及び運用の考え方について③に示すように整理した上で、新たに設置する重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の設計、施工及び運用の考え方を整理している。一方で、1FにおけるAM対策設備整備時の設計、施工及び運用の考え方は明らかとなっていないと考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
（イ）自社で調査・検討を実施しないのはなぜか。	福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故中間取りまとめに対する意見聴取への回答等を通して、各社の設計、施工及び運用の考え方の把握が出来ており、当社の考え方と大きな違いはないことを確認した。				
（2）－2③関係 （ア）耐圧強化ベントラインの設計（SGTS配管接続を含む）に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。	AM対策の設計については、ABWR初号炉の設計を基本としつつ、以下の方針で実施している。 ・自主保安の位置づけとし、常用系と同等の設計グレードとする。 ・設置によって既存設備の安全機能を阻害しない設計とする。 さらに、耐圧強化ベント系の設計については、以下のとおり実施している。 ・手順として整備を計画していた不活性ガス系及びSGTSを用いたPCVからの除熱手段に対して、耐圧性を強化しPCV過圧破損防止としての減圧操作の適用範囲を拡げるため、低耐圧のSGTSのフィルタをバイパスする配管を新設する。 ・系統の隔離については、SGTS入口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ入口側及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との隔離弁は、空気作動弁（以下「A0弁」という。）（通常時閉、Fail-Close）とし、SBO時には全閉とする設計とする。 ・また、SGTS出口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ出口側との隔離弁は、M0弁（通常時閉、Fail-as-is）とし、SBO時には現場手動操作により閉操作が可能な設計とする。なお、耐圧強化ベント系の使用前に当該弁の全閉を確認する手順を整備する。  関連資料：工事計画認可申請書 第4回申請 参考資料1「アクシデントマネジメント対策の整備に係る工事が安全機能へ影響を及ぼさないことを説明する書類」			③	・AM対策設備及びSA設備の設計、施工及び運用の考え方は以下に示すとおり整理している。 →AM対策設備の設計については、既存設備を最大限活用することとし、常用系と同等の設計グレード（AM対策設備が上位の設計グレードの機器の一部を構成する場合は、隔離弁等によって機能的分離がなされるまでの部分は、上位設計グレードと同一とする）とすることで、AM対策設備の設置により既存設備の安全機能を阻害しないことを基本方針としていた。一方、1F事故を踏まえて、新たに設置するSA設備は、DB設備と可能な限り独立性を確保し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを基本方針としている。 →AM対策設備の施工については、QMSを導入し、1F事故以前から製作・据付段階において、設計の妥当性確認（合否判定基準に従って機器、系統及び構築物が要求事項を満たしていることを確認）を行うプロセスを定めており、AM対策設備に対する要求事項が現場に反映されていることを確認する仕組みを確立していた。この仕組みはSA設備に対しても変えていない。 →AM対策設備の運用について、操作は中央制御室からの遠隔手動操作を基本とし、SBO時に備えて、現場弁操作手順の整備を検討していたが、炉心損傷が発生するような環境を考慮した操作の成立性確認までは計画していなかった。一方、1F事故を踏まえて、SA時に現場操作が必要となる場合には、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認する。 ・1F事故を踏まえた考え方を適用した一例として、例えば新たに設置するFCVSは、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計としている。また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作又は現場操作にて実施する手順とし、現場操作については、操作場所の作業環境確保について設計上配慮するとともに、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認している。 ・事故分析検討会における更なる調査・分析にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3) - 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。	耐圧強化ベント系によるベントガスの排出経路について、SGTS 排気管に接続して排出する設計は BWR 各社共通の方針であったと考える。 耐圧強化ベント系を SGTS 排気管に接続して以降の排気経路については、SGTS の設計に依存し、当社では設計当初より SGTS の排気管は、主排気筒内側に独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設することとしている。	(3) - 1	1号機におけるベントは、AM対策により、ベントガスがSGTS配管の一部を經由して排気筒から排出される設計、施工及び運用がされていた。	③	・耐圧強化ベント系は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を經由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設する設計としている。
(3) - 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。	1Fのベントガスの挙動の特徴は以下のとおりと考えている。 ・1F-1号機では、ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計であったため、ベントガスがSGTS排気管から排気筒内に排出された際に、ベントガスの流速が低下しエアロゾル等の放射性物質の滞留が生じ、最終的に排気筒底部に沈着した。 ・SBOが継続したことで、ベントガスの排気経路の隔離を行うことが出来ず、SGTSを逆流したベントガスが、自号機の原子炉建屋へ逆流した。また、SGTS排気管の一部を号機間で共用する設計であったため、ベントガスが、他号機の原子炉建屋へ流入した。	(3) - 2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	無 1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機のSGTSの設計、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の上部及び底部の線量率の違い等を踏まえると、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことによって排気筒下部に高い汚染が生じたものと考えられるため、異なる見解はない。
(3) - 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）。	第一原子炉格納容器フィルタベント系（以下「FCVS」という。）の排気経路は、以下のとおり、水素を含むベントガスが滞留しない設計としている。 ・FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。 ・排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。 ・ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。また、排気経路に水素が滞留しないように、FCVSフィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。 なお、耐圧強化ベント系については、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用を変更することとしている。	(3) - 4	また、現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方について確認する必要がある。	③	・炉心損傷後のベントガスには水-ジルコニウム反応等により発生する水素及びFPが含まれるため、新たに設置するFCVSの排気経路に対しては以下の考慮をしている。 →排気経路に水素が滞留しないように、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。また、ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。 →排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。 →FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。また、FCVS排気管内面へのFP付着を考慮して、ベント実施後に機能を期待している機器の健全性並びに必要な現場での復旧作業の成立性を確認することとしている。 ・また、耐圧強化ベント系は、炉心損傷後のベントガス中に含まれる水素に対する設計上の考慮が十分でないため、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している（詳細は(3) - 3 ③を参照）。
(4) - 2 ②関係 (ア) 具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。	真空破壊弁の故障に伴う事故シーケンスが安全性に与える影響を把握するため、真空破壊弁のPRAモデルへの取り入れを検討することとしている。今後、プラント挙動への影響の解析による確認や真空破壊弁の故障率に関するデータ収集等について検討する。	(4) - 2	このため、当該経路を従来の重大事故等（以下「SA」という。）時における漏えい経路に追加する必要がある。	②	要 真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことから、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
(4) - 2 ③関係 (ア) 真空破壊弁の故障により、ドライウェル中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、具体的なプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。	真空破壊弁の故障により、ドライウェル（以下「D/W」という。）中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、以下の影響が考えられる。 【PCV圧力への影響】 ・原子炉冷却材が直接D/Wへ放出される原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）事象では、サブプレッションプールによる圧力抑制機能に期待できないため、PCV圧力上昇が厳しくなる。この場合でも、PCVスプレイを実施することによりPCV圧力上昇を抑制することが可能であると考えられる。 ・LOCA以外の事象では主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）から放出された蒸気はサブプレッションプールに直接排出されるため、真空破壊弁故障の影響は小さいと考えられる。 【Cs-137放出量への影響】 ・真空破壊弁の故障が生じた場合、W/W（ウェットウェル）ベントラインからのベント時にはスクラビングに期待できないため、放射性物質の放出量が大きくなることが考えられる。ただし、FCVSにより放射性物質を除去する対策を講じていることから影響は小さいと考えられる。 なお、スクラビングを経由しない場合の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合の放出量評価により確認している。			③	・真空破壊弁の故障の発生可能性、故障の形態、故障が発生した場合に生じる事故シナリオとPCVに与える影響等について、今後確認する。 ・上記の確認を踏まえて、漏えい経路への追加要否について検討を進めていく。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>(5) - 1③関係 (ア)オペレーションフロア以外のフロア(下階)の水素滞留対策をとるべきではないか。</p>	<p>オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）以外のフロアの水素滞留対策として、以下を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PCV から原子炉建屋への漏えいを抑制するため、ハッチ等のシール材を改良 EPDM(エチレンプロピレンジエンゴム)製シール材等としている。</li> <li>・ハッチ等が設置されている区画から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。</li> </ul>	(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえ、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃（水素濃度8%程度）によって生じた圧力による可能性が高い。	③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋での水素燃焼を防止する観点では、原子炉建屋内への水素漏えいを防止することが重要と考え、PCV シール材を改良 EPDM 製シール材等とし、新たに原子炉ウェル注水機能を設け、主要な漏えいパスになり得る PCV トップヘッドフランジを冷却する設計としている。</li> <li>・また、PCV から原子炉建屋内へ水素漏えいが発生した場合に備え、オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）に新たに設置する静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）により、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。</li> <li>・PAR の処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCV からの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、ブローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに放水砲を用いた放水により FP の環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。</li> <li>・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画（小部屋）から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。</li> <li>・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCV からの水素漏えいを抑制することとしている。</li> <li>・なお、PCV トップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。</li> <li>・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</li> </ul>
<p>(イ)滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p>	<p>水素の滞留が発生しないように、ハッチ等が設置されている区画から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。その上でハッチ等が設置される区画に対しては、水素濃度計により水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇する場合には、水素の可燃限界に対して余裕を持った水素濃度でベントを実施し PCV 圧力を低下させることで、PCV からの水素漏えいを抑制する手順を整備することとしている。</p> <p>さらに、ブローアウトパネルを開放することで原子炉建屋から水素の排出を促す対策を整備することとしている。</p>				
<p>(ウ) 1 F 2 号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウェル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用（配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など）はどのように行われているのか。</p>	<p>当初設計段階から原子炉ウェル排気ラインは設置されていない。</p>				
<p>(5) - 2②関係 (ア)水素以外の可燃性ガスの発生源（可能性）に関する知見も含めて収集可能か。また、収集した知見等を原子力規制庁へ提供することは可能か。</p>	<p>水素以外の可燃性ガスの発生源（可能性）に関する知見を含め、知見収集について検討することとしている。収集した知見の提供は可能と考えているが、詳細は知見収集後に調整させていただく。</p>	(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火災や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	②	<p>要</p> <p>1F 事故を踏まえて、当社では、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集することとしている。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。</p>
<p>(イ)可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。</p>	<p>溶融炉心からの熱影響等により、ケーブル被覆等から炭化水素ガスが発生する可能性があると考えられるが、現時点では詳細な知見は有していない。</p>				
<p>(6) - 1②関係 (ア)自社または他の電力会社と協力して検討を実施する場合、どのような検討が必要であるか。また、どのような検討が実施可能か。</p>	<p>当社等にて検討を行う場合においても、事故分析検討会の検討アプローチと同様になるものと考えられる。ただし、大間原子力発電所の設計（SRV 本体、原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）を含めた冷却システム等）と 1F の設計は異なっており、直接的に検討することは困難であるため、引き続き事故分析検討会において検討を継続いただくことが望ましいと考えている。</p> <p>なお、後述の（イ）のとおり協力は可能である。</p>	(6) - 1	主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の逃がし弁機能の不安定動作（中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立）が生じた原因が不明である。	②	<p>要</p> <p>1F 事故を踏まえて、当社では、SA 時に使用する機器及び計測機器は SA 時の環境条件において健全性を確認することとしており、また、SRV による減圧機能について SBO 条件下での信頼性向上の対策を実施している。一方で、1F で発生した SRV の逃がし弁機能の不安定動作について、1F の設計と 1F 事故時の使用環境の関係等詳細が明確ではないと考えるため、事故分析検討会において、更なる調査・検討が必要と考える。</p>
<p>(イ)中間取りまとめ別添 1 5 に示す検討内容を踏まえて、以下の協力は可能か。</p> <p>i. 主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）に関する設計情報（設計図書、施工図面等）の共有</p> <p>ii. SRVに関する作動原理（作動ロジック等）の共有</p>	<p>i. の SRV に関する設計情報及び ii. の SRV に関する作動原理（作動ロジック等）の共有は可能である。なお、共有する範囲にメーカーノウハウが含まれる場合にはメーカーと協議が必要となる可能性がある。</p>				
<p>iii. SRVの作動に関する実証実験の実施</p>	<p>実証実験への協力は可能である。なお、実証実験に対する具体的な協力内容については調整が必要と考える。</p>				
<p>(ウ)上記以外に協力可能な内容はるか。ある場合は、どのような協力が可能か。</p>	<p>当面は（イ）の内容以外には考えられないが、新たに必要な知見が得られた場合には協力させていただく。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6) - 2②関係 (ア)SRV以外の機器で不安定動作が生じる可能性のある機器として、どのような機器が確認されたか。	SRV以外に、SA時に機能を期待するPCV内の動的機器として主蒸気隔離弁、その他隔離弁(A0弁、M0弁)があるが、SBO条件下における窒素圧の低下による不安定動作が生じることはない。	(6) - 2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「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	否 1F事故を踏まえて、当社では、SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器の不安定動作の可能性について網羅的に確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
(6) - 2③関係 (ア)1FのSRVの逃がし弁機能で不安定動作が生じたことを踏まえて、全交流動力電源喪失条件下では貴社のSRVにどのような不安定動作が生じると考えるか。	窒素供給が停止した場合には、1Fと同様の不安定動作が生じる可能性があると考えられる。そのため、SBOにより、不活性ガス系からの窒素供給が停止した場合には、高圧窒素ガス供給系からアキュムレータへ窒素供給を行う設計とし、また、予備の窒素ガスポンペを配備することとしている。さらに、代替高圧窒素ガス供給系により、SRVのアクチュエータに直接窒素供給を行う設計としている。			③	・SRV以外の機器について、SBOに伴い窒素供給が無くなることにより影響を受ける機器は無いことを網羅的に確認している。 ・なお、SBO条件下でのSRVの逃がし弁機能及び計装用圧縮空気系が隔離された場合のSRVの減圧機能に対する信頼性向上についての対策を実施している(詳細は(6) - 1③を参照)。
(イ)「影響を受ける機器は無い」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「影響を受ける機器はない」と「不安定動作が生じる可能性のある機器はない」は同じと考えているのか)。	2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(6)-2③に記載の「影響を受ける機器は無い」は、「不安定動作が生じる可能性はない」と同じ趣旨で使用している。				
(7) - 1②関係 (ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であると考えられるか。	DB条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、1F事故時の環境条件が、計測機器の健全性確認が行われている範囲を超えたことが考えられる。したがって、まずは1F事故時の環境条件を調査し、計測機器の健全性確認範囲との関係の評価を行うことが望ましいと考えられる。	(7) - 1	SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。	②	要 1F-3号機においてSRVの安全弁機能の作動開始圧力低下の原因は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
(7) - 2①関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合の知見については、1F事故の調査・分析を踏まえて拡充が必要な場合、自社又は事業者共同で収集を図る必要があると考える。	(7) - 2	このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。	①	無 SA時の機器の挙動に関する知見の集積は必要と考えるため、異なる見解はない。
(7) - 2②関係 (ア)SA時の機器の実力値(作動回数の限界値等)を把握すべきではないか。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合、機器の実力値を把握することは望ましいと考える。ただし、SA時には、健全性確認範囲を認識し、当該範囲を超えた場合には機器が機能喪失する可能性を想定して、対策の検討を行うことが重要であると考えられる。			②	要 1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
(8) - 2③関係 (ア)自動減圧系を含めて、SA時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破損防止等のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響をどのように考えているか(SA時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか)。	SA時のインターロック作動によるSA対策への影響について、事故シナリオに応じた確認を実施中である。影響があることが確認されたインターロックについては、SA対策に影響を与えないよう、設計又は運用による対応について検討を実施している。	(8) - 2	このことを踏まえると、SA時のADSの作動に関する設計条件等を確認する必要がある。	③	・ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「D/W圧力高」信号が発信され、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時には、「原子炉水位低(レベル1)」信号及び「D/W圧力高」信号が発信されている可能性が高く、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、SA時に検出される可能性がある圧力よりも高いことを確認しており、SA時に意図せず当該信号が発信することはない。また、「HPCFポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、「RHRポンプ出口圧力確立」信号よりも高いことから、SA時に意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」信号と「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時には、「原子炉水位低(レベル1)」信号が発信されている可能性が高いため、「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の発信については、ADS同様であり、SA時に意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。
(8) - 3③関係 (ア)PCVからの水素漏えいによるPCVの減圧は、PCVの圧力上昇を緩和するため影響は小さいとのことであるが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	PCVからの水素漏えいによる悪影響としては、漏えい先である原子炉建屋の水素濃度が上昇することが考えられる。これに対しては、原子炉建屋の水素燃焼を防止する対策として、静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」とする。)による水素処理、水素濃度計による水素濃度監視、ベントによるPCVからの漏えい抑制及びブローアウトパネル開放による水素排出の対策を整備することとしている。	(8) - 3	また、PCV圧力が上昇する主要因として、水蒸気発生が想定されてきたが、水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シーケンスに対してどの程度影響するのか具体的に確認する必要がある。	③	・水素による加圧について、SA時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水-ジルコニウム反応及び垂鉛やアルミニウムの反応により発生する水素、非凝縮性ガスの影響について評価している。 ・また、PCV漏えいによる減圧について、熔融炉心が下部D/Wへ流出している場合には、PCV漏えいによるD/W又はW/Wの圧力変化に伴う水の移動によって蒸気が発生し、PCV圧力が上昇する場合もあるが、これについては、PCVスプレイを実施した場合と同様のふるまいであり、従来の事故シーケンスに与える影響はないと考える。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（2021年9月6日）		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
（9）－1①関係 （ア）成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。	「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告」に記載されているとおり、仮設コンプレッサーの使用によるベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等によって、ベント操作が成立しなかった可能性があると考えられる。	（9）－1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機のPCV圧力の変化を踏まえると、ベント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
（イ）成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。	1F事故中間取りまとめに記載されているとおり、ベント操作実施時のPCV圧力の減圧速度の違いやD/W圧力とサプレッションチェンバ圧力の関係から、1F-3号機のベントの成功は2回のみと考えられる。				
（9）－2①関係 （ア）40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。	原子炉建屋内に水素が滞留した要因として以下が考えられる。 ・1F-3号機の水素を含むベントガスが1F-4号機のSGTSを介して流入したこと。 ・原子炉建屋内の水素濃度を監視する手段及び原子炉建屋から水素を排出する手段がなかったこと。	（9）－2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機及び1F-4号機のSGTSの設計及び1F事故時に1F-4号機が定期検査中であったことを踏まえると、1F-3号機のベントにより1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に爆発に至ったと考えることから、異なる見解はない。
（9）－3③関係 （ア）建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか（どちらの対策を優先させるべきと考えるか）。	原子炉建屋の水素燃焼は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威であることから、作業員の安全確保を最優先にSA対策に係る作業を実施することが大前提である。 そのため、大量の水素の発生を防止する対策を整備している。 さらに、水素が発生し原子炉建屋へ漏えいした場合においても、水素濃度計により水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇する場合には、水素の可燃限界に対して余裕を持った水素濃度でベント及びブローアウトパネルを開放する対策を整備している。 対策実施に関わらず、水素濃度が可燃限界に至る可能性があり、作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、影響を受ける可能性のあるSA対策や復旧作業を一時中断することとしている。	（9）－3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	③	・原子炉建屋の水素爆発は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威である。 ・したがって、作業員の安全確保のため、原子炉建屋内に新たに設置する水素濃度計により水素濃度を監視し、水素濃度が可燃限界に至る可能性がある場合等を含めて作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、SA対策や復旧作業を一時中断し、退避する運用を検討し、手順に反映していく方針である。

電源開発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(電源開発株式会社)】

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9月6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><b>【水素濃度】</b> 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>					無	1F事故中間取りまとめに記載の1F-3号機及び1F-4号機原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、原子炉建屋破損の主要因は、水素の爆燃現象によって生じた圧力による可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。
					要	1F事故を踏まえ、当社では、原子炉建屋での水素燃焼防止対策を講じている。一方で、1F-3号機及び1F-4号機について、水素の爆燃が最初に生じた可能性のある場所や着火要因等明らかとなっていない事項があると考えため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
<p><b>【水素滞留】</b> 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>比重の関係で水素が上昇していくということは、直感的には分かりやすいが、その上で、上層階に上がっていくというよりは、水素の発生する付近で水素が滞留、拡散すること、他のフロアに行く前に、今、出た部分に対しての拡散があるのではないか。</p> <p>局所にたまった場合にダクトなどに詰まって、止まるようなことについては、どこまで確認したのか。</p> <p>滞留しないように動かしている、ドライブしているものは一体何か。格納容器から押し出されてくる気流が、圧の変化、温度、水蒸気の分布などいくつか考えられる。重要なポイントは何かと考えるか。</p> <p>建屋の中に滞留しないということが、どういうメカニズムで、どこまで言えるのか。</p> <p>水素はそこそこの間に均一化すると、多くの人が信じてきた。それから、計算はそうなるが、それは実際に観察されていることと合うのか。</p> <p>建屋にどれぐらいの水素が残る懸念があるのかということについて、議論したことはあるのか。</p> <p>格納容器の漏えい率の設定については、通常の建屋の設計漏えい率をはるかに上まわる数値となっており、相当健全なシール状態に少し掛け率をかけた程度の感じとなっている。有効性評価よりも厳しいというのは分かるがちょっとした穴があくとその数値では収まらないのではないか。</p>	<p>(5) - 1 関係 (ア)オペレーションフロア以外のフロア(下階)の水素滞留対策をとるべきではないか。</p> <p>(イ)滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。</p> <p>(ウ)1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウエル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用(配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など)はどのように行われているのか。</p>	<p>(ア)オペレーティングフロア(以下「オベフロ」という。)以外のフロアの水素滞留対策として、以下を実施している。 ・PCVから原子炉建屋への漏えいを抑制するため、ハッチ等のシール材を改良EPDM(エチレンプロピレンジエンゴム)製シール材等としている。 ・ハッチ等が設置されている区画から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。</p> <p>(イ) <b>水素の滞留が発生しないように、ハッチ等が設置されている区画から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。その上でハッチ等が設置される区画に対しては、水素濃度計により水素濃度を監視しつつ、水素濃度が上昇する場合には、水素の可燃限界に対して余裕を持った水素濃度でベントを実施しPCV圧力を低下させることで、PCVからの水素漏えいを抑制する手順を整備することとしている。</b></p> <p>さらに、<b>ブローアウトパネルを開放することで原子炉建屋から水素の排出を促す対策を整備することとしている。</b></p> <p>(ウ) 当初設計段階から<b>原子炉ウエル排気ラインは設置されていない。</b></p>	(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。		<p>・原子炉建屋での水素燃焼を防止する観点では、原子炉建屋内への水素漏えいを防止することが重要と考え、PCVシール材を改良EPDM製シール材等とし、新たに原子炉ウエル注水機能を設け、主要な漏えいパスになり得るPCVトップヘッドフランジを冷却する設計としている。</p> <p>・また、PCVから原子炉建屋内へ水素漏えいが発生した場合に備え、オペレーティングフロア(以下「オベフロ」という。)に新たに設置する静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)により、オベフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。</p> <p>・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オベフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オベフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、ブローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。</p> <p>・オベフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。</p> <p>・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。</p> <p>・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オベフロ及びオベフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。</p> <p>・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。</p>
						-
<p><b>【可燃性ガス】</b> 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あ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>ドライウエルの中にどういう有機系の物質が、どれぐらいあるかというのは、まず、先行的に調べられるのではないか。</p>	<p>(5) - 2 関係 (ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する知見も含めて収集可能か。また、収集した知見等を原子力規制庁へ提供することは可能か。</p> <p>(イ)可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。</p>	<p>(ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する知見を含め、知見収集について検討することとしている。 収集した知見の提供は可能と考えているが、詳細は知見収集後に調整させていただく。</p> <p>(イ) 溶融炉心からの熱影響等により、ケーブル被覆等から炭化水素ガスが発生する可能性があると考えられるが、<b>現時点では詳細な知見は有していない。</b></p>	(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。	要	1F事故を踏まえて、当社では、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集することとしている。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
						-

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9月6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
<b>[ベント回数]</b> 特に議論なし	(9)-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。 (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) 福島第一原子力発電所1-3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告に記載されているとおり、仮設コンプレッサの使用によるベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等によって、ベント操作が成立しなかった可能性があると考えられる。 (イ) 1F事故中間取りまとめに記載されているとおり、ベント操作実施時のPCV圧力の減圧速度の違いやD/W圧力とサブレッションチェンバ圧力の関係から、1F-3号機のベントの成功は2回のみと考えられる。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	無	1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機のPCV圧力の変化を踏まえると、ベント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
					否	当社では、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、設計・運用の対応を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・新たに設置するFCVCSは、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、以下の設計・運用の対応を実施している。 ・排気経路に設置している電動駆動の隔離弁は、中央制御室からの遠隔操作に加えて、現場での手動操作が可能な設計としている。 ・現場での手動操作は、SA時の環境条件を考慮して、操作の成立性を確認している。 ・また、排気経路にはPCV隔離機能の維持を目的としたRDは設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置するRDは、RD前後の差圧が kPaで破裂する設計としている。 ・設置するRDは、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。
						～ 以外に追加の見解や意見はない。
<b>[BWRにおける建屋の水素爆発]</b> BWR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ことができない、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。 どれくらい水素が、もしかしらたらたまるかもしれないという懸念を持ちながら対策を、あるいは事前の予防策みたいなものを講じなさいいけないのかということが議論のポイントであると思っている。 これが駄目なら次、これが駄目なら次ではなく、同時並行で起こっていることがあることによって、次に進めないということもある。 水素の存在をかなり完全に否定する状態になるまでとその後とは、取れる措置のパターンが違うかもしれないか。 元々DBA、設計で想定した事故を対象に設計されていたが、TMIの頃くらいから、それを越えた事故が生じ得るという知見が出てきて、設計で対処するだけでなく、使える機器は使って、マネジメントをするという発想があった。ただし、機器だけ置いておいて勝手に使えばいいというわけではなくて、どのように使うかというマネジメントをあらかじめ考えておくという準備がされてきていた。今回の事故を受けて、さらにアクシデントマネジメントが発展し、シビアアクシデントマネジメントのようなものが用意をされてきているのではないかと思うが、その中でどういう思想でアプローチしていくというような考えが整理されているのであれば、それを共有していただきたい。 炉心損傷を回避するまでの対策はそこまでのパスがいろいろあり当然取るが、非常に状況が悪化したとき、本当に原子炉の状態が悪くなったときには、炉心が溶けてしまうため、結果は似ていて、炉心が損傷すれば当然、ガス、水素も出し、水素は必然的に漏れてしまう。そうすると、そういう非常に特殊な条件下では、どういふうに状況をマネージするかというのは、普通の考え方とはやはり違ってくる。規制当局も事業者も皆で対話をしながら、議論を深めておかないと、いざというときにゼロから考えようとしても全然できないし、しかもこれは非常に特殊な状態だということをよく分かった上で、ただど備えなくてはならない、それを怠ったのが当時の事故であったらと思う。この辺の状態はやはり非常に不確実性の高いエリアであり、水素が確実になくなっていると言えるかどうかは誰にも言えない。その可能性があるときにどうするかとかというのを、それぞれ幾つかの論点フェーズに分けて議論を深めていく必要がある。 <b>[建屋内の空気の流れ]</b> 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。 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。 SGTSなどが作動した場合、どれくらい水素が移動してくれるのか、どれほど動くのかというのは、具体的にこれまで検討されているのか。 それなりに水素を動かすことができるんだというところから始めるのは、頭の体操の範囲としては狭過ぎではないか。	(9)-2 関係 (ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。 原子炉建屋内に水素が滞留した要因として以下が考えられる。 ・1F-3号機の水素を含むベントガスが1F-4号機のSGTSを介して流入したこと。 ・原子炉建屋内の水素濃度を監視する手段及び原子炉建屋から水素を排出する手段がなかったこと。	(9)-2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	無	1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機及び1F-4号機のSGTSの設計及び1F事故時に1F-4号機が定期検査中であったことを踏まえると、1F-3号機のベントにより1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に爆発に至ったと考えることから、異なる見解はない。	
					否	1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に水素爆発に至った経緯は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、原子炉建屋にベントガスが逆流しない設計とし、原子炉建屋の水素濃度監視が可能な設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・新たに設置するFCVCSの排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じない設計としている。 ・PCVから原子炉建屋への水素の漏れに対しては、オベフロに新たに設置するPARにより、オベフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。 ・PARの処理能力を超える水素漏れが発生した場合に備え、オベフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オベフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施しPCVからの水素漏れを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、フローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに、放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。 ・オベフロより下階からの水素漏れに対しては、漏れいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から、水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオベフロに導くための経路を確保している。 ・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合には、ベントを実施しPCVからの水素漏れを抑制することとしている。 ・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏れを考慮した場合でも、オベフロ及びオベフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。
						～ 以外に追加の見解や意見はない。

水素防護

	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9月6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><b>【水素の検知と処理】</b> 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><b>【ブローアウトパネル】</b> 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きている。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と。</p> <p><b>【着火源】</b> 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、そのために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>					無	SA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
				(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。		原子炉建屋の水素爆発は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威である。したがって、作業員の安全確保のため、原子炉建屋内に新たに設置する水素濃度計により水素濃度を監視し、水素濃度が可燃限界に至る可能性がある場合等を含めて作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、SA対策や復旧作業を一時中断し、退避する運用を検討し、手順に反映していく方針である。
			(9) - 3 関係 (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えるか)。			~	以外に追加の見解や意見はない。
ベント機能	<p><b>【ラプチャーディスクの設計圧力】</b> 特に議論なし</p>			(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。	無	福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)-2号機のベントラインの構成が完了した時点で炉心が健全であったとは考え難いにもかかわらず、1F-2号機のラプチャーディスク(以下「RD」という。)近傍の線量率(約0.05mSv/h)が、2回原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)に成功した1F-3号機のRD近傍の線量率(最大約55mSv/h)を3~4桁下回っていることから、1F-2号機のRDが破裂せず、ベントは成功しなかったと考えるため、異なる見解はない。
					否	RDの現物の状態確認は実施されていないものの、1F-2号機においてRDが破裂せずにベントが成功しなかったことは、1F-2号機と1F-3号機のRD近傍の線量率の比較により明らかになっているものと考えられる。これを踏まえ、当社では、RDの設計破砕圧力を kPaとする対応を実施している。したがって、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(以下「事故分析検討会」という。)に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
						~	以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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><b>【二次格納容器】</b> 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。</p> <p>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>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、SAみたいなものがある程度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、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からと考えている。ただし、SAを考えたときに水素が漏れいってしまう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>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>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が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。</p> <p>二次格納の目的というのはやっぱりPCVが運転中に漏れした場合にも、ここは二次格納として必要なのかということ、漏れてしまったら、その閉じ込め方はSGTSが担保するんだよというふうに読むものなのか。</p> <p>SGTSが止まってしまうと、機能として二次格納自身の本当の能力というのはなかなか発揮できないということにもつながる。</p> <p>二次格納容器、言葉がそういうふう書いてありますが、一定のところまではそういう格納容器的な機能を期待しているんだけど、一定以上になったら、そうじゃないものとして運用しないと、むしろ危なくなっちゃうというふうなこともあるので、そういうことをしっかりデザインのと時から、あるいは運用のことから、実際の機能はどうなっているかということも含めて整理をしないといけない。</p> <p>二次格納容器の役割については、事故時に放射性物質の放出を抑制するという機能を設けることという規制要求はどの国にもあると思うが、この圧力抑制型の一次格納容器と原子炉建屋という組合せで格納容器の機能を果たすとしたのは、BWRの設計の選択であったのではないか。</p> <p>BWRでは原子炉建屋が大きくて、中にいろいろな補機が置いてあり、アクシデントマネジメントを考えると、例えば故障した機器の復旧に行くとか、あるいはモバイルの機器を接続に行くとか、いろいろなマネジメントが考えられるが、その対象となる補機がこの建屋の中にあるというのが今の状況かと思うが、そこについてはいかがか。</p>					無	事象進展に応じたPCV破損防止対策の目的や役割の検討は必要と考えるため、異なる見解はない。	
						否	1F事故を踏まえ、当社では、PCV破損防止対策について、目的や役割を整理し、設計及び運用の検討を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		(ア) 原子炉格納容器(以下「PCV」という。)は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため設置するものである。 このため、PCV破損防止対策の検討に当たっては、大間の確率的リスク評価(以下「PRA」という。)結果等を基に事象進展に応じて生じる可能性のあるPCV破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(PCV過圧・過温破損)、高圧溶融物放出/PCV雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用、水素燃焼及び溶融炉心・コンクリート相互作用の破損モードを抽出し、これらによるPCV破損の発生を防止するための対策を整備することとしている。 2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答では、雰囲気圧力・温度による静的負荷(PCV過圧・過温破損)を例に対策を記載したものである。	(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。			放射性物質の閉じ込め機能を有するPCVの破損を防止するために、PCV内の気体を管理した状態で排出する対策として、FCVS及び耐圧強化ベント系を整備することとしている。 ・FCVSは、炉心損傷発生の有無に依らずに使用する対策、耐圧強化ベント系は炉心損傷の発生前に限定して使用する対策として整理している。 ・上記の整理にあたっては、炉心損傷発生の有無によってPCVから排出される気体の組成が異なり、炉心損傷が発生した場合、放出される気体には水素が含まれるため、排出経路への滞留に対する考慮が十分かどうかの観点に着目している。 ・FCVSは、排出経路に水素が滞留しないよう、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配とする設計としている。一方、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネ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。)設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系は、水素に対しては設計上の考慮が十分でなかったことから、水素が排出経路に滞留する可能性がある。このため、耐圧強化ベント系は炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。 また、FCVS及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置するRDの設計破裂圧力をkPaに設定し、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている。
		(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。	(イ) 重大事故等(以下「SA」という。)時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水・ジルコニウム反応により発生する水素、PCV内の亜鉛やアルミニウムの酸化により発生する水素、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する一酸化炭素等の非凝縮性ガスの影響を考慮することとしている。 (ウ) PCV破損防止対策は、PCVの閉じ込め機能を維持し、放射性物質の環境への放出を抑制することを目的に実施するものと考えている。 なお、(ア)に示す各PCV破損モードによるPCV破損の発生を防止するための対策を講じており、このうち、過圧によるPCV破損を防止する対策であるPCVベント(以下「ベント」という。)については、PCV内の気体を環境へ排出することとなるため、フィルタ装置を設置して、可能な限り放射性物質を除去する対策を実施した上で、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計とするともに、運用手順を定めることとしている。				～ 以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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が破裂したことベントに成功している。	無	1F-3号機のウェットウェル(以下「W/W」という。)ベントライン構成が完了した時点でドライウェル(以下「D/W」という。)及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機の自動減圧系(以下「ADS」という。)作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えられるため、異なる見解はない。	
					否	1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破砕圧力を kPaとすること、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
							FCVS及び耐圧強化ベント系の排気経路に設置しているRDの設計破砕圧力を kPaとし、意図したタイミングで確実にベントが実施できる設計としている(詳細は(1) - 1を参照)。 ・重大事故等(以下「SA」という。)時において、意図しないADSの作動が発生しないことを確認している。また、意図しないADSの作動が発生しないことを確実にするための運転操作手順を整備することとしている(詳細は(8) - 1を参照)。
						-	以外に追加の見解や意見はない。
[AM対策] 特に議論なし		<p>アクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の検討においては、内部事象PRAを実施し、設計基準事故(以下「DB」という。)のみならず、機器の多重故障等も考慮して炉心損傷及びPCV破損に至る様々な事故シナリオ及びPCV破損モードを抽出した。この抽出結果及び国内外のAM対策の整備状況とその有効性を参考にしつつ、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」の観点から、安全性を一層向上させる対策の検討を実施していた。</p> <p>なお、検討では、内部事象のみを対象とし、外部事象の影響は考慮していなかった。</p> <p>(2)及び(3)関係 (ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)について、以下の事項を回答すること。</p> <p>i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。 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>				<p>AM対策は、基本的には、設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待する機能を最大限活用する方針として、「原子炉停止機能」、「原子炉及びPCVへの注水機能」、「PCVからの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」ごとに対策を実施することとしている。なお、設計、施工及び運用の考え方は、以下のとおりである(詳細は、2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(2)-2 参照)。</p> <p>・設計 ・施工 ・製作・据付段階において、設計の妥当性確認を行うプロセスを定めていた ・運用 中央制御室からの操作を基本とし、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時に備えて現場弁手動操作手順の整備を検討していた</p> <p>検討の結果、以下のAM対策を講じることとしていた。 ・原子炉停止機能:原子炉再循環ポンプトリップ(以下「ATWS-RPT」という。)、代替制御棒挿入(以下「ARI」という。) ・原子炉及びPCVへの注水機能:代替注水設備(復水補給水ポンプ、消火ポンプ) ・PCVからの除熱機能:代替除熱手段(DWC(ドライウェル冷却系)、CUW(原子炉冷却材浄化系))、残留熱除去系(以下「RHR」という。)の故障機器の復旧、耐圧強化ベント ・安全機能のサポート機能(電源供給):非常用ディーゼル発電機(以下「EDG」という。)手動起動、EDGの故障機器の復旧、直流電源の点検頻度、代替交流電源設備</p> <p>大間原子力発電所は単機立地であり、外部電源喪失時の隣接号機からの電源融通に期待できないことから、EDGの信頼性向上を目的に直流電源の点検頻度の見直しを決定するとともに、代替交流電源の設置を検討していた。</p> <p>上記のとおり4つの機能ごとに講じることとしていたAM対策の整備前後について内部事象PRAを実施し、炉心損傷頻度及びPCV破損頻度が改善されることを確認していた。</p>	
	ベント機能						
[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損リスクの拡大を招いている。	無	1F-1号機及び1F-3号機の非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)フィルタレインの線量調査の結果を踏まえると、ベントに伴いSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流が発生したことにより、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いたものと考えられるため、異なる見解はない。ただし、1F-3号機にてSGTS出口弁がFail-Openの空気作動弁であり現場においても「開」の状態であることが確認されていること並びに1F-3号機及び1F-1号機のSGTSの構造を踏まえると、SGTS出口弁を閉として耐圧強化ベント系とSGTSとの確実な系統隔離がなされていれば、自号機へのベントガスの逆流は生じなかったと考える。	
					否	1F-1号機及び1F-3号機においてSGTSを介して自号機の原子炉建屋にベントガスの逆流が発生したこと及び逆流に至った過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、確実に系統隔離が行われる設計又は手順とする。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。	
		<p>耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管の関係と同様の関係にあったAM対策は以下のとおりである。 ○代替注水手段 ・RHR配管と補給水系配管 ・補給水系配管と消火系配管 上記系統の接続箇所には通常時間の電動駆動弁(以下「MO弁」という。)を設置しており、使用時のみ運転員が開操作をするため、相互の系統に影響を及ぼすことはない。 ○代替反応度制御 ・ATWS-RPTと安全保護系 ・ARIと安全保護系 上記について原子炉水位検出器(広帯域)は安全保護系と共用するが、電気的分離を図っていることから、相互の系統に影響を及ぼすことはない。</p>					
				-	以外に追加の見解や意見はない。		

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9月6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
【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 関係 (ア)具体的にどのような協力が可能か。 (イ)自社で調査・検討を実施しないのはなぜか。	(ア)AM対策の設計、施工及び運用の考え方について、より詳細な情報が必要な場合には提供可能である。 (イ)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)事故中間取りまとめに対する意見聴取への回答等を通して、各社の設計、施工及び運用の考え方の把握が出来ており、当社の考え方と大きな違いはないことを確認した。	(2)-2	無	設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策設備(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
		AM対策の設計については、ABWR初号炉の設計を基本としつつ、以下の方針で実施している。 ・自主保安の位置づけとし、常用系と同等の設計グレードとする。 ・設置によって既存設備の安全機能を阻害しない設計とする。 さらに、耐圧強化ベント系の設計については、以下のとおり実施している。 ・手順として整備を計画していた不活性ガス系及びSGTSを用いたPCVからの除熱手段に対して、耐圧性を強化しPCV過圧破損防止としての減圧操作の適用範囲を広げるため、低耐圧のSGTSのフィルタをバイパスする配管を新設する。 ・系統の隔離については、SGTS入口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ入口側及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との隔離弁は、空気作動弁(以下「AO弁」という。)(通常時閉、Fail-Close)とし、SBO時には全閉とする設計とする。 ・また、SGTS出口側の耐圧強化ベント系の排気経路について、SGTSフィルタ出口側との隔離弁は、MO弁(通常時閉、Fail-as-is)とし、SBO時には現場手動操作により閉操作が可能な設計とする。なお、耐圧強化ベント系の使用前に当該弁の全閉を確認する手順を整備する。  関連資料:工事計画認可申請書 第4回申請 参考資料1「アクシデントマネジメント対策の整備に係る工事が安全機能へ影響を及ぼさないことを説明する書類」		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。	要 当社では、AM対策設備の設計、施工及び運用の考え方についてに示すように整理した上で、新たに設置する重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の設計、施工及び運用の考え方を整理している。一方で、1FにおけるAM対策設備整備時の設計、施工及び運用の考え方は明らかとなっていないと考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
	(2)-2 関係 (ア)耐圧強化ベントラインの設計(SGTS配管接続を含む)に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。			AM対策設備及びSA設備の設計、施工及び運用の考え方は以下に示すとおり整理している。 AM対策設備の設計については、既存設備を最大限活用することとし、常用系と同等の設計グレード(AM対策設備が上位の設計グレードの機器の一部を構成する場合は、隔離弁等によって機能的分離がなされるまでの部分は、上位設計グレードと同一とする)とすることで、AM対策設備の設置により既存設備の安全機能を阻害しないことを基本方針としていた。一方、1F事故を踏まえて、新たに設置するSA設備は、DB設備と可能な限り独立性を確保し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを基本方針としていた。 AM対策設備の施工については、QMSを導入し、1F事故以前から製作・据付段階において、設計の妥当性確認(合否判定基準に従って機器、系統及び構造物が要求事項を満たしていることを確認)を行うプロセスを定めており、AM対策設備に対する要求事項が現場に反映されていることを確認する仕組みを確立していた。この仕組みはSA設備に対しても変えていない。 AM対策設備の運用については、操作は中央制御室からの遠隔手動操作を基本とし、SBO時に備えて、現場弁操作手順の整備を検討していたが、炉心損傷が発生するような環境を考慮した操作の成立性確認までは計画していなかった。一方、1F事故を踏まえて、SA時に現場操作が必要となる場合には、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認する。 1F事故を踏まえた考え方を適用した一例として、例えば新たに設置するFCVCSは、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計としている。また、ベント操作は中央制御室からの遠隔操作又は現場操作にて実施する手順とし、現場操作については、操作場所の作業環境確保について設計上配慮するとともに、SA時の環境条件を考慮して操作の成立性を確認している。 事故分析検討会における更なる調査・分析にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。	~ 以外に追加の見解や意見はない。
【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。鳥根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 関係 (ア)ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とすることは、BWR各社での共通認識であったか。	耐圧強化ベント系によるベントガスの排出経路について、SGTS排気管に接続して排出する設計はBWR各社共通の方針であったと考える。 耐圧強化ベント系をSGTS排気管に接続して以降の排気経路については、SGTSの設計に依存し、当社では設計当初よりSGTSの排気管は、主排気筒内側に独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設することとしている。	(3)-1	無	1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒底部内側の状況図等を踏まえると、ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用であったと考えるため、異なる見解はない。
				否	ベントガスがSGTS配管の一部を経由して排気筒から排出される設計、施工及び運用であったことは、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の構造図等から明らかになっているものと考ええる。当社では、SGTS排気管の一部として主排気筒を使用しない設計となっていることを確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
				~ 以外に追加の見解や意見はない。	
【排気筒の構造】 特に議論なし	(3)-2 関係 (ア)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)のベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。	1Fのベントガスの挙動の特徴は以下のとおりと考えている。 ・1F-1号機では、ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計であったため、ベントガスがSGTS排気管から排気筒内に排出された際に、ベントガスの流速が低下しエアロゾル等の放射性物質の滞留が生じ、最終的に排気筒底部に沈着した。 ・SBOが継続したことで、ベントガスの排気経路の隔離を行うことが出来ず、SGTSを逆流したベントガスが、自号機の原子炉建屋へ逆流した。また、SGTS排気管の一部を号機間で共用する設計であったため、ベントガスが、他号機の原子炉建屋へ流入した。	(3)-2	無	1F事故中間取りまとめにて示されている1F-1号機及び1F-2号機のSGTSの設計、1F-1号機及び1F-2号機の共用排気筒の上部及び底部の線量率の違い等を踏まえると、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことによって排気筒下部に高い汚染が生じたものと考えられるため、異なる見解はない。
				否	排気筒下部の高い汚染が生じた理由は、明らかになっているものと考ええる。当社では、ベントガスが主排気筒内に滞留しない設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
				~ 以外に追加の見解や意見はない。	

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9月6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	
[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。	無	AM対策設備が排気系統配管の構造やベントガスの挙動、組成等をどのように考慮していたかの確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F事故を踏まえ、当社では、耐圧強化ベント系の排気管の構造やベントガスの挙動、組成等について確認を実施し、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						<p>・耐圧強化ベント系の排気経路の構造は、1F-1号機と同様にSGTS排気管の一部を経由するが、設計当初より、SGTS排気管は主排気筒をその一部として使用せず、主排気筒内側を独立した配管として主排気筒上端高さまで敷設し、主排気筒内でのベントガスの滞留が発生しない設計としている。</p> <p>・AM対策設備として整備するとしていた耐圧強化ベント系のベントガスの挙動、組成等の考慮は、炉心損傷後の使用について、ベントガスに含まれる核分裂生成物(以下「FP」という。)はサブプレッションプールのスクラビングによる除去効果が得られるW/Wベントラインを使用することとしていた。また、<u>炉心損傷に伴う水-シリコニウム反応による水素の発生はPCVの圧力上昇要因としては想定していたものの、ベントガスに含まれる水素の滞留、燃焼の可能性については設計上の考慮が不足していた。</u></p> <p>・上記を踏まえ、耐圧強化ベント系は、炉心損傷に伴い発生する水素の考慮が不要となる。「PCVの過圧破損防止(炉心損傷前)」の役割のみを持たせることとし、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している。</p>
					～ 以外に追加の見解や意見はない。	
[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。	無	現行の原子炉施設の排気系統におけるベントガスの挙動の考え方の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F事故を踏まえ、当社では、排気経路におけるベントガスの挙動について確認を行い、設計及び運用に反映している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		<p>第一原子炉格納容器フィルタベント系(以下「FCVS」という。)の排気経路は、以下のとおり、<u>水素を含むベントガスが滞留しない設計としている。</u></p> <p>・FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。</p> <p>・排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>・ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。また、排気経路に水素が滞留しないように、FCVSフィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。</p> <p>なお、耐圧強化ベント系については、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更することとしている。</p>				<p>・炉心損傷後のベントガスには水-シリコニウム反応等により発生する水素及びFPが含まれるため、新たに設置するFCVSの排気経路に対しては以下の考慮をしている。</p> <p>・排気経路に水素が滞留しないように、PCVからフィルタ装置までを下り勾配、フィルタ装置から排気端までを登り勾配の設計としている。また、ベント実施時の水素燃焼を防止するためFCVSの系統は予め窒素を封入した状態で待機し、ベント実施後は窒素パージを行う運用とすることとしている。</p> <p>・排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。</p> <p>・FCVS排気管は、主排気筒外側に沿って主排気筒上端まで敷設し、主排気筒内でベントガスが滞留しない設計としている。また、FCVS排気管内面へのFP付着を考慮して、ベント実施後に機能を期待している機器の健全性並びに必要な現場での復旧作業の成立性を確認することとしている。</p> <p>・また、耐圧強化ベント系は、炉心損傷後のベントガス中に含まれる水素に対する設計上の考慮が十分でないため、炉心損傷を確認した場合には使用しないよう運用方針を変更している(詳細は(3) - 3 を参照)。</p>
					～ 以外に追加の見解や意見はない。	
[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。	無	真空破壊弁が故障する可能性は否定できず、故障が生じた場合、D/W中の気体がサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由せずにPCV外に放出される経路が生じる可能性があると考え、異なる見解はない。
					要	現時点で想定される故障に対しては、に記載のとおり対策しているものの、真空破壊弁の故障の可能性は否定できない。そのため、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。
						<p>・真空破壊弁は通常時閉状態であり、D/W圧力がW/W圧力を下回った場合に開状態となり、D/WとW/W間の差圧を解消し、PCVの健全性を維持するものである。</p> <p>・真空破壊弁は、単なる動作機構であることに加え、計画的な保全を行うこととしており、信頼性の高い設備であることから、故障する可能性は小さいと考えている。しかし、SA時の環境下において長期間閉閉を繰り返すことにより、何等かの原因によってD/Wから直接W/Wへ気体が移動する経路が生じる可能性は否定できない。</p> <p>・上記可能性の一つとして、SA時の環境下での長期間使用によるシール材の劣化等に伴うリークが考えられることから、真空破壊弁のガスケット等は改良EPDM製シール材に変更している。</p> <p>・炉心損傷後はFCVSを用いてベントを実施することとしており、真空破壊弁の故障によりサブプレッションプールのスクラビングを経由しない場合でも、フィルタ装置によりFPを除去可能な設計としている。</p> <p>・更に、ベント時にサブプレッションプールにおけるスクラビングを経由しない放出経路が生じた場合の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合のCs-137の放出量評価を実施しており、この結果から影響は大きくないことを確認している。</p>
					～ 以外に追加の見解や意見はない。	

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9月6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。	無	真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことを踏まえ、D/W内の気体がサブプレッションプールを通過せずにPCV外に放出される経路の追加要否に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		(4) - 2 関係 (ア) 具体的などのような調査・検討が必要と考えるか。	真空破壊弁の故障に伴う事故シーケンスが安全性に与える影響を把握するため、真空破壊弁のPRAモデルへの取り入れを検討することとしている。今後、プラント挙動への影響の解析による確認や真空破壊弁の故障率に関するデータ収集等について検討する。			要	真空破壊弁の故障の可能性は否定できないことから、当社では、真空破壊弁の故障により生じる漏えい経路の取り扱いについて検討を進めていく。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		(4) - 2 関係 (ア) 真空破壊弁の故障により、ドライウエ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。	真空破壊弁の故障により、ドライウエル(以下「D/W」という。)中の気体がスクラビングを経由しないで放出される経路が生じた場合、以下の影響が考えられる。 【PCV圧力への影響】 ・原子炉冷却材が直接D/Wへ放出される原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)事象では、サブプレッションプールによる圧力抑制機能に期待できないため、PCV圧力上昇が激しくなる。この場合でも、PCVスプレイを実施することによりPCV圧力上昇を抑制することが可能であると考えられる。 ・LOCA以外の事象では主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)から放出された蒸気はサブプレッションプールに直接排出されるため、真空破壊弁故障の影響は小さいと考えられる。 【Cs-137放出量への影響】 ・真空破壊弁の故障が生じた場合、W/W(ウェットウエル)ベントラインからのベント時にはスクラビングに期待できないため、放射性物質の放出量が大きくなることが考えられる。ただし、FCVSにより放射性物質を除去する対策を講じていることから影響は小さいと考えられる。 なお、スクラビングを経由しない場合の影響については、SA時の対策の有効性評価において、D/Wベントラインを使用した場合の放出量評価により確認している。				～ 以外に追加の見解や意見はない。
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。	無	1F事故中間取りまとめを踏まえ、主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作は主に窒素圧力の不足がその原因とされているが、SRVの逃がし弁機能の開信号解除圧を一旦下回った後も、不安定な動作が継続した原因は明確ではないと考えるため、異なる見解はない。
		(6) - 1 関係 (ア) 自社または他の電力会社と協力を検討を実施する場合、どのような検討が必要と考えるか。また、どのような検討が実施可能か。  (イ) 中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、以下の協力は可能か。 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  (ウ) 上記以外に協力可能な内容は、どのような協力が可能か。	(ア) 当社等にて検討を行う場合においても、事故分析検討会の検討アプローチと同様になるものと考えられる。ただし、 <b>大間原子力発電所の設計(SRV本体、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。))を含めた冷却システム等</b> と1Fの設計は異なっており、直接的に検討することは困難であるため、引き続き事故分析検討会において検討を継続いただくことが望ましいと考えている。 なお、後述の(イ)のとおり協力は可能である。  (イ) .のSRVに関する設計情報及び .のSRVに関する作動原理(作動ロジック等)の共有は可能である。なお、共有する範囲にメーカーノウハウが含まれる場合にはメーカーと協議が必要となる可能性がある。  .の実証実験への協力は可能である。なお、実証実験に対する具体的な協力内容については調整が必要と考える。  (ウ) 当面は(イ)の内容以外には考えられないが、新たに必要な知見が得られた場合には協力させていただく。			要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしており、また、SRVによる減圧機能についてSBO条件下での信頼性向上の対策を実施している。一方で、1Fで発生したSRVの逃がし弁機能の不安定動作について、1Fの設計と1F事故時の使用環境の関係等詳細が明確ではないと考えるため、事故分析検討会において、更なる調査・検討が必要と考える。
							～ 以外に追加の見解や意見はない。

	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9月6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	【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 関係 (ア)SRV以外の機器で不安定動作が生じる可能性のある機器として、どのような機器が確認されたか。	SRV以外に、SA時に機能を期待するPCV内の動的機器として主蒸気隔離弁、その他隔離弁(AO弁、MO弁)があるが、 <b>SBO条件下における窒素圧の低下による不安定動作が生じることはない</b> 。	(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。	無 SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器における不安定動作の可能性の把握は必要と考えるため、異なる見解はない。
		(イ)「影響を受ける機器は無い」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのような関係にあるのか(「影響を受ける機器は無い」と「不安定動作が生じる可能性のある機器は無い」は同じと考えているのか)。	(ア)窒素供給が停止した場合には、1Fと同様の不安定動作が生じる可能性があると考えられる。そのため、SBOにより、不活性ガス系からの窒素供給が停止した場合には、高圧窒素ガス供給系からアキュムレータへ窒素供給を行う設計とし、また、予備の窒素ガスポンを配備することとしている。さらに、代替高圧窒素ガス供給系により、SRVのアクチュエータに直接窒素供給を行う設計としている。 (イ)2021年5月10日の中間取りまとめに関する見解等の回答(6)-2 に記載の「影響を受ける機器は無い」は、「不安定動作が生じる可能性はない」と同じ趣旨で使用している。			否 1F事故を踏まえて、当社では、SBO条件下における窒素圧の低下によるSRV以外の機器の不安定動作の可能性について網羅的に確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						~ 以外に追加の見解や意見はない。
減圧機能	【SRV安全弁機能】 特に議論なし	(7)-1 関係 (ア)計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調査が必要であると考えられるか。	DB条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因として、 <b>1F事故時の環境条件が、計測機器の健全性確認が行われている範囲を超えたことが考えられる</b> 。したがって、まずは1F事故時の環境条件を調査し、計測機器の健全性確認範囲との関係の評価を行うことが望ましいと考えられる。	(7)-1	SRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下していたなど、SA条件下では様々な機器が設計基準事故条件下とは異なる挙動をしている。	無 1F事故中間取りまとめのとおり、PCV内の雰囲気温度上昇によるSRVのパネの横弾性係数低下によってSRVの安全弁機能の作動開始圧力が低下した他、計測機器においても設計基準事故条件下で想定している挙動とは異なる挙動を示したと考えるため、異なる見解はない。
						要 1F-3号機においてSRVの安全弁機能の作動開始圧力低下の原因は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						~ 以外に追加の見解や意見はない。
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%になればどれだけ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。  実際に起こったことを理解することができるツールであるのかということを検証していくという一つのメニューと捉えていいのではないか。  知見の集積として、BWR各社で何か検討しているとかという状況はあるのか。  シビアアクシデント時に想定していないような状況で、安全系の機器とか機能が要求されるようなものがどう実際に動くのか動かないのかみたいなことを考えなければいけないだろうという問題意識に対して、事業者やメーカー等で知見の収集もしっかりやっていくべき、やっていきたいというように回答されているが、これは何か具体的な取組の計画、あるいは検討中の状況とか何か具体的に考えや計画があれば説明頂きたい。  シビアアクシデントが視野に入っている状態、入っていない状態、入っていない状態で設計されたものがある以上、今度はシビアアクシデントを視野に入れなければならない世界になったときに、今度はもう追加の設計で対応するのか、それともマネジメントなのか、これはそんなに時間をかけていいとも思わないが、電力各社との共通理解が持てるように議論を続けたい。	(7)-2 関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合の、機器の実力値を把握することは望ましいと考える。ただし、 <b>SA時には、健全性確認範囲を認識し、当該範囲を超えた場合には機器が機能喪失する可能性を想定して、対策の検討を行うことが重要である</b> 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。	無 SA時の機器の挙動に関する知見の集積は必要と考えるため、異なる見解はない。
		(7)-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。	想定するSA環境条件における健全性確認は事業者として実施する必要がある。さらに、想定するSA環境条件を超えた場合の、機器の実力値を把握することは望ましいと考える。ただし、 <b>SA時には、健全性確認範囲を認識し、当該範囲を超えた場合には機器が機能喪失する可能性を想定して、対策の検討を行うことが重要である</b> と考える。			要 1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する機器及び計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						~ 以外に追加の見解や意見はない。
	【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・高圧下での漏れ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。					~ 以外に追加の見解や意見はない。

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9月6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。	無	SA時の条件における計測機器の信頼性の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					要	1F事故を踏まえて、当社では、SA時に使用する計測機器はSA時の環境条件において健全性を確認することとしている。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・SA時にパラメータを計測する機器は、想定されるSA時における環境条件を考慮することによりパラメータ監視の信頼性向上を図る設計としている。 ・主要パラメータを計測する機器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合に備え、代替パラメータにより主要パラメータを推定する手段を整備することとしている。
					～	以外に追加の見解や意見はない。
[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。	無	1F-3号機のW/Wベントライン構成が完了した時点でD/W及びW/W圧力の減少が確認できないこと、その後のPCV圧力及び原子炉圧力容器圧力の変化並びに1F-3号機のADS作動条件を踏まえると、W/Wベントライン構成が完了した時点では、ベントが成功せず、その後の意図しないADSの作動によるPCV圧力上昇によりRDが破裂してベントに成功したと考えるため、異なる見解はない。
					否	1F-3号機においてW/Wベントライン構成が完了してから、ベントが成功に至るまでの過程は明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、RDの設計破壊圧力を kPaとすると、意図しないADSの作動が発生しないことの確認等を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
						・ADSは、「残留熱除去系(以下「RHR」という。)ポンプ出口圧力確立」又は「高圧炉心注水系(以下「HPCF」という。)ポンプ出口圧力確立」がADS作動条件の一つとなっている。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値は MPaであり、SA時に想定される圧力約0.77MPaより高い値となっている。「HPCFポンプ出口圧力確立」の設定値は MPaであり、「RHRポンプ出口圧力確立」の設定値よりも高い設定となっている。したがって、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「RHRポンプ出口圧力確立」が作動条件の一つとなっている。設定値はADSと同じであり、ADS同様、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。 ・SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生しないことは確認しているが、意図しない作動を確実に防止するための運転操作手順を整備することとしている。
					～	以外に追加の見解や意見はない。
[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。	無	SA時のADS作動に関する設計条件の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F-3号機のADS作動条件は明らかとなっている。当社では、SA時のADSの意図しない作動が発生しないことの確認を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
	(8) - 2 関係 (ア)自動減圧系を含めて、SA時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破損防止等のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響をどのように考えているか(SA時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか)。	SA時のインターロック作動によるSA対策への影響について、事故シナリオに応じた確認を実施中である。 影響があることが確認されたインターロックについては、SA対策に影響を与えないよう、設計又は運用による対応について検討を実施している。				・ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」、信号「D/W圧力高」信号が発信され、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」、信号及び「D/W圧力高」信号が発信されている可能性が高く、「RHRポンプ出口圧力確立」信号又は「HPCFポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、SA時に検出される可能性がある圧力よりも高いことを確認しており、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。また、「HPCFポンプ出口圧力確立」信号の設定値は、「RHRポンプ出口圧力確立」信号よりも高いことから、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・新たに設置する代替ADSは、「原子炉水位低(レベル1)」、信号と「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信された場合に作動する。SA時においては、「原子炉水位低(レベル1)」、信号が発信されている可能性が高いため、「RHRポンプ出口圧力確立」信号が発信されると作動条件が成立する。 ・「RHRポンプ出口圧力確立」信号の発信については、ADS同様であり、SA時において意図せず当該信号が発信することはない。 ・以上より、SA時に意図しないADS及び代替ADSの作動が発生することはない。
					～	以外に追加の見解や意見はない。
[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、従来の事故シナリオに与える影響の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。	無	水素による加圧及び漏えいによる減圧などのふるまいが、従来の事故シナリオに与える影響の確認は必要と考えるため、異なる見解はない。
					否	1F-3号機における2回目のベント実施後のPCV圧力の上昇及び低下が生じた理由は把握されている。これを踏まえ、当社では、従来の事故シナリオに対する影響を確認している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
	(8) - 3 関係 (ア)PCVからの水素漏えいによるPCVの減圧は、PCVの圧力上昇を緩和するため影響は小さいとされているが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。	PCVからの水素漏えいによる悪影響としては、漏えい先である原子炉建屋の水素濃度が上昇することが考えられる。 これに対しては、原子炉建屋の水素燃焼を防止する対策として、静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」とする。)による水素処理、水素濃度計による水素濃度監視、ベントによるPCVからの漏えい抑制及びブローアウトパネル開放による水素排出の対策を整備することとしている。				・水素による加圧について、SA時の対策の有効性評価では、PCV圧力上昇要因として、水蒸気に加えて、水-ジルコニウム反応及び亜鉛やアルミニウムの反応により発生する水素、非凝縮性ガスの影響について評価している。 ・また、PCV漏えいによる減圧について、溶融炉心が下部D/Wへ流出している場合には、PCV漏えいによるD/W又はW/Wの圧力変化に伴う水の移動によって蒸気が発生し、PCV圧力が上昇する場合もあるが、これについては、PCVスプレイを実施した場合と同様のふるまいであり、従来の事故シナリオに与える影響はないと考える。
					～	以外に追加の見解や意見はない。

減圧機能