

## フィルタベント設備に関する確認事項

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
1. フィルタのベント性能	(1) 実際に放射性物質の粒径はどんな大きさが考えられるか。 ・ほとんどの粒径が、 $0.4\mu\text{m}$ 以上であることを示して欲しい。	・平成25年度第4回 資料No.4-4 1～5頁参照	2/11 確認
	(1)-1 格納容器内での粒子径分布を示して欲しい。	・大LOCA+全ECCS機能喪失+SBOシナリオでは、エアロゾル粒子は主にLOCA破断配管から格納容器内に噴出されます。格納容器内で、粒子同士の凝集や壁面への沈着によりエアロゾル粒子は除去されますが、粒子径により凝集の頻度や壁面への沈着し易さが異なるため、凝集や沈着がおきにくい比較的小粒径の粒子が多く残ることになります。その結果、サプレッションプール通過前には、エアロゾル粒子は数 $\mu\text{m}$ 程度を中心とした分布を持つことになると考えております。(資料No.1-3 1～3頁参照)	5/9 追加
	(2) 放出される核種量やガス量について、相似則が成立しているのか。	・DF性能試験は、実機ノズル1本分(単一セル)の実機スケールモデルを用いて、そのスケールにて実機に相当する流量を流し、実機で想定されるエアロゾルに近いサイズや密度の試験用エアロゾルを用いて評価を実施しています。 一方、単一セルであることから、隣り合ったノズルからの噴流の影響等が考えられますが、ノズル上部に設置している気泡細分化装置による整流効果により、気泡が均一化され、実機も、同様の流れの状態となると考えられます。よって、単一セルによる試験は妥当であると考えています。  ・今後、隣接するノズルからの吹き出しによる影響を確認するための試験実施について検討していきます。	2/11 確認
	(2)-1 隣接ノズルの影響確認試験結果を示して欲しい。	複数のノズルが設置されていることに対する影響について、7号機の実機FVを用いて、各ノズルからの噴出状態確認試験を実施致しました。 その結果、約 $30,500\text{m}^3/\text{h}$ 相当の空気を送気した際に、各ノズルからほぼ均一にガスが噴射できていることを確認しております。(実機最大流量は約 $33,000\text{m}^3/\text{h}$ ) そのため、スクラバの噴射ノズル直後の領域については、実機と試験装置で条件は同じであると考えております。 また、ベントガス浮上領域においては、気泡細分化装置の整流効果により、実機と試験装置でボイド率が等しくなると考えられることから、実機と試験装置で条件は同じであると考えております。	5/9 追加
	(3) 空気動力学径のイメージをどう捉えるのか。 (放出される粒径と同等の大きさと捉えても良いのか)	・平成25年度第4回 資料No.4-4 5頁参照	2/11 確認
(4) スクラバ水の挙動はどうか。 ・水温とベントガスの関係で除染係数はかわるのではないか。 ・運用の後半になると、温度が上がって、更に汚くなると思うが。 ・スクラバ水位をどのように管理するのか。	・運用後半になると、水温が上昇して、ベントガスの凝縮による除去効果が無くなることから除染係数は低下します。しかしながら、当社のフィルタベント試験においては、非凝縮性ガス(空気)を用いて除染係数を評価しており、その場合においても除染係数が1000以上となることを確認しております。 また、スクラビングによる粒子状物質の除去効果は、気泡中の粒子状物質とスクラバ水が接触することにより得られるものであり、スクラバ水の汚れによる影響はないものと考えられます。  ・フィルタベントには水位計を設置しており、中央操作室からも監視が可能となっております。スクラバ水位が低下した場合は消防車により水を補給し、スクラバ水位が上昇した場合はドレンラインから水抜き操作を実施致します。	2/11 確認	

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(4)-1 水の補給及び水抜き操作について具体的に説明して欲しい。	スクラバ水の補給操作は、防火水槽の淡水を消防車でくみ上げ、フィルタベント給水接続口より送水して実施致します。 スクラバ水の水抜きは操作は、スクラバ水をポンプによりドレンラインよりS/Pへ送水して実施致します。	5/9 追加
	(5) 継続使用に対して、性能劣化はないのか。 ・スクラバ水の性能劣化の傾向はどのようなものか。  ・金属フィルタの目詰まりによる影響はあるのではないのか。	・スクラバ水は温度上昇をすることにより、ベントガスの凝縮による除去効果が無くなることから除染係数は低下します(性能の劣化とも言えます)。しかしながら、当社のフィルタベント試験においては、非凝縮性ガス(空気)を用いて除染係数を評価しており、その場合においても除染係数が1000以上となることを確認しております。  ・金属フィルタに目詰まりが発生すると、金属フィルタ前後の差圧が上昇し、容器内圧の上昇により金属フィルタドレン配管内水位が上昇します。これを考慮し、金属フィルタの設計差圧を設定しています。金属フィルタの設計差圧に至らないよう、設計上配慮するとともに(金属フィルタの表面積を確保)、実際にこの差圧に至らないことを、想定されるエアロゾルの放出量から評価しています。	2/11 確認
	(5)-1 温度上昇による除染係数の低下について、NHKが行った圧力抑制室を模擬した試験では、1000から2としているが、フィルタベントとの違いは何か。	フィルタベントでは、気泡細分化装置を設置する等、凝縮による除染効果が期待できない場合でも、十分な性能を発揮するよう設計しています。 そもそも、フィルタベントの性能確認試験では、試験ガスとして水蒸気ではなく空気を用いていることから、凝縮による除染効果は見込んでおりません。	3/28 追加
	(5)-2 フィルタベントの性能については、水蒸気の気泡がスクラバ水で液化する過程で放射性物質が補足されることから、除去率は気泡が液化するかどうかに影響を受ける。 性能実験について、試験圧、水温、試験継続時間などの実験条件を整理して説明すること。 また、スクラバ水の状態を、実際の事故と同様な条件(沸騰状態)とした上で、実験を行うべきではないのか。	フィルタベントの除去メカニズムは、蒸気の凝縮によるもの他にも、粒子状放射性物質に働く慣性力や重力、ブラウン拡散によるものがあります。 当社のフィルタベントの性能確認試験では、試験用のガスとして水蒸気ではなく空気を用いて実施しております。そのため、試験では水蒸気による凝縮の効果を見込んでおりません。 なお、フィルタベントの性能確認試験における試験条件につきましては、平成25年度第4回(2/11)新潟県技術委員会資料No.4-1をご参照願います。	3/28 追加
	(5)-3 放射性でないセシウムやヨウ素を用いて、現物に近い粒子で実験を行うべきではないのか。	・これまでの試験では、事故時に想定される粒子状放射性物質と密度が近く、流体中での挙動が近いと考えられる酸化チタンや酸化鉄の粒子を用いて試験を実施しており、実機における粒子状放射性物質の除去メカニズムを再現出来ていると考えております。 また、これらの試験において、十分な性能を確認しております。 ・なお、試験粒子としてヨウ化セシウム(CsI)を用いた試験も実施する予定です。	3/28 追加
	(6) 原子炉中のメルトダウンだけでなく、メルトスルーした後のコア・コンクリート反応(CCI反応)にも対応できる設備なのか。	・フィルタベント設備はコア・コンクリート反応に対応する設備ではありません。 コア・コンクリート反応に対しては、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な格納容器下部の水量及び水位を確保し、かつ、溶融炉心の落下後に格納容器下部への注水を行うことによって、格納容器破損の防止を図ることになります。	2/11 確認
	(6)-1 格納容器下部に注水ができずコア・コンクリート反応により大量のエアロゾルが発生した場合はどのように対応するのか。	注水ができない場合は格納容器は過温破損に至り、放射性物質を含むエアロゾルが格納容器外へ移行する可能性があるため、溶融炉心を冷却し、過温破損を回避するべく、格納容器下部への注水設備の復旧や消防車による注水を行います。	5/9 追加

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(7) フィルタベント設備の性能限界はどこか。	・(5)の回答と同じ。	2/11 確認
	(8) フィルター付きベントは、例えば、火力発電の排気筒には脱硫などのため取り付けられ、化学プラント工場の排気筒にはそれぞれの目的に適合したフィルター付きベントが設置されています。このような既存のベント装置の知見が原発のベントにどのように生かされるのでしょうか？	・フィルタベント装置の検討にあたり、まず当社火力発電所にて採用している集じん装置の構造を確認し、フィルタベント装置の構造への適用可否を検討しております。結果的には除染係数がフィルタベント装置の要求を満たしていない事や、動力が必要な事等の理由から、フィルタベント装置への適用はしておりません。 なお、気泡細分化装置と金属フィルターについては、他産業(石油、化学、航空)の技術を、フィルタベント装置に適用したものとなっております。	2/11 確認
	(9) ベント装置の能力として、説明では31.6 (kg/s) の蒸気を処理が可能とされ、定格出力の1%に相当する蒸気量は15.8 (kg/s) なので、2倍の能力、とされています。 ベントタンクの大きさは高さ8m、直径4m。一方、100万kW級の圧力容器は高さが約22m、内径が約6.4m。ベントタンクに流入する大量の高圧の水素ガス・水蒸気を適正に処理できるのかどうか、説明してください。	【系統】 ・フィルタベント設備の系統として、弁、配管、フィルタベント装置等の圧力損失を評価し、ベント弁が全弁全開の状態、原子炉格納容器が設計圧力の2倍の圧力でベントを実施した場合に、蒸気の流量が31.6kg/sとなるように、フィルタベント装置の下流側に設置しているオリフィスの口径を決定しております。 【フィルタベント装置】 ・大流量のガスが流れた際の懸念事項としては、スクラバ水の吹き上がりと考えられます。このため、ベント実施時のガスの噴射によるスクラバ水の吹き上がり量について、当社研究所の施設で確認をしております。 その結果、吹き上がり量は、実機最大流量相当において水位の約2倍となりますが、それでも金属フィルタの下端には到達しないだけの寸法を確保しております。 よって、フィルタベント装置の容器の容量は十分であると考えております。  ・平成25年度第4回 資料No.4-4 6頁参照	2/11 確認
	(10) ベントタンクの水はどのような水ですか？薬水ではないのですか？「水」の沸点は？高温下でもこの「水」は沸騰しないのでしょうか？沸騰しても処理能力は変わらないのですか？	・チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウムの水溶液です。チオ硫酸ナトリウムは、アルカリ性環境下において、下式の化学反応式の通りヨウ素をヨウ素イオンとすることにより、ヨウ素をイオンとしてスクラバ水中に保持する役割をします。また、水酸化ナトリウムは、スクラバ水をアルカリ性に保ちます。  【アルカリ性環境下における反応】 $4I_2 + S_2O_3^{2-} + 10OH^- \rightarrow 8I^- + 2SO_4^{2-} + 5H_2O$ ・チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウムを添加することにより、スクラバ水の沸点は上昇しますが、沸点の温度上昇量は非常に小さいと考えております。なお、チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウムの溶液濃度は、現在詳細検討中です。  ・溶液が沸騰したとしても、それによる蒸気発生量は、ベントガスの流量と比較して非常に僅か(ベントガス流量の1%弱)であるため、スクラバ水のポイド率はほとんど変わらないことから、処理能力(除染性能)は、ほぼ変わらないと考えております。	2/11 確認

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(11) フィルターの性能として粒子状放射性物質を、99.9%以上除去、とありますが、粒子状放射性物質とはヨウ素やセシウムの原子を核に水蒸気が付着したエアロゾル状の微粒子のことでしょうか？ それらの粒径はどの程度をお考えですか？	<p>よう素やセシウムは原子としてではなく、主にヨウ化セシウム等の化合物として存在していると考えております。これらの物質が水蒸気や希ガス等の気体中に浮遊することでエアロゾルが構成されておりますが、エアロゾル中に浮遊するヨウ化セシウム等の、気体ではない物質をエアロゾル粒子と呼称しております。</p> <p>フィルタベント装置に流入するエアロゾル粒子の粒径分布(重量分布)として、凝集や沈着等の効果を考慮して評価された以下の粒径分布を用いております。</p> <p>・平成25年度第4回 資料No.4-4 7頁参照</p>	2/11 確認
	<p>(12)</p> <p>a. フィルターによる主たる除去核種はヨウ素とセシウムと思われませんが、アクアスクラパーとメタルフィルターはそれぞれどのような機能なのでしょうか。</p> <p>b. アクアスクラパーでヨウ素もセシウムも捕集、ただし、ヨウ素は融点が113.6℃で昇華性のため、昇華したヨウ素をメタルフィルターで吸着することでしょうか？</p> <p>c. アクアスクラパーの捕集性能・容量とメタルフィルターの吸着性能・容量をご説明ください。</p>	<p>a. 捕捉機能については、平成25年度第4回 資料No.4-4 8、9頁参照。</p> <p>b. 昇華により気体状となったヨウ素については、金属フィルターでは捕集できません。但し、スクラパ水に捕捉したヨウ素については、薬液によりイオン化させた状態で保持するため一度捕捉したものが昇華して放出されることはないと考えます。</p> <p>c. (5)の回答を参照願います。</p>	2/11 確認
	(13) ベントガス浮上域で、慣性や重力沈降、ブラウン拡散とあり、ブラウン拡散はかなり径が小さくないと効かないと思うが、ベント時は過熱蒸気が出て、スクラパ水温が低い場合では温度勾配ができる。そういう場合、熱泳動という現象は、ブラウン拡散と比べて無視できる程度なのか。(熱泳動とは、温度勾配のある場に存在する微小粒子が、高温側から低温側へ向かう力を受けて移動する現象。)	ある小さな粒子に関しては熱泳動の影響の出る可能性はあります。但しこれはある程度、ガス温度が相当高く水側と温度勾配が相当あるという状態ですので、初期の非常に短い時間に影響するかもしれませんが、それ以降は水温も上がっていきますのでそれほどの温度勾配にならないと考えています。また、熱泳動メカニズムについては、DFは良くなる方向のメカニズムの一つとしては、あり得ると考えております。	2/11 議論
	(14) DFのメカニズムはモデル化して、ある程度実験結果が再現できているのか。それともまだ今後の予定なのか。	文献等も見っておりますが、非常に単純な系での、例えば慣性衝突の効果や、あるいは重力沈降、あるいはブラウン拡散など、それぞれについて効率を表すような式は確かにありますが、非常に複雑な系で、いろいろな粒子径、水の気泡の径が存在する、更にスピードも様々という状態で、マクロ的な状態でそこを全て当て嵌めるとするのは難しく、実際には実験で確かめるというのがほぼ主流と考えています。粒子径が0.1ミクロンぐらいでDFは最小になる傾向があるというのはいろいろところで言われており、実験でも確認されているところで、当社の試験でもほぼそのような結果が出ています。それ以降の粒径については比較的慣性による衝突の影響が出てくるということがありますので、定性的にはコンマ1ミクロンぐらいの粒子径からが対象で、それ以降についてはDFが大きくなっていくという傾向と大体合っているのではないかと考えています。	2/11 議論

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(15) 実際のシビアアクシデントでは、ヨウ化セシウム $CsI$ や $CsOH$ は、かなりの量が出ると言われている。 $CsOH$ は吸湿性なので蒸気を吸って径が大きくなるかも知れないが、 $CsI$ は良く実験で使われたりしていることもあることから、今後、 $CsI$ を使った試験を行う予定があるのか教えていただきたい。	メカニズム自体がほぼ物理的な挙動、即ち慣性力や重力、あるいはその速度差など、基本的には化学形態というより、メカニズムとしては径の大きさと密度に依存するものであると考えています。いずれの粒子を使っても予測ができるとは思っていますが、最終的に対象とする粒子の大部分が $CsOH$ もしくは $CSI$ です。で、そういったもので試験をして実証することは非常に重要だと考えています。	2/11 議論
	(15)-a シビアアクシデント時に圧力容器から出てくるセシウムの化学形態に関して、 $CsOH$ が支配的な理由を説明してほしい。	停止時には炉心に約30kgのよう素が存在しており、セシウムはその約十倍存在しております。セシウムはよう素の全量と反応して $CsI$ を形成しますが、残りのセシウムは他の化学形態で存在します。格納容器内に放出されたセシウムは、水蒸気雰囲気下にあるために、その多くが $H_2O$ と反応し $CsOH$ になると考えられます。(※1) ※1 NUREG/CR-5732 2.1章 化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究 (JAEA 2013)	5/22 鈴木委員
	(16) DFというのが1000以上と示されているが、具体的に1000というのは十分な数字なのか。	主にターゲットにしているのは粒子状の物質、セシウムが中心であり、国の基準として1事故当たり100テラベクレルに対して、十分にそれを下回る放出量に収まるという見込みで、先ず1000というDFを仮定しています。設計の目標としてDF1000で放出量を抑制しようということを取り組んできたものです。	2/11 議論
	(17) 重力沈降によって粒子が沈むということは金属フィルタ以外に水の中に直接捕捉される部分もあると考えてよいのか。	ある程度大きな粒子になると、コンマ1ミクロンぐらいでは重力沈降はあまり効かないが、1ミクロン前後ぐらいのところからは重力沈降の効果があります。それ以前の段階として、粒子とガスの気泡の速度差によって慣性衝突するというメカニズムがあり、その両方で水中にも捕捉されていくというふうに考えています。	2/11 議論
	(18) 外気温マイナス17℃と設定しているが、冷えて凍ったりしないのか。	外気温がマイナス17℃でも、フィルタベント装置の容器はボリュウムが非常に大きいので、保温対策を行うことで凍らないことを確認しています。また、マイナス17℃で凍るとすると、小口径配管が凍る可能性があり、そこについては通常ヒーターを入れて凍らないように設置することを検討中で、ヒーターが止まった場合の温度低下傾向を評価し、必要な対策を実施します。	2/11 議論
	(18)-1 マイナス17℃で凍るとすると、小口径配管が凍る可能性があり、ヒーターを入れて凍らないように設置することを検討中としているが、設置した場合の停電時の対応をどの様に考えているのか。	容器液層に接続する小口径配管については、非常用電源を電源とするヒーターを設置し、さらに熱伝導率の低い保温材を設置する予定です。これにより仮にヒーターの電源が喪失しても、GTGや電源車による電源が供給可能となるまでの間、配管内の水は凍結に至りません。	3/28 追加
	(19) フィルタベント装置の設計は、独自の設計なのか、それとも元になるものがあるのか。	世界でのフィルタベントの実績は、メーカーも何社もあり、スクラバを組み合わせたタイプというのは複数社から提案されて、実際に商品になっています。事故時に使う設備であることから、設計の根拠や挙動など理解している必要があるため、我々自身で独自の開発をしようということに踏み切りました。流動状態がどうであるのか、あるいは実際にその性能がどうであるのかというのは、幾つかのモデル実験で、弊社の研究所にモデルを作り、確認をしてみました。	2/11 議論

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(20) メーカーが数社あって調査したということであるが、その時に、性能、要件としてどんなことが要求事項になっていて、あるいは今回いろいろと試験を行っているが、その試験条件などが、他のメーカーと比べて妥当なものかどうか、比較はしているのか。	主な使用の条件については、プラントで想定されている運転条件を想定して、最大流量として想定すべき条件と最終的に事故が収束した時に最小流量になるような条件を決めています。基本的な考え方は各社の設計条件と一緒にです。また、どのような影響を考慮しなければいけないのかの調査を行い、考慮してきました。	2/11 議論
	(20)-1 主な使用の条件について、基本的な考え方は各社の設計条件と一緒にしているが、各社との比較表を示すこと。	本項は技術的な情報であることから、当社から他社の情報を提示することは困難であると考えます。	3/28 追加
	(20)-2 模擬粒子を使用する試験に関する文献を紹介して欲しい。	『エアロゾル学の基礎(2003年, 日本エアロゾル学会 編/高橋幹二 著)』や『微粒子工学(1992年, 奥山喜久夫・増田弘昭・諸岡成治 著)』等に、今回の試験に使用している模擬微粒子の発生方法や計測方法の記載があり、今回の試験において参考しております。  また、今回、試験用の模擬微粒子としてFe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> およびTiO <sub>2</sub> を用いておりますが、これらは『JIS Z 8901 試験用粉体及び試験用粒子』に記載のある関東ロームやバリウム-チタネードガラスにも含まれている物質です。 今回の試験では、光散乱の原理を用いた微粒子計測装置を使用しておりますが、当該装置の計測精度を向上させるためには、模擬微粒子は単一の物質で構成されている必要がございます。(物質が異なると光の屈折率が異なるため) そのため、今回はJISにも記載されている物質であるFe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> およびTiO <sub>2</sub> を単一で用いて試験を実施しております。なお、Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> やTiO <sub>2</sub> は、フィルタベントに流入する微粒子として想定しているCsIやCsOHと密度が近いことから、流体中の挙動も近いと考えられます。  また、PSLは密度が1g/cm <sup>3</sup> の粒子径が均一な粒子(『粒子径標準粒子』と呼ばれている)であり、微粒子計測装置の校正にも用いられる非常に精度の高い粒子です。『JIS B 9921(1997)光散乱式自動計測器』にも、装置の試験用粒子として用いている記載がございます。	5/22 中島座長
2. FVの事故シナリオ	(1) フィルター付きベントのシミュレーションプログラムについて説明してください。3次元熱流体解析ソフトだと思われそうですが、こうしたソフトは今、開発途上だと思えます。実験結果をもとに、プログラムの改良と解析が進められなければなりません。原子力発電所のフィルター付きベント装置は巨大でかつ複雑な構造です。その上、それより更に巨大な格納容器に接続しています。そのような原子炉からベント装置にいたる3次元熱流体の挙動を正確に解析できるシミュレーションソフトとはどのようなものでしょうか？また、それを解析できるスパコンとはどのようなものでしょうか？	・フィルタベント装置本体については、流動解析は実施せず、実機スケールモデルを用いたDF性能試験を実施することで、性能を確認しております。 ・原子炉からフィルタベントに至る放射性物質の量を計算するため、MAAPというシビアアクシデント総合解析コードを用いて解析を行っております。 ・MAAPは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードです。炉心損傷後の原子炉内及び格納容器内を一次系、ドライウェル、ウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破損、炉心損傷、溶融炉心移行挙動と冷却性、水素と水蒸気の生成、コア・コンクリート反応、格納容器内過圧・過温、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能です。なお、MAAPは汎用のパソコンで解析を実施することが可能です。	2/11 確認

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(2) フィルタベントをするための判断、何のためにするのか、どういう条件でベントを行うのか、説明して欲しい。	格納容器が損傷し、直接漏えいすることになると、環境への影響が非常に大きくなるため、格納容器が破損して破損口から放射性物質の大量放出することを防止し、環境影響を最小限に留めるために、発電所長が責任をもってベントに踏み切ることが重要であると考えています。使用時の条件としては、格納容器の最高使用圧力の2倍、温度としては200℃を条件と見えています。なお、注水が確保されていない状態ではフィルタベントを実施しても格納容器の過温破損を防止することはできないことから、温度200℃の条件については、200℃になったらフィルタベントを実施するという実施条件という意味ではなく、注水が確保された状態でフィルタベントが有効に機能するための前提条件ということになります。	2/11 議論 5/22 議論
	(2)-1 フィルタベントを実施する事により、格納容器内の熱を逃がす事が出来るが過温破損に対し効果は無いのか。	全く注水が出来ない場合においては、フィルタベントを実施したとしても過温破損を防ぐことはできません。この場合、事故を通じた総放出量の影響についても、何もせずに過温破損するケースと比較して大差ない結果となります。	5/9 追加
	(3) 福島の場合を考えると、格納容器を守るためにベントをすることが大前提ということではあるが、ベント実施以前に建屋の方が水素爆発している。このことをどのように考えているのか。	過去の実験から、格納容器の温度で200℃、あるいは圧力として最高使用圧力(Pd)の2倍を超えた場合に、一番には格納容器のトップフランジ、他に弱いところとして電気ベネトレーションのところが考えています。メカニズムがわかっているので、先ず200℃、2Pdを守ることで、水素も含めた漏えいを押さえしていくことを考えています。従って、この条件でベントすることによって、逆に格納容器の中の水素を排出することになるので、建屋の爆発についてはリスクを大幅に下げられるということになります。また、より保守性を持たせるために、トップフランジのシール材についての改良も進めています。さらに、仮に原子炉建屋に水素が漏えいしてきても、静的触媒式水素再結合器によって漏えいしてきた水素と酸素の再結合が可能です。なお、注水が確保されていない状態では、フィルタベントを実施しても格納容器の過温破損を防止することはできないことから、温度200℃の条件については、200℃になったらフィルタベントを実施するという実施条件という意味ではなく、注水が確保された状態でフィルタベントが有効に機能するための前提条件ということになります。	2/11 議論 5/22 議論
	(4) ドライウエルベントが働かない場合にはどうするのか。	これまで、ウエットウエルのベント、ドライウエルのベントだけでしたが、それぞれのケースにフィルタベントもあるという形になります。フィルタベントを付けることで、従来のドライウエルから直接環境へ放出する経路のベントは手順から外しました。今後はサブプレッションチェンバーを経由してフィルタベント装置を通すベント、ドライウエルからフィルタベント装置を通すベント、サブプレッションチェンバーから直接排気口に導くベントとなります。従って、ドライウエルベントが働かない場合には、サブプレッションチェンバーを経由してフィルタベント装置を通すベントか、サブプレッションチェンバーから直接排気口に導くベントのいずれかによりベントを実施することになります。	2/11 議論 5/22 議論
	(4)-1 コア・コンクリート反応発生時を想定すれば、ドライウエルベントの手順も残すべきではないか。	ドライウエルベントなど格納容器雰囲気を外へ排気する対策は、注水が出来ているという前提のもとで格納容器の過圧破損を防止するものであり、コア・コンクリート反応に対応する設備ではありません。コア・コンクリート反応が継続する場合は、注水による熔融炉心の冷却ができていない状況であるため、格納容器の過温破損を防止するために有効な対策(格納容器下部への注水設備の復旧等)をとり、代替格納容器スプレイによって圧力上昇を抑制します。また、ベントを実施する際には、サブプレッションチェンバーを経由してフィルタベント装置を通すベント、ドライウエルからフィルタベント装置を通すベント、サブプレッションチェンバーから直接排気口に導くベントのいずれかの方法でベントを実施することになります。	5/9 追加
	(5) フィルタベントが失敗すると、シナリオはどうなるのか。	フィルタベントが失敗した場合には従来からのサブプレッションチェンバー経由でフィルタベント装置を通らずに排気筒に導くという経路があります。尚、それに必要なバルブについては、現場で遮へいの外から操作できるように改良しています。	2/11 議論

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	(6) フィルタベントによる放出は、1回の放出という仮定をおいているのか。	フィルタベントを1回開けたら、しばらく開けた状態とするため、1回の放出の仮定としています。その際にどれだけの時間で出ていくのかについては、被ばくに対して有意に影響する希ガスについては最初の1時間くらいの間に出尽くします。このため、希ガスが通過するまでの数時間の間が被ばく上、厳しい状態であると考えています。	2/11 議論
	(7) フィルタベント実施の条件を、格納容器圧力2Pd（最高使用圧力の2倍）到達または、格納容器温度200℃に到達した場合と説明しており、格納容器が過温破損する前にベントするものとするが、なぜそれを否定するのか。	注水が確保されていない状態では、フィルタベントを実施しても格納容器の過温破損を防止することはできないことから、温度200℃の条件については、200℃になったらフィルタベントを実施するという実施条件という意味ではなく、注水が確保された状態でフィルタベントが有効に機能するための前提条件ということになります。	3/28 追加
	(8) 全く注水できない場合において、6時間後にベントした場合と、何もせず7時間後に過温破損した場合とでは、大差がないとしているが、その根拠を示すこと。	<p>全く注水できない場合においては、6時間後にベントしたとしても、過温破損を防ぐことはできません。</p> <p>6時間後ベントケースにおいて、ベント後から格納容器破損前までの間にフィルタベント装置に流入するよう素・セシウムの割合を1とすると、格納容器破損後に破損箇所から流出するよう素・セシウムは500以上となり、総放出量に対するフィルタベントの低減効果は見込めません。（1:500の1に対してDF1000で低減しても、総放出量はほとんど変わりません）</p> <p>また、格納容器破損後は放射性物質の全量が破損箇所から放出されるため、フィルタ装置で低減できず、結果的に何もせずに過温破損した場合と大差ないことになります。  （格納容器が過温破損した場合の破損箇所の大きさについては、福島第一2号機で計測された格納容器圧力降下に相当するように解析上設定された漏えい面積を想定）</p> <p>なお、大LOCA時に何もせずに格納容器過温破損に至る時間については、最新の知見に基づいて再評価した結果、約8時間後、LOCAなしの場合は、約13時間後に（過温ではなく）過圧破損に至ります。</p>	3/28 追加
	(9) 格納容器の温度・圧力上昇による漏えい量の変化について、どのように評価しているのか示すこと。	<p>以下の通り、格納容器に漏えい孔を仮想的に設け、格納容器漏えい率が格納容器内の圧力に依存するものとして評価しております。</p> <p>～1Pd : 0.9Pdで0.4%/dayとなるような漏えい孔を格納容器に仮想的に設け、漏えい率が圧力に依存するものとして評価(0.4%/day: 設計漏えい率)</p> <p>1Pd～2Pd : 2Pdで1.3%/dayとなるような漏えい孔を格納容器に仮想的に設け、漏えい率が圧力に依存するものとして評価(1.3%/day: 設計漏えい率に対して下記のAEC(米国原子力規制委員会NRCの前身)より示されている式を2Pd、200℃に対して適用させた値)</p> <p>AECより示されている式: <math>L = L0 \cdot \sqrt{((Pt - Pa) \cdot Rt \cdot Tt) / ((Pd - Pa) \cdot Rd \cdot Td)}</math>  ここで、L: 事故時の格納容器漏えい率 L0: 設計漏えい率 Pt: 事故時の格納容器内圧力 Pd: 設計圧力  Pa: 格納容器外の圧力 Rt: 事故時の気体定数 Rd: 空気の気体定数 Tt: 事故時の格納容器内温度 Td: 設計格納容器内温度</p>	3/28 追加

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
3. FV設備の運用	(1) FV実施の判断条件について、規制基準適合審査に200℃、2倍と申請しているが、200℃は妥当か。また、どこが200℃なのか。	格納容器温度についてはFV実施の判断条件には入れておりません。格納容器温度上昇で特に影響を受ける部位は、格納容器フランジ部のシール材であり、過去の研究成果から275℃程度を超えると格納容器シール機能に影響が出てくるという知見も得られている。従って、シビアアクシデント時は格納容器シール部の高温劣化を考慮して限界温度を200℃と設定しています。	5/15 追加
	(1)-a PCVフランジ部シール材の改良品における耐性温度の目標値	PCVフランジ部シール材について、現行品よりも事故環境における温度、蒸気、放射線に耐性のある材料の採用検討をしており、確認されたシール性能範囲の中でPCV閉じ込め機能をどこまで強化可能かを検討しております。PCV限界温度である200℃については既に十分なシール性能を確認していますが、更に高温状態である250℃の条件下でもシール性が確認できており、250℃を超える温度に対する裕度についても現在評価しているところです。	5/22 田中委員
	(2) FV実施の判断条件、格納容器最高使用圧力の2倍は妥当か。 アメリカでは1.5倍程度と聞くが2倍の妥当性は何か。	米国では、シビアアクシデント時には、格納容器内の圧力に対して、プラント固有の対策設備の組み合わせによるマネジメントによって圧力を低減すると聞いている。ベントはその手段の一つとなりますが、格納容器の健全性維持を考慮したベントの作動圧力は、プラントの設備の状況やベント設備の設計条件等プラント毎の固有の条件に基づいて定められており、「1.5倍程度」と仰っているのも、いずれかのプラントの条件に基づき定められたものと考えています。  当社についても柏崎刈羽のプラント固有の条件として、「柏崎刈羽6.7号機は耐圧強化ベント設備が既にあり、2Pdに耐える設計であることが確認できていること」、「今回設置するフィルタベント設備も2Pdに耐える設計であること」、「ベント操作が必要な事故条件下において格納容器フランジ部シール材が2Pdで閉じ込め機能確保可能なことが確認できていること」から、FV実施の判断条件として格納容器設計圧力の2倍が妥当と判断しています。	5/15 追加
	(3) 格納容器貫通部シールの温度・圧力・漏えい率の相関はどのようになっているか。	格納容器温度・圧力・漏洩率の相関は2.(9)の説明にある式で表しています。	5/15 追加
	(4) 格納容器からの放射性物質漏えいにより建屋内の線量が上昇するが、漏えい量緩和のため早期にベントすべきではないか。 (福島原子力発電所事故では、原子炉建屋内の線量が高くなったため作業員が入域出来なくなり、事故の進展防止作業ができなかった。) (5/8課題別「イカッション」課題5補足説明資料にて、大LOCAで全注水喪失の場合、格納容器の設計漏えい率(0.4%/日)においても放射性物質が原子炉建屋内に拡散するとしている)	まず、福島第一1号機における事実関係として、3/11の18:35~20:50頃にかけて原子炉建屋内における注水ラインナップを完了しており、建屋内への線量上昇によって6時間以内に事故進展防止作業ができなくなったということはありません。(社内事故調査報告書より)  原子炉建屋内における作業環境評価として、大LOCA発生後に注水ができない非常に厳しい状況下で注水ライン確保のため手動での弁操作を原子炉建屋内で行うことを想定した評価を行ったところ、作業に伴う被ばくは、保守的な仮定をおいても100mSv程度であり、原子炉建屋内での作業は実施可能であることを確認しております。(資料No.1-3 4.5頁参照)  また、水素濃度についても、原子炉建屋に静的触媒式水素再結合器(PAR)を配置しており、仮に格納容器漏えい率が設計漏えい率0.4%/dayを大幅に超過する10%/dayで水素が漏えいしてきたと仮定した状況においても、建屋内の水素濃度は可燃限界である4%以下に維持することが可能となっています。  以上の事実関係および評価結果より、地域住民の方々の避難時間と被ばくへの影響を考慮し、原子炉建屋内の線量上昇の緩和を目的として、早期ベントを行うようなことはありません。	5/15 追加

質問		東京電力の説明	確認状況
大項目	小項目		
	<p>(4)-a 原子炉建屋内における作業環境評価（資料No. 1-3 P. 5）の事故後経過時間と線量率の関係図における2時間後付近のピークが鋭すぎる。</p> <p>希ガスの放出量と減衰の関係から、このようなピークとなることを説明して欲しい。</p>	<p>平成26年度第2回 資料No.3-2参照</p>	<p>5/22 鈴木委員</p>
	<p>(4)-1 建屋内の線量が高くなり立入出来ない場合、長年に渡り事故対応に支障を生じないか。支障の出る作業は具体的に何か。</p>	<p>・福島第一号機の実績から、当時の厳しい環境下においても、注水ラインナップ作業は実施できていたこと。 ・大LOCA後に注水ができないような非常に厳しい想定での評価を行った結果、作業に伴う被ばく量が許容範囲内であることを確認していること。 ・さらに、柏崎刈羽においては、福島第一の経験を踏まえたSBO時の現場対応手順の整備と、対応訓練を継続して実施しており、短時間で作業を実施できるように準備していること。</p> <p>以上により、事故対応に支障は出ないと考えております。</p>	<p>5/15 追加</p>
	<p>(4)-2 RCICタービン軸受けからの漏えいを含めた格納容器外への放射性物質の漏えいについて、早期にベントした場合としない場合の影響について評価すること。 (NHKスペシャルでは、RCICの蒸気タービン軸封部から時間あたり50kgの蒸気が漏れ出すとしている)</p>	<p>まず、福島第一2号機における事実関係として、軸封部からの蒸気が外部に漏れることを防ぐ設備であるバロメトリック・コンデンサが直流電源喪失により停止した後、地震発生後約12時間後に運転員がRCICの状態確認のためにRCIC室に入室できており、その後も3/13に計器確認のため原子炉建屋に入域できていたことから、タービン軸封部からの大量の蒸気漏えいはなかったものと考えております。（社内事故調査報告書より） 当社の検討では、当時の原子炉圧力の上昇挙動を考慮すると、タービンへの蒸気を供給する止め弁が閉まったと考えられることから、3/14にRCICによる注水が止まった後はRCICタービンへ蒸気そのものが供給されておらず、やはりこの漏えい経路を通じて原子炉建屋に大量の蒸気が漏れ出すことはなかったものと考えております。</p> <p>また、全く注水できずに早期に格納容器破損に至るようなシビアアクシデント評価の場合、そもそもRCIC機能喪失を前提としており、RCICタービンには蒸気が供給されないため、RCICタービン軸受けからの蒸気漏えいについては考慮する必要はありません。 (反対に、RCICに蒸気が供給されている場合には、原子炉注水ができていないため炉心損傷に至らず、炉心損傷後のベントをすることにはなりません。)</p> <p>格納容器からの漏えいを考慮した作業性の評価については、(4),(4)-1でお示した通りであり、原子炉建屋内の線量上昇の緩和を目的として、早期ベントを行うようなことはありません。</p>	<p>5/15 追加</p>
	<p>(4)-3 早期にベントすると放出する希ガスの量が増えると考えられる。放出時間と希ガスの放出量の相関を示すこと。</p>	<p>想定すべき放出時間が確定した時点で、その条件での放出量を提示します。</p>	<p>5/15 追加</p>
	<p>(5) FVは具体的にどのような手順で実施するのか。</p>	<p>格納容器ベント操作の前に、原子炉建屋への回り込みを防止するために非常用ガス処理系の停止及び隔離を実施します。次に格納容器ベント準備として、①一次隔離弁及び②フィルタ装置入口弁を開きます。中央制御室による遠隔操作ができない場合は、現場での操作で開きます。 格納容器ベント実施指示により、③二次隔離弁を開操作し格納容器ベントを実施します。中央制御室による遠隔操作ができない場合は、現場で遮へいの外からの操作で開きます。（資料No.1-3 6頁参照）</p>	<p>5/15 追加</p>