

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備及び有効性評価 審査会合における指摘事項の回答

令和元年5月30日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1. はじめに
2. 審査会合での指摘事項に対する回答

1. はじめに

- 重大事故等対処設備のうち原子炉格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)及び水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備については、第699回審査会合(平成31年4月4日)において、指摘事項について回答を行っている。
- 有効性評価のうち格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策については、第708回審査会合(平成31年4月23日)において、指摘事項について回答を行っている。
- 本日は、第699回及び第708回審査会合の指摘事項について回答を行う。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(1/6)

(1) 指摘事項

フィルタ装置3台設置による性能への影響について考慮すべき事項とそれを踏まえた対策の妥当性について、網羅的に整理して提示すること。また、VENTガス流量比の差に関する設計目標値について、VENTガス流量にばらつきが発生した場合に生じるおそれのある影響項目との関係を踏まえ、設定の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

【前回(第699回)審査会合の回答抜粋】

- 原子炉格納容器フィルタVENT系は、格納容器から排出されたVENTガスが、フィルタ装置の上流で分岐し3台のフィルタ装置へ流入、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、フィルタ装置下流にて合流し、大気へ放出する設計としている。図1にフィルタ装置周りの系統概要図を示す。
- フィルタ装置3台を設置するため、VENTガスの分岐及び合流を行う必要があるが、フィルタ装置1台当たりのVENTガス流量にばらつきが発生した場合には、所定の性能を発揮することができない可能性がある。
- このため、フィルタ装置1台当たりのVENTガス流量を同等とすることで所定の性能を発揮することが可能な設計としている。
- VENTガス流量のばらつきによる影響を防止するため、配管の圧力損失の差を小さくするような配管ルートとしており、想定している運転範囲においてベンチュリノズルにおけるガス流速が一定以上となるようにVENTガス流量比の差を□□%以内とすることを設計目標としている。
- フィルタ装置入口配管の分岐部から各フィルタ装置までの圧力損失とVENTガス流量を評価した結果、フィルタ装置の入口流量比の差は□□%であり、VENTガス流量のばらつきによる影響がないことを確認した。また、フィルタ装置出口配管については、フィルタ装置内の流量制限オリフィスにより□□となる設計としていることから流量は同等となる。



図1 フィルタ装置周りの系統概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタVENT系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(2/6)

【設計目標の考え方】

- フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去は、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタの組合せにより行う設計としている。このうちベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去は、慣性衝突効果によるものが支配的である。慣性衝突効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、ベントガス流速が早い程大きくなる傾向がある。そのため、ベンチュリノズルの流速(流量)を一定(メーカーが定める値)以上にすることが必要であることから、ベントガス流量比の差を□%以内に設定している。

【流量のばらつきによる影響】

- 台数による影響を網羅的に確認するため、設計方針で示した事項からフィルタ装置3台を設置する場合の考慮事項を抽出した(P7:表1)。フィルタ装置1台当たりのベントガス流量にばらつきが発生した場合には、抽出した以下の影響により所定の性能を発揮することができない可能性がある。
 - (1) 想定している運転範囲からの逸脱
除去性能検証試験で確認された試験範囲から逸脱し、所定の性能が発揮できない可能性
 - (2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞
流量が大きくなったフィルタ装置に流入するエアロゾル量が増加し、金属繊維フィルタの閉塞及びドレン配管の閉塞が発生する可能性
 - (3) 格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液のpHの異常低下
流量が大きくなったフィルタ装置に流入する酸の量が増加し、スクラバ溶液のpHが異常に低下する可能性
 - (4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下
流量が大きくなったフィルタ装置に流入する放射性物質が多くなり、放射性物質の崩壊熱が大きくなることでスクラバ溶液が異常に低下する可能性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(3/6)

【設計目標の妥当性】

➤ ベントガス流量のばらつきが設計目標である□%となった場合の影響について評価を行い、所定の性能に影響がないことを確認している。

(1) 想定している運転範囲からの逸脱

・図2～図4に示すとおり、流量に□%のばらつきが発生した場合においても、金属繊維フィルタ、ベンチュリノズル及び放射性よう素フィルタの除去係数は、所定の性能を満足していることから、運転範囲への影響はない。



図2 ベンチュリノズルの速度に対するフィルタ装置の除去係数



図3 金属繊維フィルタの速度に対するフィルタ装置の除去係数



図4 JAVA PLUS 試験結果(実機条件補正)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響, 別紙26 除去性能検証試験結果の適用性

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(4/6)

【設計目標の妥当性】

(2) エアロゾルによる金属繊維フィルタ及びドレン配管の閉塞

《金属繊維フィルタ》

- ・想定するエアロゾル量(150kg)がフィルタ装置に均等に流入した場合の金属繊維フィルタへの移行量は \square g/m²
- ・ベントガス流量が \square %増加した場合においてもその移行量は \square
- ・金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量 \square g/m²に対して小さいため閉塞は生じない

《ドレン配管》

- ・想定するエアロゾル量(150kg)がフィルタ装置に均等に流入した場合のフィルタ装置1台当たりのエアロゾル蓄積量は \square mm³
- ・ベントガス流量が \square %増加した場合の蓄積量は \square
- ・ドレン配管(排水配管)吸込部(液相部連通管)までの容積 \square mm³に対して小さいため閉塞は生じない

(3) 格納容器内で発生した酸によるスクラバ溶液のpHの異常低下

- ・保守的に格納容器内で発生した酸(\square mol)が全てフィルタ装置へ移行した場合を想定し、スクラバ溶液をアルカリ性に保つための待機時の \square は余裕をみて \square mol
- ・ベントガス流量が \square %増加した場合のフィルタ装置1台当たりの酸の移行量は、 \square
- ・待機時のフィルタ装置1台当たりの \square より小さいためスクラバ溶液のpHへの影響はない

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱による水量の異常低下

- ・ベントガス流量が \square %増加した場合に、一部のフィルタ装置に流入する放射性物質が多くなるため、その崩壊熱により一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の蒸発量は増加する。一方、他のフィルタ装置では流入する放射性物質が少なくなるためスクラバ溶液の蒸発量は減少することになり、3台のフィルタ装置全体とした場合における蒸発量はベントガス流量が同等の場合と同様であり、水量の低下への影響はない
- ・また、連通管によりスクラバ溶液の水位は均一となる設計としているため、水量の低下への影響はない

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響, 別紙16 粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞, 別紙25
スクラバ溶液のpH管理

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(5/6)

- ・原子炉格納容器フィルタベント系の設計方針で示した事項について、フィルタ装置を3台並列に設置する場合の影響を評価し、原子炉格納容器フィルタベント系の性能に影響がないことを確認している。

表1 設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果(1/2)

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		対応方針及び影響評価結果	
		設計要求事項	
排気容量 (ベントガス 流量)	フィルタ装置1台当たりのベントガス流量に差がでることによって運転範囲(ベントガス流量)から逸脱する可能性がある。	・フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする	・ベントガス流量を同等とする設計としているため、各フィルタ装置においてベントガス流量が運転範囲内に収まることから排気容量への影響はない。
閉塞防止	エアロゾルはベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり一部の金属繊維フィルタ及び液相部のドレン配管(排水配管)が閉塞する可能性がある。	・フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする	・ベントガス流量を同等とする設計としているため各フィルタ装置へエアロゾルが均等に流入する。金属繊維フィルタへ移行するエアロゾル量は金属繊維フィルタの許容負荷量に対して小さいことを確認しており金属繊維フィルタの閉塞防止への影響はない。また、フィルタ装置底部へのエアロゾルの蓄積により、液相部のドレン配管(排水配管)が閉塞しないことを確認しており液相部のドレン配管(排水配管)の閉塞防止への影響はない。
放射性物質 の捕集及び 保持	フィルタ装置1台当たりのベントガス流量に差がでることによって各フィルタ部におけるフィルタ性能を発揮できる運転範囲(ベントガス流量及び過熱度)から逸脱する可能性がある。	・フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする	・ベントガス流量を同等とする設計としているため、各フィルタ装置においてベントガス流量が運転範囲内に収まることから放射性物質の捕集及び保持への影響はない。
水量の確保	放射性物質はベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり、捕集した放射性物質の崩壊熱により一部のフィルタ装置のスクラバ溶液の水量が下がる可能性がある。	・フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする ・連通管を設置する	・ベントガス流量を同等とする設計としているため各フィルタ装置へ放射性物質が均等に流入する。また、各フィルタ装置の液相部及び気相部をそれぞれ連通管で接続する設計としているため各フィルタ装置の水位が等しくなる設計としていることから水量の確保への影響はない。 ・外部接続口からフィルタ装置それぞれに対して水を補給可能な構成としており各フィルタ装置のスクラバ溶液の水位を監視可能とするため、各フィルタ装置に水位計を設置することから水量の確保への影響はない。
水質	格納容器内で発生した酸はベントガス流量が大きいフィルタ装置へ多く流入することになり、一部のフィルタ装置のスクラバ溶液のpHが下がる可能性がある。	・フィルタ装置1台当たりのベントガス流量を同等とする	・待機時においては、各フィルタ装置のスクラバ溶液は、十分な量の薬液を保有しており、定期的にスクラバ溶液の薬液濃度を確認することから水質への影響はない。 ・ベント時においては、ベントガス流量を同等とする設計としているため各フィルタ装置へ酸が均等に流入する。また、外部接続口からフィルタ装置それぞれに対して薬液が補給可能な構成としていることから水質への影響はない。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)(6/6)

表1 設計方針における台数による考慮事項と影響評価結果(2/2)

フィルタ装置を3台並列に設置する場合の考慮事項		設計要求事項	対応方針及び影響評価結果
放出高さ	放出口の高さは、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
水素爆発の防止	可搬型窒素ガス供給装置等により窒素置換が可能なため台数による影響なし。	-	-
他への悪影響防止	他系統とは弁により隔離しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性、位置的分散	全てのフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
操作の確実性	ベントの操作に必要な隔離弁は、フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
補助操作	ベント後可能な限り運転員等の操作が不要となるようスクラバ溶液の水量を設定しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
熔融炉心及び水没による悪影響防止	格納容器の接続位置は、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
作業員被ばく低減	全てのフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置しているため、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
水素及び放射性物質濃度の監視	フィルタ装置出口配管の合流部より下流側に水素濃度計及び放射線モニタを設置することから、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
環境条件	環境条件は、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-
試験又は検査	全てのフィルタ装置で点検を行える必要があるが、全てのフィルタ装置にマンホールを設置していることから、フィルタ装置の台数による影響なし。	-	-

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.2)(1/2)

(1) 指摘事項

ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するために、各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続しているが、この連通管の役割や役割を踏まえた配管径の設定の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

【連通管の設置目的(役割)】

a. ベントガス流量のばらつきによる影響防止

- 液相部の連通管は、各フィルタ装置の水位を同等とすること
- 気相部の連通管は、各フィルタ装置気相部の圧力を同等にすることで各フィルタ装置の水位を同等とすること

b. スクラバ溶液の排水

- 液相部の連通管は、ベント終了後の放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送すること

【配管径の適切性(a. ベントガス流量のばらつきによる影響防止及びb. スクラバ溶液の排水)】

- プラントに設置する配管の口径は、圧力損失が増え最高使用圧力を増加させることがないように、また、浸食、配管振動を生じさせないように、配管内流速を表2に示す目安以下に抑えることを考慮して選定している。フィルタ装置の液相部及び気相部の連通管においても配管内流速を考慮し50Aと設定している。

表2 配管内流速の目安

流体の種類		用途	配管内流速の目安
液体	水	短期運転系	10m/s
気体	低圧(排気)蒸気	—	80m/s

【配管径の適切性(a. ベントガス流量のばらつきによる影響防止)】

- スクラバ溶液はベントに伴い、蒸気凝縮、捕集された放射性物質の発熱による蒸発等により増減するが、液相部の連通管によりスクラバ溶液が移動し、移動したスクラバ溶液と同等量のベントガス等が気相部の連通管を流れることで、スクラバ溶液の水位は同等となる。この際、フィルタ装置の気相部の圧力は同等となる。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.2) (2/2)

- 仮に、何らかの要因によりフィルタ装置に水位差が発生した場合の連通管の配管内流速について、2台のフィルタ装置とそれらを接続する連通管をモデル(図5)として、液相部の連通管の配管内流速 v を、以下の式に基づき計算する。

$$\Delta h = \lambda \frac{L v^2}{D 2g} \quad (\text{参考図書: 機械工学便覧})$$

- Δh : 圧力損失(初期水位差 z : m)
 λ : 管摩擦係数()
 L : 連通管の長さ(m)
 D : 連通管内径(m)
 v : 配管内流速(m/s)
 g : 重力加速度(9.80665m/s²)

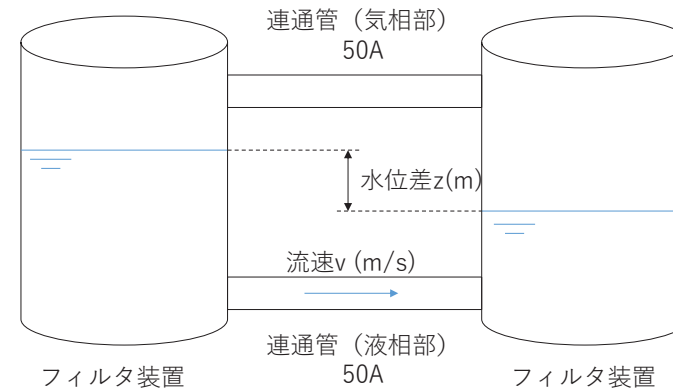


図5 評価モデル図

- フィルタ装置の初期水位差 Δh をmとした場合の液相部の連通管の配管内流速は約m/sであり、配管内流速の目安10m/s以下であることを確認した。また、気相部の連通管は、液相部の連通管を流れる流量と同等のベントガスが流れるため、気相部の連通管の配管内流速は約m/sとなり、配管内流速の目安80m/s以下であることを確認した。
- 気相部の連通管は、気相部の圧力を均一にするために蒸気が流れることから、エアロゾルにより閉塞しないようにする必要があるので、エアロゾルは数 μm であり、配管口径が50A(内径49.5mm)であれば閉塞はしない。

【配管径の適切性(b. スクラバ溶液の排水)】

- ベント終了後のスクラバ溶液は、にサプレッションチェンバへ移送する設計としており、このときの配管内流速は約m/sであり、配管内流速の目安10m/s以下であるため配管口径50Aで問題ないことを確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.3)

(1) 指摘事項

フィルタ装置間に水位差が生じた場合に、液面振動が発生し共振などによりフィルタ装置に悪影響を与えないことを整理して提示すること。

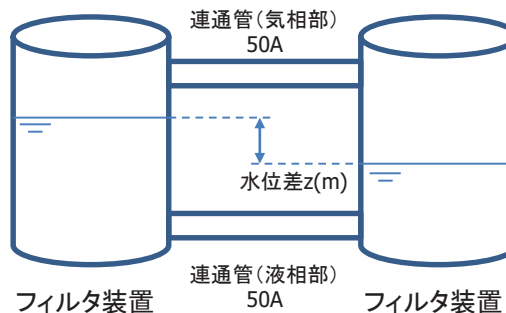
(2) 回答

- 原子炉格納容器フィルタベント系は、ベントガス流量を同等とする設計及び3台のフィルタ装置を連通管で接続する設計とすることでスクラバ溶液の水位が等しくなることから、スクラバ溶液の水位差が生じることは考えにくい。
- 仮に、何らかの要因によりフィルタ装置に水位差が発生した場合の液面振動について、2台のフィルタ装置とそれらを接続する連通管をモデル(図6)として、液面振動の水位差 z と固有周期 f_u を、以下の式に基づき計算。

$$\frac{dz}{dt} = \frac{\sqrt{2}n}{m} \sqrt{mz + 1 - (mz_0 + 1) \exp\{m(z - z_0)\}} \quad , \quad f_u = \frac{n}{2\pi} \quad (\text{参考図書: 機械工学便覧})$$

$$\text{ここで } m = \frac{2gcF_1F_2}{lf(F_1+F_2)} \quad , \quad n = \sqrt{\frac{gf(F_1+F_2)}{lF_1F_2}}$$

- フィルタ装置の初期水位差 z_0 を とした場合の液面振動の最大振幅は約 であり、液面振動による影響はない。
- 液面振動の固有振動数 f_u は Hz未満であり、剛構造であるフィルタ装置の固有振動数(20Hz以上)に対し十分小さいことから共振することはない。



F_1, F_2 : フィルタ装置1台の断面積
 c : 連通管の摩擦抵抗係数
 f : 連通管の断面積
 l : 連通管の長さ
 g : 重力加速度
 z : 水位差
 z_0 : 初期水位差
 f_u : 固有振動数

図6 評価モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(原子炉格納容器フィルタベント系)について
別紙5 フィルタ装置の台数の違いによる影響

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4)

(1) 指摘事項

格納容器ベント実施中におけるスクラバ溶液の水位低下の検知の実効性を整理して提示すること。

(2) 回答

フィルタ装置内のスクラバ溶液はベント開始後7日間は補給不要であるが、水位が低下した場合、水及び薬液補給を実施しフィルタ装置の除去性能を確保する必要があるため、ベント継続中はフィルタ装置の水位を監視する運用としている。具体的な監視方法等については以下のとおり。

- フィルタ装置水位は、ベント継続中に運転員が監視するパラメータの1つとして設定しており、中央制御室制御盤にて監視する。また、炉心損傷後ベント実施時、運転員は中央制御室待避所へ待避するが、待避期間においても中央制御室待避所及び緊急時対策所に設置されている安全パラメータ表示システム(SPDS)によりフィルタ装置水位を監視可能である。
- ベント実施後は、スクラバ溶液に捕集された放射性物質の発熱等による蒸発に伴いフィルタ装置水位は低下するが、運転員による継続的な監視により水位の低下を検知する。
- なお、運転員による監視の補助として、フィルタ装置の水位低下に関する警報を中央制御室制御盤に設置する。

以上のとおり、フィルタ装置水位については、運転員が中央制御室制御盤にて継続的に監視を行うことから、フィルタ装置の水位低下の検知は可能である。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(1/2)

(1) 指摘事項

格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出のための格納容器ベントの実施基準の考え方について、有効性評価の水素燃焼シーケンスにおける格納容器内の酸素ガス濃度や水蒸気濃度の挙動との関係を踏まえて整理して提示すること。

(2) 回答

原子炉格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出(以下「水素及び酸素排出」という。), 可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給(以下「窒素供給」という。)の判断基準並びに有効性評価の事象進展と手順の関係を以下に示す。

a. 水素及び酸素排出の判断基準について

- ・格納容器破損モード「水素燃焼」において、事象初期にドライ条件の酸素濃度が水素及び酸素排出の判断基準を超過することを踏まえ、判断基準をより明確にする観点から水素及び酸素排出判断基準にウェット条件の酸素濃度を追加した。判断基準の概要を表3に示す。
- ・ドライ条件が4.0vol%以上において、ウェット条件で1.5vol%未満の場合は、ドライ条件とウェット条件に有意な差があることから、LOCA後のブローダウン等により水蒸気の濃度がほぼ100%となっている状態であると判断し、水素及び酸素の排出操作は行わない。なお、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%、ウェット条件で1.5vol%未満の場合、水蒸気濃度は65vol%以上であり、図7で示された可燃領域又は爆轟領域と重ならないため、水素燃焼は発生しない。

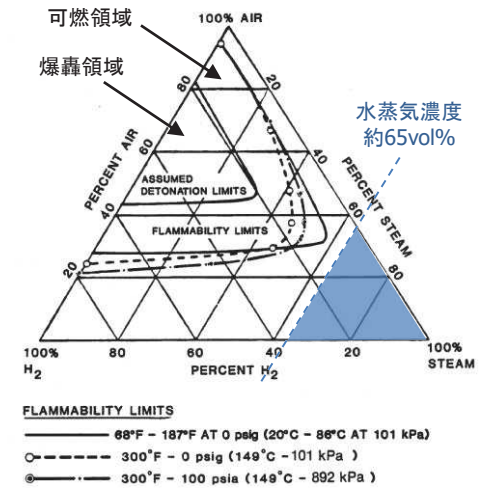


図7 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界^[1]

表3 水素及び酸素排出判断基準の概要

対応手段	判断基準※1		
		変更前	変更後
水素及び酸素排出	準備	ドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合	ドライ条件の酸素濃度が4.0vol% 及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol% に到達した場合
	排出	ドライ条件の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合	ドライ条件の酸素濃度が4.3vol% 及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol% に到達した場合

なお、ドライ条件が4.0vol%以上において、ウェット条件が1.5vol%未満の場合※2は、代替循環冷却系又は残留熱除去系により格納容器内へスプレイを実施しガスの混合を促進させる。

※1 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による制御ができない場合

※2 この状態では、LOCA後のブローダウン等によりサブプレッションチェンバ側にほぼすべての非凝縮性ガスが移行している状態であり、ドライウェル側の気体組成はほぼ100%が水蒸気なので水素燃焼は起こりにくい状態であるが、サブプレッションチェンバ側に非凝縮性ガスがたまっているため、混合を促進し、ドライウェル及びサブプレッションチェンバに非凝縮性ガスを分散させる操作を行う

[1] Camp, A. L. et al, "Light Water Reactor Hydrogen Manual", NUREG/CR-2726(1983)

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(2/2)

b. 窒素供給の判断基準について

- 「a. 水素及び酸素排出」と同様、事象初期にドライ条件の酸素濃度が判断基準を超過することを踏まえ、判断基準をより明確にする観点から窒素供給判断基準に格納容器内の除熱を開始後に実施することを明記した。判断基準の概要を表4に示す。

表4 窒素供給判断基準の概要

対応手段		判断基準※1	
		変更前	変更後
窒素供給	準備※2	ドライ条件の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合	変更なし
	供給	ドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合	格納容器内の除熱を開始した場合※3において、 ドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合

※1 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による制御ができない場合

※2 可搬型窒素ガス供給装置は、ベント停止後に必要な設備として残留熱除去系による除熱機能喪失でも準備を行う

※3 代替循環冷却系又は残留熱除去による除熱を開始した場合

c. 有効性評価における事象進展と手順の関係について

- 格納容器破損モード「水素燃焼」における事象進展(G値を設計基準事故ベースとした場合の感度解析)と変更後の手順の関係を表5に示す。

表5 格納容器破損モード「水素燃焼」における事象進展(感度解析)と手順の関係

経過時間	手順の考え方
事象発生～約23時間後	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内雰囲気酸素濃度が使用できないため、推定手段を用いて酸素濃度を確認 ウェット条件の酸素濃度が水素及び酸素排出の判断基準に到達していないことを確認 格納容器内の除熱機能が喪失しているため、窒素供給基準が成立していないことを確認
約23時間後～	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内雰囲気酸素濃度を用いて格納容器内の酸素濃度を確認 ウェット条件の酸素濃度が水素及び酸素排出の判断基準に到達していないことを確認 代替循環冷却系による格納容器内の除熱に着手しガスの混合を促進
約48時間後	<ul style="list-style-type: none"> ドライ条件の酸素濃度が4.0vol%に到達するため窒素供給を開始 ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達しているため水素及び酸素排出の準備を開始

以上のとおり、有効性評価における対応は、水素及び酸素排出等の判断基準と整合している。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)(1/2)

(1) 指摘事項

重大事故時に発生が想定される微量の不純物(有機物や酸性ガス等)が、静的触媒式水素再結合装置(PAR)に与える影響を整理して提示すること。

(2) 回答

- よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等によるパラジウム触媒への被毒については、EPRI(米国電力研究所)によって発行された文献に示されており、Southern Nuclear Engineering(SNE)の試験において、プラントで一般的に使用される化学物質(有機溶剤、機械油等)及び核分裂生成物(ハロゲンを除く)が水素除去効率へ及ぼす影響を評価している。

SNEの試験で確認した化学物質を表6、試験条件を表7、試験装置概要を図8、試験結果を図9に示す。

- SNE試験の結果を基に、化学物質等による被毒について、原子炉格納容器から原子炉建屋内への漏えいを想定し、ガス及び揮発性の高い液体がパラジウム触媒に与える影響を確認する。

表6 試験で確認した化学物質

Table content is missing from the image

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添資料-3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について
 参考資料2 重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)(2/2)

- 図9より水素除去効率の低下は□%未満であり、よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等はパラジウム触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないと考えられる。
- 化学物質のうち一酸化炭素を想定した場合、女川原子力発電所2号炉において、MCCIにより発生する一酸化炭素の全量がオペレーティングフロアに存在すると仮定してもオペレーティングフロアの一酸化炭素濃度は□ kg/m³程度であり、SNE試験条件の□ kg/m³に比べて十分に低い濃度であることが確認された。また、PARの台数は、反応阻害ファクターとして保守的に0.5(50%の性能低下)を考慮して算出している。

表2 試験条件

入口温度	
入口水素濃度	
入口流量	
触媒の種類	
触媒寸法	
化学物質濃度	
試験時間	

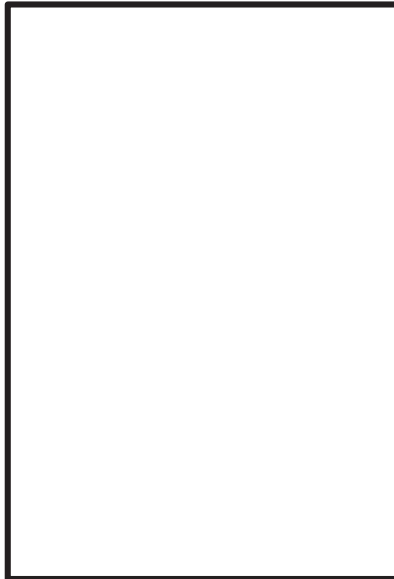


図8 試験装置概要



図9 ガス及び揮発性の高い液体による水素除去効率への影響

参考図書

EPRI ALWR Program (May 22, 1997) EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs

別添資料-3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について
参考資料2 重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.7)

(1) 指摘事項

原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧のタイミングに関する感度解析について、各減圧タイミングによる事象進展において、原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力が2.0MPa以下に低減されていること提示すること。

(2) 回答

- 原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧のタイミングを決定するため、原子炉水位が「原子炉水位低(レベル1)」に到達してから10分、20分、30分、35分、40分、50分後のそれぞれのタイミングで原子炉減圧する場合の評価を実施している。
- 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策の有効性評価における評価項目では、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力が2.0MPa[gage]以下に低減されていることを確認することから、それぞれの減圧タイミングにおける原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を評価した。
- 評価結果を表8に示す。評価結果より、原子炉減圧のタイミングが原子炉水位低(レベル1)から40分後以降の場合は水素発生量が大きくなることから原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力が大きくなるものの、いずれのタイミングで減圧した場合においても、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。

表8 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果(逃がし安全弁2個の場合)

原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ (分)	原子炉水位(燃料域) の目安	水素発生量 (168時間後) (kg)	原子炉圧力容器 破損時間 (時間)	原子炉圧力容器破損時 の原子炉圧力 (MPa[gage])
10	BAF+82%	519	4.2	0.1
20	BAF+38%	513	4.2	0.1
30	BAF+18%	514	4.0	0.1
35	BAF+14%	515	4.3	0.1
40	BAF+11%	686	4.1	0.2
50	BAF+04%	833	3.8	0.2