

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-81 (改訂2)
提出年月日	令和2年8月3日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

保安規定第48条（格納容器内の酸素濃度） の変更について

令和2年8月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. はじめに
2. 格納容器内の窒素置換による火災防護対策について
3. 格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼リスク低減対策について
4. 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等時の措置について

添付資料－ 1

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における原子炉格納容器内の火災防護について

添付資料－ 2

格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

1. はじめに

保安規定第 48 条（格納容器内の酸素濃度）は，原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の健全性を確保するため，原子炉格納容器内の酸素濃度を可燃性ガス濃度に関する解析条件以下に維持し，維持基準を満たすことができない場合に適切な措置を講じることを目的としている。

【運転上の制限の考え方（従来）】

原子炉の状態が運転において，原子炉冷却材喪失事故が発生し可燃性ガスが発生しても，第 47 条（可燃性ガス濃度制御系（2 系列が動作可能であること））と相まって，原子炉格納容器内の酸素又は水素の濃度のいずれかが，それぞれ 5%又は 4%以下であることを維持するため，格納容器内の酸素濃度が解析条件の 3.5%以下であることを運転上の制限としている。

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉については新規制基準により，上記の目的のほか，格納容器内の酸素濃度に係る以下の運用事項をふまえ，保安規定を変更する。

- ・ 格納容器内の窒素置換による火災防護対策
- ・ 格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼リスク低減対策
- ・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認等時の措置

2. 格納容器内の窒素置換による火災防護対策について

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の原子炉格納容器内は、プラント運転中については、窒素ガスが封入され雰囲気が不活性化されていることから、火災の発生は想定されない。

一方で、窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが、わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ、火災防護対策を実施する。

原子炉格納容器内の窒素ガス置換（窒素ガス封入・排出）は、プラント起動時及びプラント停止時において以下のとおり実施される。

【プラント起動時】

- ・ 制御棒引き抜き（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）
- ・ 出力上昇・起動試験・出力低下・制御棒全挿入（原子炉の高温停止状態へ移行）
- ・ 原子炉格納容器内点検
- ・ 窒素ガス封入
- ・ 制御棒引き抜き・出力上昇（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）

【プラント停止時】

- ・ 制御棒挿入・出力低下
- ・ 高温停止状態へ移行
- ・ 低温停止状態へ移行
- ・ 窒素ガス排出

なお、起動時のプラント状態について火災防護の観点から以下のように分類する。(図 1)

- ① 原子炉の低温停止（制御棒引き抜きまで）
- ② 起動中（窒素ガス封入前）（制御棒引き抜きから窒素ガス封入前まで）
- ③ 起動及び運転（窒素ガス封入期間）（窒素ガス封入以降）

火災の発生リスクを低減するためには、原子炉の起動時において窒素ガス置換されない期間をできるだけ少なくすることが有効である。このため、原子炉起動時は原子炉格納容器内点検（以下、「ドライウェル点検」という。）が終了した後、速やかに原子炉格納容器内の窒素ガス封入作業（窒素ガス置換～加圧）を行い、原子炉の停止時においては、低温停止到達後に窒素ガス排出を行う。

従来は原子炉の状態が「運転」において運転上の制限が適用されているが、上記の火災防護対策をふまえ、原子炉の状態が「運転」、「起動」及び「高温停止」において運転上の制限を適用することに変更する。また、ドライウェル点検を実施する場合は、窒素ガス封

入作業を考慮し、ドライウェル点検後の原子炉の状態が「起動」となるまでの期間は運転上の制限を適用しないこととする。

【保安規定記載事項】

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度は、表4-8-1で定める事項を運転上の制限とする。
 ただし、原子炉の起動時にドライウェル点検を実施する場合は、ドライウェル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。

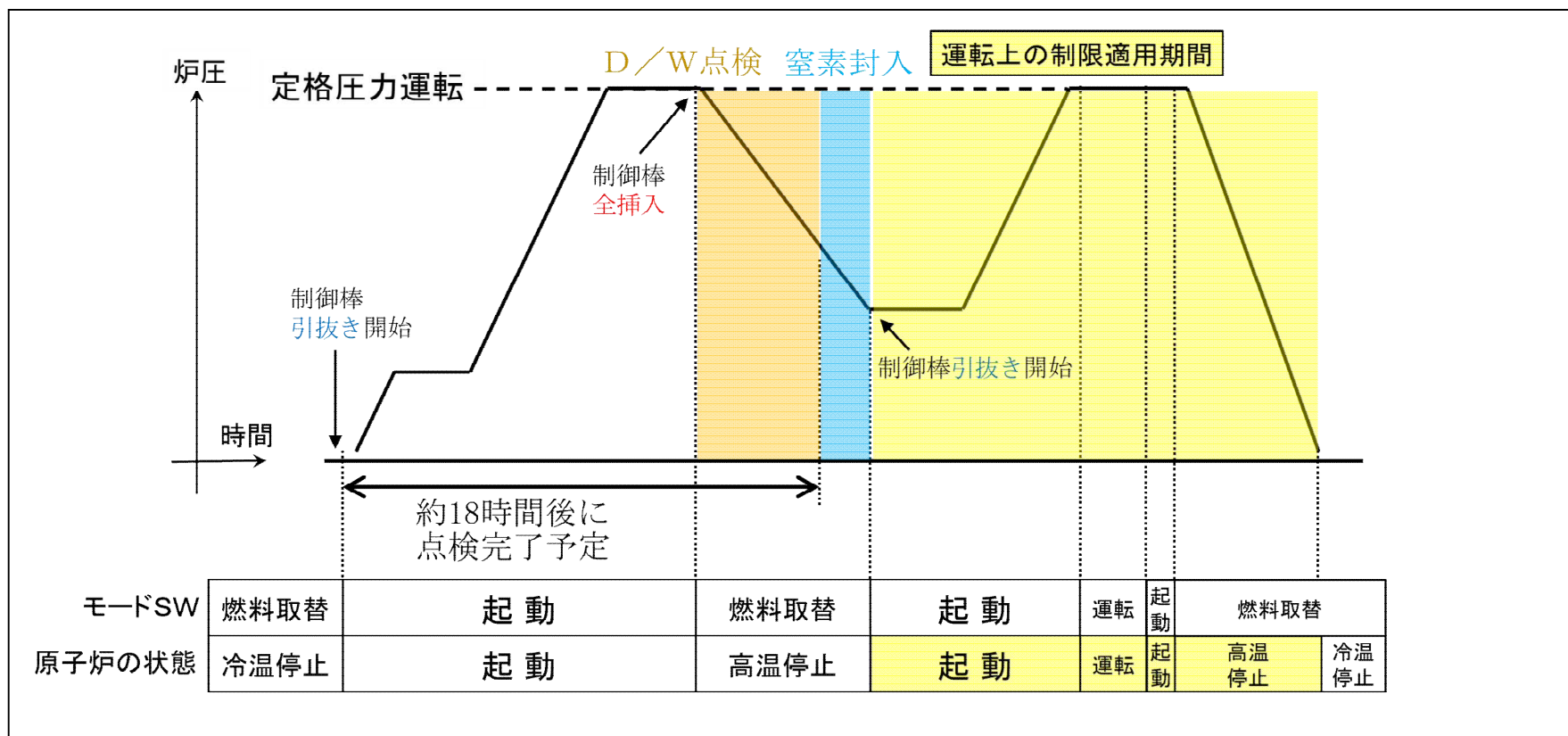


図1 火災発生リスクの低減を考慮した原子炉の運転サイクル

3. 格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼リスク低減対策について

格納容器圧力逃がし装置には、重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては、水の放射線分解、ならびに燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素がある。

格納容器圧力逃がし装置系統内で水素が燃焼すると、格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に、ベント開始直後においては、系統内が冷えた状態となっているため、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで、ベントガス中の水素濃度が上昇し、系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

そのため、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクについて確認を行っており、可燃性ガス濃度制御系の性能評価の際に用いる非常に保守的な G 値を評価条件とした場合（表 1）においても、水素燃焼は発生しないことを確認している。

表 1 のうち、格納容器内初期酸素濃度については、運転実績を踏まえて、保安規定制限値（3.5%）よりも低い 2.0% に設定している。格納容器圧力逃がし装置を使用するような重大事故等時において、格納容器内の H₂、O₂ の G 値が可燃性ガス濃度制御系の性能評価の際に用いる G 値となるとは考えにくい。重大事故等時の格納容器内環境の不確かさを鑑みると、このような状況についても対処できるようにする必要があるため、格納容器内酸素濃度が 2.0% 以下となるように保安規定を変更する。

なお、プラント運転中の格納容器内酸素濃度は格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）にて確認する。CAMS の O₂ 濃度計には ±0.2% の計測誤差があることから、マイナス側最大 -0.2% の誤差が生じていた場合であっても、格納容器内の酸素濃度を 2% 以下とするため、運転上の制限は 1.8% 以下とする。

また、格納容器内の酸素濃度が 1.8% を超え、運転上の制限を逸脱した場合の要求される措置については、速やかに 1.8% 以内に復旧する措置を開始するとともに、格納容器圧力逃がし装置を動作不能の状態とみなし、第 66 条（表 66-5-1）の要求される措置を実施することとする。

表1 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失	<p>事故後 20.5 時間後に CAMS が復旧し、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度が可燃限界である 5%を超過していることを確認。</p> <p>そのため、ドライウエルとサプレッション・チェンバのガスを混合させ、ドライウエル側のドライ条件における酸素濃度を下げることが目的として、外部水源によるドライウエルスプレイ（水温 40°C）を継続。</p> <p>（代替循環冷却系によるドライウエルスプレイでは、スプレイ水温が高いことから、ドライウエル内の水蒸気の凝縮効果が低く、サプレッション・チェンバとドライウエルのガスの混合効果が低いことから、代替循環冷却系はインサービスしない）</p>
初期酸素濃度	・ 2.0vol%	柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績を踏まえて、2.0vol%に設定。
水素・酸素の G 値	<ul style="list-style-type: none"> ・ G(H2) : 0.4 ・ G(O2) : 0.2 	可燃性ガス濃度制御系の設計 G 値
評価アウトプット	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成 ・ PCV 内圧力 ・ PCV 内温度 	—

【保安規定記載事項】

表 4 8 - 1

3. 7号炉

項 目	運転上の制限
格納容器内の酸素濃度	1. 8%以下 ^{*2}
	3. 5%以下 ^{*3}

※2：格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼防止のための制限値。

※3：原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための制限値。

表 4 8 - 2

2. 7号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器内の酸素濃度が1. 8%以下を満足していないと判断した場合	A 1. 酸素濃度を1. 8%以内に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施する。	速やかに 速やかに
B. 格納容器内の酸素濃度が3. 5%以下を満足していないと判断した場合	B 1. 酸素濃度を3. 5%以内に復旧する。	2 4 時間
C. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 高温停止にする。 及び C 2. 冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間

4. 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等時の措置について

復水貯蔵槽を水源とした原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系ポンプの確認運転は、サプレッションプールへ水を排出する系統構成にて行う。復水貯蔵槽の水は脱気されていないため酸素が溶存しており、サプレッションプールに水が移送されると、格納容器内の酸素濃度が上昇する可能性があることから、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転行為を妨げないための措置を以下のとおり設ける。なお、保安規定には確認運転「等」と記載し、あらかじめ酸素濃度が上昇する操作を行う場合についても同様の措置を行う。

○酸素濃度が 1.8%を超えた場合

- ・ 1.8%を超えた時点から 3 日間は運転上の制限を満足していないとはみなさないが、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし、第 66 条（表 66-5-1）の要求される措置を実施する。また 5 分毎に格納容器内の酸素濃度を監視する。

※「3 日間」の設定については、1.8%の要求が格納容器圧力逃がし装置によるものであることから第 66 条（表 66-5-1）の要求される措置にて、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合の AOT 上限である 3 日間を参考とした。

○酸素濃度が 3.5%を超えた場合

- ・ 3.5%を超えた時点から「24 時間」は運転上の制限を満足していないとはみなさないが、酸素濃度が上昇するような確認運転等を中止し、24 時間以内に制限値内に復旧する。

【保安規定記載事項】

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の酸素濃度^{※1}は、表 4 8-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉の起動時にドライウエル点検を実施する場合は、ドライウエル点検後の原子炉の状態が起動となるまでの期間は運転上の制限を適用しない。また、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が 1.8%を超えた時点から 3 日間、3.5%を超えた時点から 24 時間までの間は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※1：7号炉の格納容器内の酸素濃度監視に必要な設備は重大事故等対処設備を兼ねる。動作不能時は、第 66 条（表 66-5-6）の運転上の制限も確認する。

2. 格納容器内の酸素濃度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の確認運転等により格納容器内の酸素濃度が 1.8%を超えた場合は、格納容器圧力逃がし装置を動作不能とみなし要求される措置を実施するとともに、5 分毎に格納容器内の酸素濃度を監

視する。さらに3.5%を超えた場合、酸素濃度が上昇するような確認運転等中止し、24時間以内に酸素濃度を制限値内に復旧する。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における 原子炉格納容器内の火災防護について

1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉の原子炉格納容器内は、プラント運転中については、窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生は想定されない。

一方で、窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが、わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ、以下のとおり火災防護対策を講じる。

2. 原子炉格納容器内の状態について

原子炉格納容器内の窒素ガス置換（窒素ガス封入・排出）は、プラント起動時及びプラント停止時において以下のとおり実施される。

【プラント起動時】

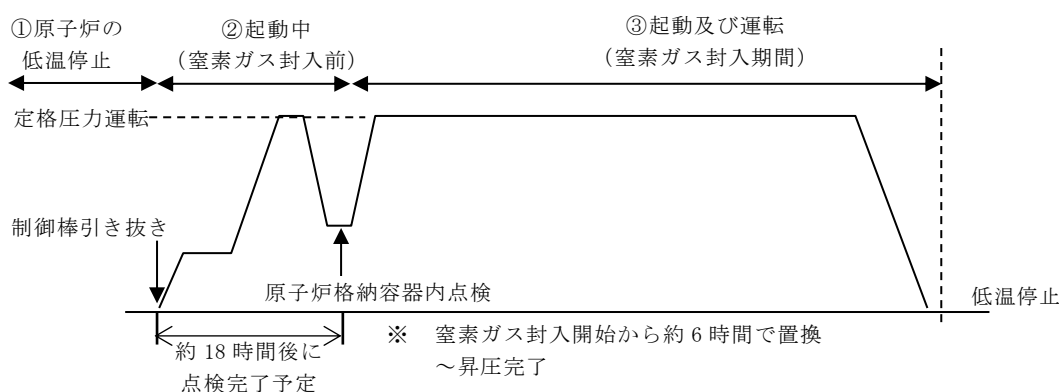
- ・ 制御棒引き抜き（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）
- ・ 出力上昇・起動試験・出力低下・制御棒全挿入（原子炉の高温停止状態へ移行）
- ・ 原子炉格納容器内点検
- ・ 窒素ガス封入
- ・ 制御棒引き抜き・出力上昇（原子炉の高温・低温停止状態の外へ移行）

【プラント停止時】

- ・ 制御棒挿入・出力低下
- ・ 高温停止状態へ移行
- ・ 低温停止状態へ移行
- ・ 窒素ガス排出

なお、起動時のプラント状態について、火災防護の観点から以下のように分類する（第 8-1 図）。

- ①原子炉の低温停止（制御棒引き抜きまで）
- ②起動中（窒素ガス封入前）（制御棒引き抜きから窒素ガス封入前まで）
- ③起動及び運転（窒素ガス封入期間）（窒素ガス封入以降）



第8-1図 火災発生リスクの低減を考慮した原子炉の運転サイクル

火災の発生リスクを低減するためには、原子炉の起動時において窒素ガス置換されない期間をできるだけ少なくすることが有効である。このため、プラント起動時は原子炉格納容器内点検が終了した後、速やかに原子炉格納容器内の窒素ガス封入作業（窒素ガス置換～加圧）を行い、原子炉の停止時においては、低温停止到達後に窒素ガス排出を行う。

3. 原子炉格納容器内の火災防護対策

3.1. 火災区域の設定

原子炉格納容器は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁により他の火災区域と分離する。

原子炉格納容器内の火災防護対象設備を別紙1に示す。

火災防護に係る審査基準では、火災防護の目的として「原子炉の高温停止及び低温停止」の達成、維持を挙げていることを踏まえ、2.に示す「①原子炉の低温停止」、「②起動中（窒素ガス封入前）」、「③起動及び運転（窒素ガス封入期間）」のそれぞれの状態に応じて、以下のとおり原子炉格納容器の特性を考慮した火災防護対策（火災の発生防止、火災の感知・消火、火災の影響軽減）を講じる。

ただし、③起動及び運転（窒素ガス封入期間）については窒素ガスが封入され雰囲気の不活性化されていることから、火災の発生は想定されず、個別の火災防護対策は不要である。

3.2. 火災の発生防止対策

(1) 原子炉格納容器の状態に応じた対策

原子炉格納容器内の火災発生防止対策について原子炉格納容器の状態に応じて実施する項目は以下のとおり。

- 原子炉の低温停止時及び起動中（窒素ガス封入前）に実施する発生防止対策

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について

格納容器圧力逃がし装置には、重大事故等時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入する。可燃性ガスとしては、水の放射線分解、ならびに燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して生成される水素があり、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、ベント前の原子炉格納容器内ガスのおよそ 30% (モル分率) が水素となっている。なお、MCCI (溶融炉心・コンクリート相互作用) が発生した場合、水素ならびに一酸化炭素が発生するが、格納容器下部注水系により、原子炉格納容器下部に水張りした状態で溶融炉心が落下するため、MCCI はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できる程小さい。また、よう素フィルタにおいて有機よう素を吸着する際には、可燃性ガスの が発生する可能性があるが、この発生量も無視できる程小さい。そのため、格納容器圧力逃がし装置に流入する可燃性ガスについては、水素を対象として燃焼によるリスクを確認することとする。

格納容器圧力逃がし装置系統内で水素が燃焼すると、格納容器圧力逃がし装置の機器や配管が損傷する恐れがある。特に、ベント開始直後においては、系統内が冷えた状態となっているため、ベントガスに含まれる水蒸気が凝縮することで、ベントガス中の水素濃度が上昇し、系統内での燃焼のリスクが大きくなる。

そこで、原子炉格納容器内のガス組成 (ウェット条件とドライ条件) を評価し、ベントガス中の水蒸気の凝縮による、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクについて確認した。なお、ウェット条件とは原子炉格納容器内のガス組成そのもので水蒸気も含んでいるものであり、ドライ条件とは、ウェット条件のガス組成に含まれる水蒸気を仮想的に完全に除去した場合のガス組成である。

仮に、格納容器圧力逃がし装置系統内で水蒸気が完全に凝縮するとすると、ベントガスの組成は原子炉格納容器内のドライ条件のガス組成と等しくなる。格納容器圧力逃がし装置内の水蒸気の凝縮量には不確かさがあることから、ここでは保守的に、格納容器圧力逃がし装置系統内では水蒸気が完全に凝縮するとして、ドライ条件におけるガス組成を用いて格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼のリスクを確認した。

事象が発生してからベントを実施するまでの時間が長いほど、水の放射線分解により原子炉格納容器内の酸素濃度は大きくなることから、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオのうち、代替循環冷却系のインサービスに成功した後、原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントを実施するケースについて評価を実施した。評価条件を第 1 表に示す。また、第 1, 2 図にウェット条件の評価結果を、第 3, 4 図にドライ条件の評価結果を示す。

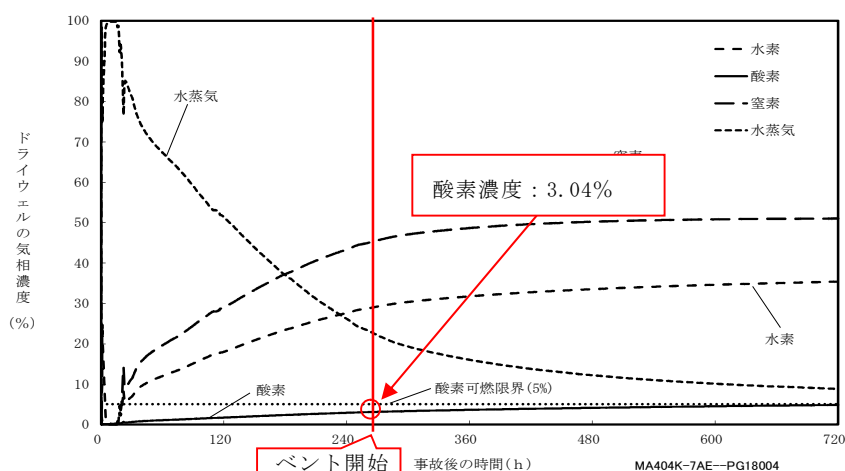
原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントは、原子炉格納容器内の酸素濃度が、ウェット条件で 4% に到達した時点で実施する運用としている。第

2 図より，事象発生から約 260 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が 4%に到達し，ベントを実施することとなる。この時のドライ条件におけるサプレッション・チェンバの酸素濃度は 4.54%，ドライウエルの酸素濃度は 3.97%であり，可燃限界の 5%未満であった。そのため，ベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても，ベントガスは可燃領域には入らないことを確認した。

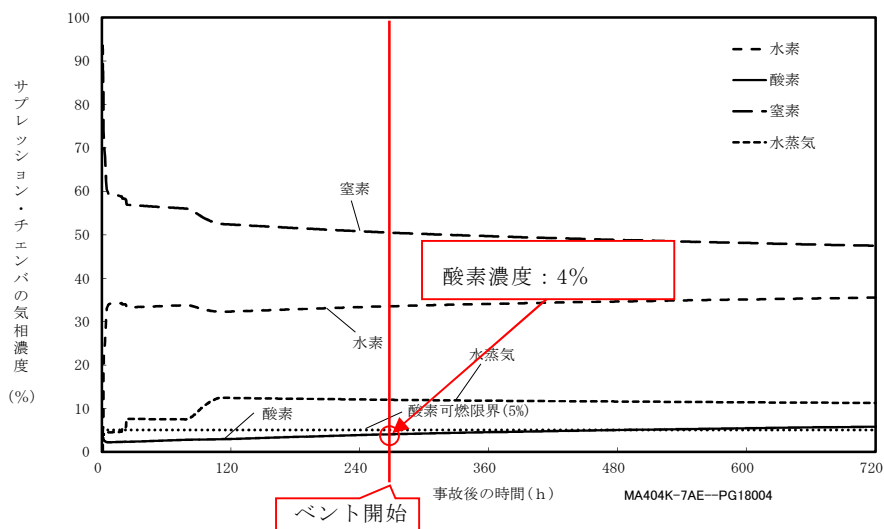
また，格納容器圧力逃がし装置は，待機時に系統内を窒素置換することとしているため，系統内の酸素濃度は極めて低い状態（可燃限界未満）となっている。そのため，上記のドライ条件のベントガスが格納容器圧力逃がし装置に流入したとしても，可燃領域には入らない。よって，ベント開始直後にベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても，格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼が発生することはない。

第 1 表 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

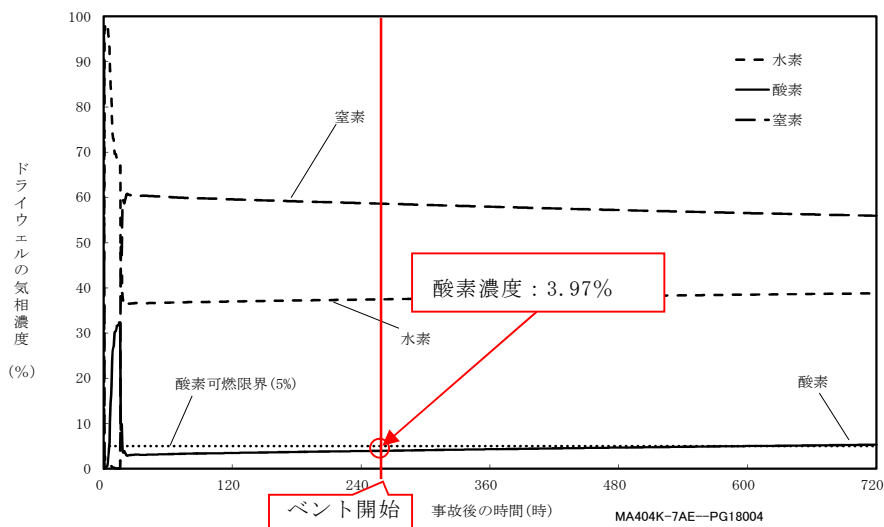
項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失 (代替循環冷却系成功ケース)	代替循環冷却系のインサービスに成功し，原子炉格納容器内の水素・酸素を排出するためのベントを実施するケース 代替循環冷却系を使用せずにベントを実施する場合よりも，ベント開始までの時間が長いことから，原子炉格納容器内での水の放射線分解により，水素・酸素の濃度は高くなることため，本ケースを選定
初期酸素濃度	・ 3.5vol%	保安規定に定める運転上の制限値 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績では，原子炉格納容器内の酸素濃度は 1~2vol%程度である
水素・酸素の G 値	・ $G(H_2)$: 0.06 ・ $G(O_2)$: 0.03	電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」「事故時放射線分解に関する研究」より得られた，重大事故環境下における値
評価アウトプット	・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成	—



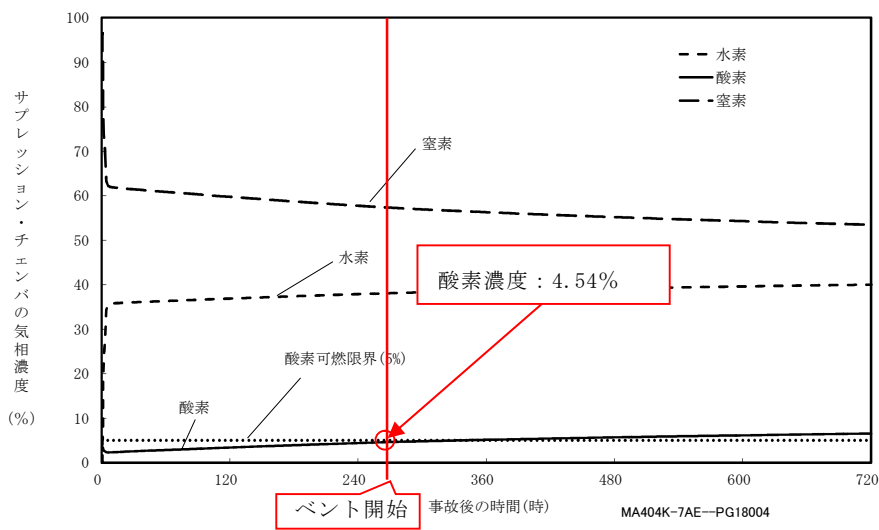
第 1 図 ドライウエルのガス組成（ウェット条件）



第2図 サプレッション・チェンバのガス組成 (ウェット条件)



第3図 ドライウエルのガス組成 (ドライ条件)



第4図 サプレッション・チェンバのガス組成 (ドライ条件)

この評価で用いた水素及び酸素の G 値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値であると考えている。しかし、重大事故等時の原子炉格納容器内環境の不確かさを考慮すると、より G 値が大きい場合についても確認しておく事が望ましい。そこで感度解析として、水素及び酸素の G 値を $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ とした場合の評価を実施した。なお、 $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いているものであり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下では G 値は低下する傾向にあることから、非常に保守的な設定である。また、本ケースは非常に保守的な G 値を置いた感度解析であるため、原子炉格納容器内の初期酸素濃度は運転実績を踏まえ、2.0%に設定した。また、原子炉格納容器内の酸素濃度を計測する CAMS は、事故発生から約 20 時間後には復旧を見込むことができる。そのため、事故発生から 20.5 時間後に CAMS が復旧し、原子炉格納容器内の酸素濃度を確認することが可能であることとした。

評価条件を第 2 表に示す。この条件で評価をした結果、第 7 図に示す通り、CAMS を確認することができる 20.5 時間後には、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度は可燃限界である 5%を超えた状態となった。そのため、この時点で運転員は、ドライウエルからベントを実施すると格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼が発生する危険性があることを認知することができる。一方、第 8 図に示す通り、この時点でサプレッション・チェンバの酸素濃度はドライ条件であっても可燃限界よりも低い値であることも確認することができる。

そのため、このような状況が発生した場合は、ドライウエルからベントを実施した際の格納容器圧力逃がし装置系統内における水素燃焼を防止するため、ドライウエルには外部水源からのスプレイを継続して実施し、ドライウエルの圧力を低下させることで、真空破壊弁を通してサプレッション・チェンバのガスをドライウエル側に流す操作を実施することとする。この操作により、ドライウエルとサプレッション・チェンバのガスを混合させることで、ドライウエルのガスの酸素濃度を可燃限界未満に制御する。その上で、原子炉格納容器内の酸素濃度のトレンドを監視し、上昇傾向が継続することが確認された場合は、ドライ条件における酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した後に、サプレッション・チェンバもしくはドライウエルからベントを実施することで、原子炉格納容器内の酸素及び水素を抜くこととする。

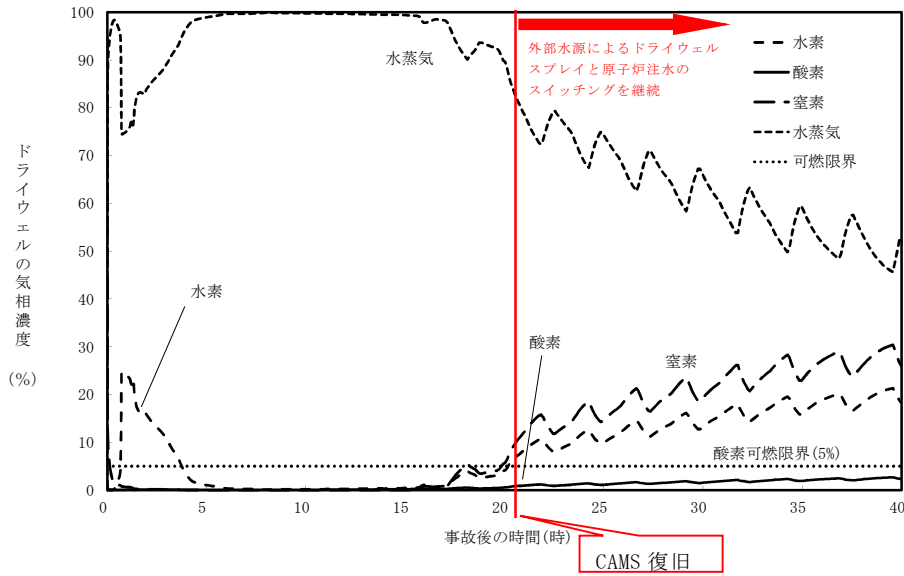
評価の結果、第 7, 8 図に示す通り、ドライウエルへの外部水源によるスプレイを継続することで、ドライウエルとサプレッション・チェンバ共に、事故発生から 40 時間まで、ドライ条件における酸素濃度を可燃限界未満にすることができることを確認した。そのため、この状態でサプレッション・チェンバもしくはドライウエルからベントを実施した場合、ベントガス中の水蒸気が完全に凝縮したとしても、格納容器圧力逃がし装置系統内における水素燃焼は発生しないことを確

認した。なお、外部水源によるスプレイを継続していることから、事故発生から約 38 時間後にサブプレッション・チェンバの水位が、サブプレッション・チェンバからのベントを実施するための上限に到達することから、それまでにベントの判断をすることとなる。

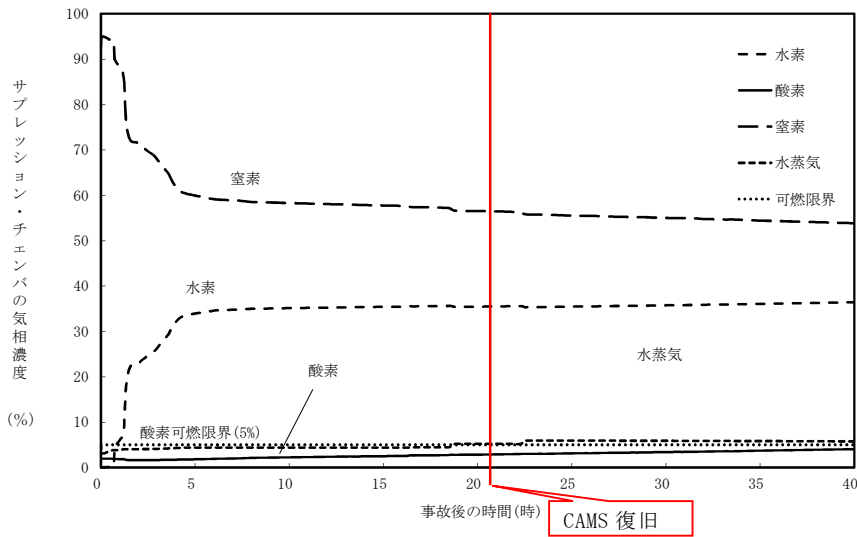
以上より、事故発生から 20.5 時間後に、ドライウエルの酸素濃度が高いことを認知してから、十分な時間的余裕を持って、ドライウエルとサブプレッション・チェンバのガスの混合、ならびにベントの操作を実施することができることを確認した。

第 2 表 原子炉格納容器内ガス組成評価条件

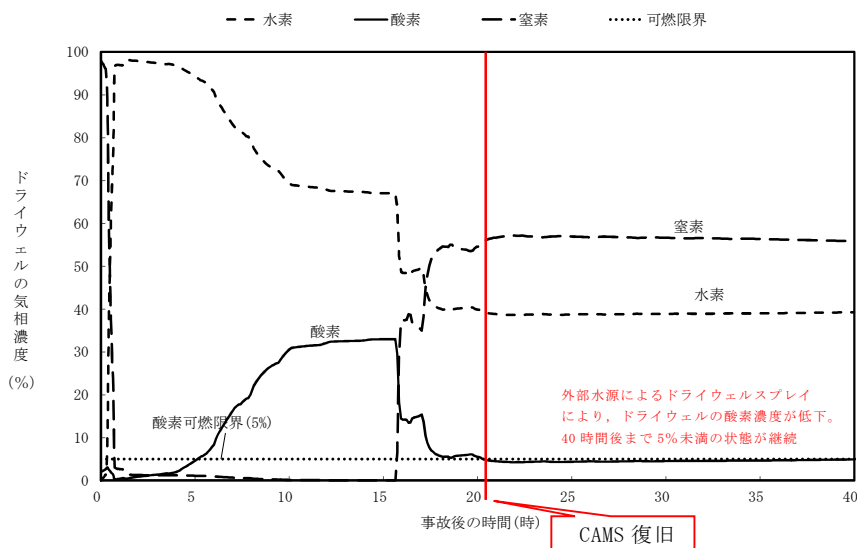
項目	条件	備考
評価コード	・ MAAP コード	—
シナリオ	・ 大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失	事故後 20.5 時間後に CAMS が復旧し、ドライウエルのドライ条件における酸素濃度が可燃限界である 5%を超過していることを確認。 そのため、ドライウエルとサブプレッション・チェンバのガスを混合させ、ドライウエル側のドライ条件における酸素濃度を下げることが目的として、外部水源によるドライウエルスプレイ（水温 40℃）を継続。 （代替循環冷却系によるドライウエルスプレイでは、スプレイ水温が高いことから、ドライウエル内の水蒸気の凝縮効果が低く、サブプレッション・チェンバとドライウエルのガスの混合効果が低いことから、代替循環冷却系はインサービスしない）
初期酸素濃度	・ 2.0vol%	柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の運転実績を踏まえて、2.0vol%に設定。
水素・酸素の G 値	・ G(H ₂) : 0.4 ・ G(O ₂) : 0.2	可燃性ガス濃度制御系の設計 G 値
評価アウトプット	・ ウェット条件の PCV ガス組成 ・ ドライ条件の PCV ガス組成 ・ PCV 内圧力 ・ PCV 内温度	—



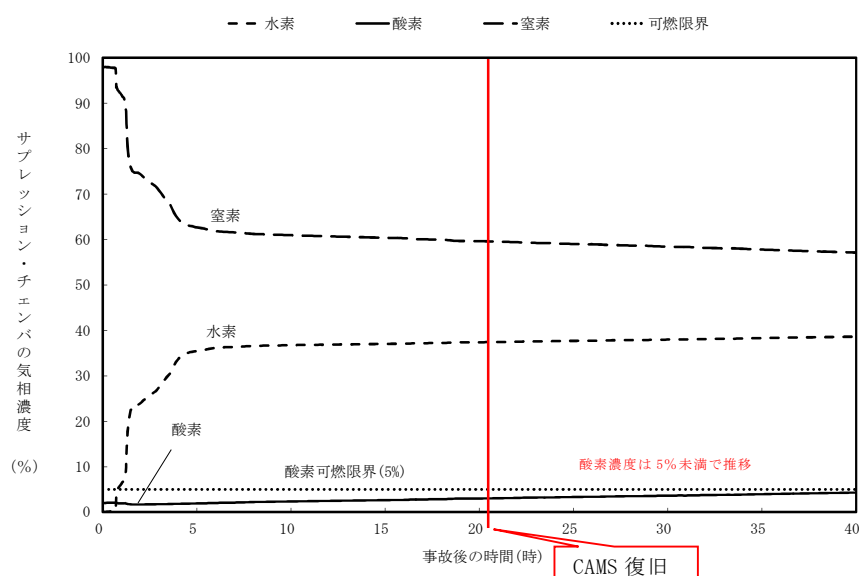
第5図 ドライウェルのガス組成（ウェット条件）



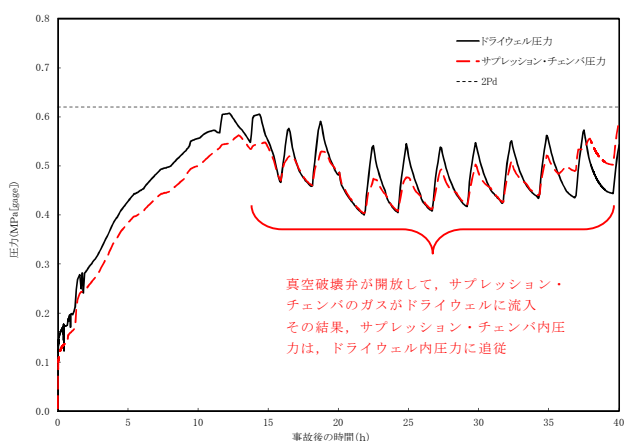
第6図 サプレッション・チェンバのガス組成（ウェット条件）



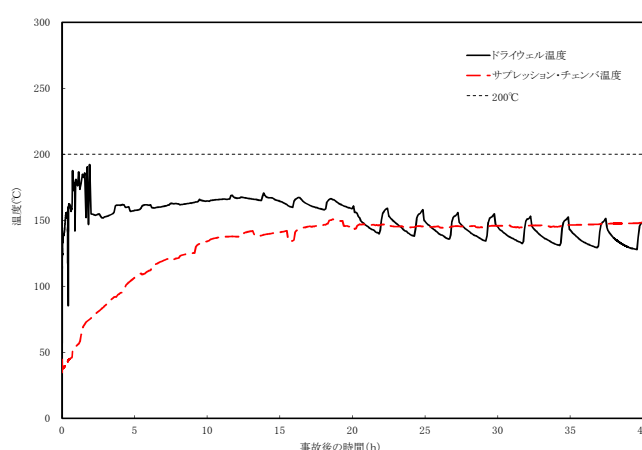
第7図 ドライウェルのガス組成（ドライ条件）



第8図 サプレッション・チェンバのガス組成 (ドライ条件)



第9図 原子炉格納容器内圧力



第10図 原子炉格納容器内温度

以上をまとめると、格納容器圧力逃がし装置系統内におけるベントガス中の水蒸気の凝縮を考慮した場合、重大事故等時の確からしい G 値 ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$) を考えると、サプレッション・チェンバ及びドライウエルの何れからベントを実施しても、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼は発生しないことを確認した。

一方、非常に保守的な G 値 ($G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$) を考慮しても、ドライウエルに外部水源からのスプレイを継続し、原子炉格納容器内のガスを混合することで、サプレッション・チェンバ及びドライウエルの何れからベントを実施しても、格納容器圧力逃がし装置系統内での水素燃焼は発生しないことを確認した。

一方で、ベント開始後には、常にベントガスの流れがあることから、排気口から空気が格納容器圧力逃がし装置内に逆流することはないため^{*1}、外部から系統内に酸素が供給されることはない。よって、ベント実施中は、系統内は可燃限界未満の状態が維持されることになる。

なお、ベントガスには、原子炉格納容器内やフィルタ装置内の水の放射線分解により、微量の水素と酸素が混入し続ける。そのため、閉塞端部において、この水素と酸素の混合ガスが蓄積し、局所的な燃焼を引き起こす恐れがある。このような閉塞端としては、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部（例えば格納容器圧力逃がし装置と他系統を仕切る弁までの範囲等）や、よう素フィルタの上部マンホールが挙げられる。

まず、格納容器圧力逃がし装置系統内の上り配管端部のうち、水素と酸素の混合ガスが蓄積する恐れのある箇所については、別紙 19 に示すように、混合ガスを排出するためのベントラインを設置し、混合ガスの蓄積を防止することとしている。また、よう素フィルタの上部マンホールについては、流動解析によりマンホール内を換気する流れによって、混合ガスの蓄積は生じないことを確認している（第 11, 12 図参照）。

そのため、格納容器圧力逃がし装置系統内においては、水素の燃焼は生じないと考えられる。

なお、ベントガスの温度は、水素が自然発火する約 500℃以上になることはなく、さらにフィルタ装置にアース線を設置して静電気が溜まることを防止する設計としていることから、仮に可燃限界を超えた濃度の水素や酸素が流入したとしても、格納容器圧力逃がし装置にて着火・燃焼するリスクは小さいと考えられる。