

水素防護対策以外の論点「ベント機能、減圧機能、隔離機能、可燃性ガス」  
への対応状況

2025年6月  
原子力エネルギー協議会  
(ATENA)

水素防護対策以外の論点「ベント機能、減圧機能、隔離機能、可燃性ガス」への対応状況

|       | 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点※1   |   | NRA における論点に対する検討結果※1  | BWR 事業者の見解・対応  | ATENA の対応              |
|-------|---|---|---|--|------------------------|
|       | 事故分析の検討から得られた知見等  | 知見等を踏まえた論点  |   |  |                        |
| ベント機能 | <p>(1) 耐圧強化ベントラインの非常用ガス処理系配管への接続により、自号機非常用ガス処理系及びベントガス逆流、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が生じた。</p> | <p>① 本事象は、設計基準事故対処設備 (DB) 配管 (非常用ガス処理系 (SGTS) 配管) にアクシデントマネジメント (AM) 対策配管 (ベント配管) が接続されていたこと、事故時に2つの系統を隔離する弁が fail-open 設計であったことによる。このような重要度又は機能の異なる設備を接続、兼用させる設計、運用の確認が必要か。</p> <p>② 仮に接続、兼用を許容する場合は重要度又は機能の異なる配管の接続による影響確認 (逆流や汚染の拡大による事故時線量評価及び放射線防護への影響確認並びに系統機能への影響確認) が必要か。</p> | <p>炉心損傷後は、耐圧強化ベント系ではなく FCVS が原則使用されることとなっており、FCVS の配管は他の系統・機器等と原則共用しないこと、FCVS の隔離弁について人力により切り替えられること等を既に要求している。また、審査において耐圧強化ベント系の配管、FCVS の配管、非常用ガス処理系の配管について、ベントを実施するライン以外への流れを阻止するための設計と運用 (隔離弁の閉止) としていることを確認しているとともに、特定重大事故等対処施設の設置をもって耐圧強化ベント系は廃止されることを確認している。なお、柏崎刈羽 6、7 においては、炉心損傷後の水素排出経路としてウェットウェルを用いた耐圧強化ベント系にも期待しているが、耐圧強化ベント系については、排出経路での水素爆発を防止できる設計としている。これらを踏まえれば、現時点において、本件知見について規制基準上新たな要求を追加する必要は認められない。その上で、重要度又は機能の異なる設備を接続、兼用させる設計、運用については、現行規制基準において悪影響防止を求めており、引き続き個別の案件ごとに審査・検査において確認する。</p> | <p>・<b>新規制基準上で対応済</b></p> <p>・BWR プラントでは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の異なる系統を接続、兼用する場合にあっては、それぞれ必要な機能を発揮でき、かつ、他の系統に悪影響を及ぼさない設計及び運用としている。一例として耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計及び運用としている。</p> <p>・また、耐圧強化ベント系については、新規制基準適合対応において、水素ガス滞留の可能性のある状況 (炉心損傷後) では使用しない又は炉心損傷後においては配管内での水素爆発防止対策等を実施した上で使用する方針としており、水素滞留が生じることがない設計及び運用としている。</p>   | <p>—<br/>(今後の対応なし)</p> |
|       | <p>(2) 1 / 2 号機共用排気筒の内部に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、排気筒下部の高い汚染の原因となった。</p>                | <p>① PCV ベントの設計における排気筒の構造 (排気経路) やベントガスの組成、挙動等に対する設計考慮の確認が必要か。</p>  | <p>排気筒下部で高線量部分が観測されたのは、フィルタのない耐圧強化ベント系から排出された放射性エアロゾルが滞留したものと考えられるが、新規制基準適合炉における炉心損傷後の格納容器ベントには、排気筒とは独立した排気配管を有する FCVS が用いられ、排気筒を経由しない排気経路となっていることを確認している。なお、他サイト (廃止措置中のものを除く。) においては、福島第一原子力発電所 1/2 号炉と同様の共用排気筒がないことを確認している。これらを踏まえれば、現時点において、本件知見について規制基準上新たな要求を追加する必要は認められない。</p>   | <p>・<b>新規制基準上で対応済</b></p> <p>・フィルタ装置付きの格納容器圧力逃がし装置 (以下、「FCVS」という。) については、系統内を不活性ガスで置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが滞留しない設計としていること、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後、急激な流路の拡大等によるベントガスの滞留が生じないよう排気筒を経由することなく排気筒をとおして放出口から放出する設計としていることから、エアロゾルや水素ガスが滞留する恐れはない。</p> <p>・耐圧強化ベント系については、新規制基準適合対応において、エアロゾルや水素ガスの滞留の可能性のある状況 (炉心損傷後) では使用しない又は炉心損傷後も使用する方針のプラントがあるが、炉心損傷後も使用する方針のプラントでは、配管内での水素爆発防止対策等を実施した上で使用する方針であること、サプレッションプールのスクラビングによる放射性物質の低減のためウェットウェルからのベントラインを使用すること、排気経路である SGTS 排気管は排気筒頂部まで敷設されており排気筒を経由しないため急激な流路の拡大等によるベントガスの滞留は生じる恐れはないことから、エアロゾルや水素ガスが滞留する恐れはない。</p> | <p>—<br/>(今後の対応なし)</p> |

※1：第 71 回技術情報検討会 (令和 7 年 3 月 27 日) 資料 71-2-1 より抜粋

水素防護対策以外の論点「ベント機能、減圧機能、隔離機能、可燃性ガス」への対応状況

| 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点※1   |  | NRA における論点に対する検討結果※1   | BWR 事業者の見解・対応  | ATENA の対応              |
|---|--|--|--|------------------------|
| 事故分析の検討から得られた知見等  | 知見等を踏まえた論点   |  |  |                        |
| <p>(3) サプレッションチェンバ・スクラビングにおいて、炉心溶融後のベント時には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せずに原子炉格納容器外に放出される可能性がある。</p> | <p>① SA 時における漏えい経路への追加は必要か。</p>  | <p>炉心損傷後は、耐圧強化ベント系ではなく FCVS が原則使用されることとなっており、ドライウェル中の気体がそのまま放出されることはなく、FCVS のフィルタを通して格納容器外に放出されることとなる。審査においては、FCVS を使用した場合の Cs-137 の放出量の評価を行っており、ドライウェル、ウェットウェルのどちらを使用した場合においても Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認している。また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合における環境において必要な機能を発揮することを要求しており、重大事故等の際にその機能を期待する真空破壊弁も必要な機能を発揮することが求められる。これらを踏まえれば、現時点において、本件知見について規制基準上新たな要求を追加する必要は認められない。なお、事業者においては、設計上想定している SA 環境を超えるような状況での各機器の挙動、耐性等に関する知見の収集・整備等について、継続的な安全性向上の一環として取り組んでいくことが望ましい。</p> | <p>・<b>新規制基準上で対応済</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器ベントによる格納容器除熱を行う場合では、仮に何らかの理由により真空破壊弁からの蒸気漏えいが発生した場合、格納容器ベント時にサプレッションプールでのスクラビングを経由しない放出経路が生じるが、新規制基準適合対応において設置する FCVS のフィルタ装置により放射性物質の放出は大幅に低減される。また、ドライウェルからの格納容器ベントの場合の Cs-137 放出量評価を実施しており、サプレッションプールでの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を確認している。</li> <li>真空破壊弁は、差圧により開放し、差圧が一定値以下になると弁体の自重により閉止する単純な動作機構であり、繰り返しの動作による固着は考えにくく、また、真空破壊弁の機能が維持されていたと考えられるとする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（以下、「中間とりまとめ」という。）（2021年版）の検討からも、真空破壊弁が開固着する可能性は低いと考えられる。また、真空破壊弁のガスケットについては、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造で、簡単には外れにくい構造としている。仮にガスケットが溝から完全に外れた場合でも、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、ドライウェル側からの圧力が掛かっている状態においてはサプレッションチェンバに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。</li> <li>BWR プラントでは、真空破壊弁の耐環境性に係る更なる信頼性向上策として、ガスケット材の改良 EPDM 材への変更を実施又は検討している。</li> <li>今後は、事業者としてこれまでも取り組んでいる新知見収集の活動をとおして、設計上想定している SA 環境を超える場合の漏えい経路についての知見の収集に努める。</li> </ul> | <p>—<br/>(今後の対応なし)</p> |
|   | <p>② 事故時に真空破壊弁 (VB) が閉止できなくなる可能性の規制上の位置付けの整理が必要か。また、VB の耐久性の要求は必要か</p> |  |  |                        |
|   | <p>③ サプレッションチェンバ (S/C) スクラビングを経由しないベントガスによる事故時線量評価への影響確認が必要か。</p>      |  |  |                        |

※1：第 71 回技術情報検討会（令和 7 年 3 月 27 日） 資料 71-2-1 より抜粋

水素防護対策以外の論点「ベント機能、減圧機能、隔離機能、可燃性ガス」への対応状況

|      | 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点※1                                 |   | NRA における論点に対する検討結果※1   | BWR 事業者の見解・対応   | ATENA の対応      |
|------|---|---|--|---|----------------|
|      | 事故分析の検討から得られた知見等  | 知見等を踏まえた論点  |  |   |                |
| 減圧機能 | (4) 主蒸気逃がし安全弁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)が確認された。 ※2 | ① SRV 逃がし弁機能の中途開閉状態は、弁の開信号の解除圧力以下になっても解消されおらず原因は不明。形態的にはバウンダリからの小規模漏えいの継続であり、破損等による他のバウンダリ漏えいの一つの形態と整理することが必要か。 | 重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合における環境において必要な機能を発揮することを要求しており、重大事故等の際にその機能を期待する主蒸気逃がし安全弁 (SRV) も必要な機能を発揮することが求められる。また、審査においては SRV が開固着した場合についても想定し、重大事故等対策の有効性を確認している。これらを踏まえれば、現時点において、本件知見について規制基準上新たな要求を追加する必要は認められない。なお、事業者においては、設計上想定している SA 環境を超えるような状況での各機器の挙動、耐性等に関する知見の収集・整備等について、継続的な安全性向上の一環として取り組んでいくことが望ましい。   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>新規制基準上で対応済</b></li> <li>・ 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) の発生要因について、再度考察・整理を実施するとともに、不安定動作による安全上の影響について以下のとおり確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 中途開閉状態の継続は、逃がし安全弁駆動アキュムレータの窒素枯渇後の残圧と炉圧のバランスで生じ得るものであり、また、過圧防護機能は安全弁機能で達成されるため、安全上の悪影響を及ぼすものではないことを確認した。</li> <li>✓ 開信号解除の不成立は、明確な要因の特定はできなかったが、仮に逃がし安全弁が意図せず開状態を保持し続けたとしても、設計基準事象時には ECCS により炉心冷却は確保でき設計上の想定に包絡され、重大事故等時には有効性評価の事故シーケンスにおいて「全交流電源喪失+逃がし安全弁再開失敗」を想定した重大事故等対策を実施しているため、炉心冷却を達成できる。</li> </ul> </li> <li>・ 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) は、いずれも新規制基準適合対応後の BWR プラントにおいて安全上直ちに悪影響を及ぼすものではないが、SRV への高圧窒素ガス供給系 (HPIN) 関連の重大事故等対策や、SRV 駆動部及び電磁弁の耐環境性向上により、SRV の逃がし弁機能の信頼性向上を図っている。</li> <li>・ 今後は、事業者としてこれまでも取り組んでいる新知見収集の活動をとおして、設計上想定している SA 環境を超えるような状況における知見の収集に努める。</li> </ul> | —<br>(今後の対応なし) |
|      | (5) 主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下が確認された。                      | ① SA 条件下では様々な機器が設計基準事故の条件下とは異なる挙動をしている。SA 時の機器の挙動に関する知見の集積が必要か。   | 重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合における環境において必要な機能を発揮することを要求しており、重大事故等の際にその機能を期待する主蒸気逃がし安全弁 (SRV) や計装設備も必要な機能を発揮することが求められる。審査においては、想定される SA 環境において必要な機能が発揮できることを確認するとともに、計装設備においては必要なパラメータを推定できるように代替パラメータを設定していることを確認している。これらを踏まえれば、現時点において、本件知見について規制基準上新たな要求を追加する必要は認められない。なお、事業者においては、設計上想定している SA 環境を超えるような状況での各機器の挙動、耐性等に関する知見の収集・整備等について、継続的な安全性向上の一環として取り組んでいくことが望ましい。 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>新規制基準上で対応済</b></li> <li>・ 重大事故等対処設備は、設計上想定している SA 環境において必要な機能を発揮できることを確認している。</li> <li>・ SRV の安全弁機能の作動開始圧力の低下は、環境温度の上昇に伴うバネの弾性係数変化が原因と考えられる。</li> <li>・ 仮に SRV の安全弁機能が設定圧力よりも低い圧力で作動した場合でも、その影響は設計基準事象時には ECCS により炉心冷却は確保でき設計上の想定に包絡され、重大事故等時には有効性評価の事故シーケンスにおいて「全交流電源喪失+逃がし安全弁再開失敗」を想定した重大事故等対策を実施しているため、炉心冷却を達成できる。</li> <li>・ BWR プラントでは新規制基準適合対応において、SRV の逃がし弁機能を作動させるため高圧窒素ガス供給系 (HPIN) 関連の重大事故等対策や、SRV 駆動部及び電磁弁の耐環境性向上により、SRV の逃がし弁機能の信頼性向上を図っており、新規制基準適合対応後の BWR プラントでは SRV は安全弁機能よりも設定圧力が低い逃がし弁機能による作動が先となる。</li> </ul>   | —<br>(今後の対応なし) |
|      |   | ② 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確認が必要か。   |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>新規制基準上で対応済</b></li> <li>・ BWR プラントでは、新規制基準適合対応において計装設備を含む重大事故等対処設備については設計上想定している SA 環境における設備の耐環境性を確認している。</li> <li>・ また、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータについては、仮に計測が困難となった場合に備え、当該パラメータを推定する手段を整備している。そのため、設計上想定している SA 環境を超えるような状況に対しても一定程度の対応を図っていると考えている。</li> <li>・ 今後は、事業者としてこれまでも取り組んでいる新知見収集の活動をとおして、設計上想定している SA 環境を超えるような状況における計測機器の挙動や耐性についての知見の収集に努める。</li> </ul>   | —<br>(今後の対応なし) |

詳細は「**逃がし安全弁の不安定動作について**」(2025年6月)を参照

※1: 第71回技術情報検討会(令和7年3月27日) 資料71-2-1より抜粋

※2: ATENAが『「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」に対するATENAの取り組みについて(2022年2月28日)』にて取り組むとして公表している技術課題

水素防護対策以外の論点「ベント機能、減圧機能、隔離機能、可燃性ガス」への対応状況

|      | 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点※1  |  | NRA における論点に対する検討結果※1   | BWR 事業者の見解・対応  | ATENA の対応   |
|------|--|--|--|--|---|
|      | 事故分析の検討から得られた知見等   | 知見等を踏まえた論点   |  |  |   |
|      | <p>(6) 自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立(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すること)により原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達し、ベントが成立した。 ※2</p> | <p>① 自動減圧系(ADS)及びラプチャーディスク(RD)の動作については、SA 時の動作に関する設計条件の確認並びに事故シーケンスグループ及びSA 対策への影響確認が必要か。</p>                                | <p>減圧機能の喪失に備えて、主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能の強化として、原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること(BWRの場合)を要求している。審査においては、主蒸気逃がし安全弁の駆動源の喪失に備えた対策を講じるとともに、代替自動減圧機能を整備すること、格納容器圧力については水素を含めた気体の寄与を考慮していることを確認している。なお、他サイト(廃止措置中のものを除く。)においては、自動減圧系の作動ロジックや設定値の違い等により福島第一原子力発電所3号炉で発生したような設計意図と異なる条件の成立が起らない設計がなされている。これらを踏まえれば、現時点において、本件知見について規制基準上新たな要求を追加する必要は認められない。なお、事業者においては、設計上の想定を超えるような状況での各施設のインターロックへの影響等に関する情報の整理等について、継続的な安全性向上の一環として取り組んでいくことが望ましい。</p> | <p>・SA 有効性評価にて設計上想定する範囲については新規制基準上で対応済</p> <p>・自動減圧系(以下、「ADS」という。)は、原子炉水位低(レベル1)及びドライウェル圧力高の両信号を受信してから、時間遅れをもって作動し、原子炉圧力を速やかに低下させて低圧注水を可能とする。本システムは単独では炉心を冷却できず、作動すれば原子炉冷却材を減少させるため、非常用炉心冷却系ポンプの運転(ポンプ出口圧力信号とするプラントと、ポンプモータの遮断器閉信号とするプラントがある。)を条件に作動するようにしている。また、原子炉停止機能喪失時にADS及び低圧の注水系作動による出力上昇回避のため、ADSの自動起動を手動にて阻止可能としている。</p> <p>・ADSについて、非常用炉心冷却系ポンプの運転の誤信号は発生しない(格納容器圧力が2Pdとなった場合でもポンプ出口圧力信号の設定値に到達しないことを確認、残留熱除去ポンプ出口圧力信号の設定値を変更又はパラメータに依存しないポンプモータ遮断器閉信号を使用)又は手動にてADSの作動阻止をする手順を定めることにより、SA時の操作に悪影響を与えないことを確認している。</p> <p>・新規制基準適合対応の中で、重大事故等対策の有効性評価において想定する状態(SA状態)においては重大事故等対処設備の機能維持について確認しているが、BWRプラントでは、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、SA状態を対象として、パラメータ変動に着目し、重大事故等時に使用するシステムを対象として、パラメータが設計基準における想定を超えて変動した場合に作動する可能性のあるインターロックを網羅的に確認し、重大事故等対応に影響を与えるものがないか確認する位置づけで調査した。調査は、代表プラントで調査することとし、前広に各社1プラントを調査対象とした。</p> <p>・調査の結果、予期せぬインターロック作動により重大事故等対応に影響を及ぼす可能性があったが、詳細影響評価を実施した結果、重大事故等へ対策する中で、当該インターロックが作動しないように対策、又は作動した場合においても事故時の対応が継続できるように対策されることを確認した。</p> <p>・今後は、SA有効性評価にて想定する環境を超えた状態を対象に、事故収束を図るために重要性の高い対策に着目して、予期せぬインターロック作動が発生した場合の影響を確認する方針である。</p> | <p>・SA状態に対する調査結果(BWR)については、SA環境において意図せず作動する可能性があるインターロックに関する注意事項、対応等について、調査結果の知見として運転手順書等に記載することを検討していく。</p> <p>・事業者が行うSA有効性評価にて想定する環境を超えた状態の調査に対して以下の対応を行う。</p> <p>✓ 調査を行った結果、事故収束を図るために重要性の高い対策を阻害する恐れのあるインターロックが抽出された場合には、ガイド等への注意喚起の追記等、予期せぬインターロック作動が発生した場合の円滑な対応に資する対応について検討のうえ対策を進めていく。</p> <p>✓ 各社の実施状況について1年ごとに取り纏めWG内で共有し、ATENAのHPで公表することとする。</p> |
|      |  | <p>② 3号機のPCV圧力の上昇には水素等が有意に寄与している。従来、PCVベントは大LOCA等を想定していたと考えられるが、大LOCA等を伴わずにPCV圧力の上昇に水素等が有意に寄与した場合の事故シーケンスグループへの影響確認が必要か。</p> |  |  |   |
| 隔離機能 | <p>(7) RCW汚染に関する知見をさらに深掘りすれば、格納容器の隔離設計の在り方の議論と捉えることもできる。</p>   | <p>① 今後の東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析から得られる知見も踏まえた上で、重大事故まで考慮した場合の格納容器の隔離設計の在り方について議論を行う。</p>                                       | <p>格納容器を貫通する配管には基本的に隔離弁を設けること等を既に要求しており、諸外国においても同様の要求がなされている。既設炉の格納容器の隔離設計について、Fail as is設計としている弁を仮にFail close設計とするように要求した場合、プラントの通常運転時に誤動作した場合に運転時の異常な過渡変化を引き起こす可能性があるなど、現行のシステムや運用に悪影響を生じさせる可能性がある。このため、隔離設計については引き続き個別のプラントごとに審査等において確認する。</p>  | <p>・新規制基準上で対応済</p> <p>・新規制基準適合対応において、適切に格納容器の隔離を実施できることを確認している。</p> <p>・また、格納容器の隔離のために閉止される隔離弁のうち、その後の重大事故等対応のために開操作が必要な隔離弁については、開操作が可能となる対策(手順と体制)を整備している。</p> <p>・上記より、現状の格納容器の隔離設計により、重大事故等の対応に悪影響を与えることはないと考えている。</p>  | <p>—<br/>(今後の対応なし)</p>  |

詳細は「重大事故等時の予期せぬインターロック作動に係る調査について(2025年6月)」を参照

※1: 第71回技術情報検討会(令和7年3月27日) 資料71-2-1より抜粋

※2: ATENAが『「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ATENAの取り組みについて(2022年2月28日)』にて取り組むとして公表している技術課題

水素防護対策以外の論点「ベント機能、減圧機能、隔離機能、可燃性ガス」への対応状況

|             | 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点                              |  | NRA における論点に対する検討結果 | BWR 事業者の見解・対応  | ATENA の対応      |
|-------------|--|--|--------------------|--|----------------|
|             | 事故分析の検討から得られた知見等                                     | 知見等を踏まえた論点   |                    |  |                |
| 可燃性ガス<br>※2 | (8) 3号機の水素爆発時に「水素だけでなく(可燃性)有機化合物が相当量存在していた」ことが示唆された。 | 中間とりまとめ(2021年版)において、格納容器内の断熱材、潤滑油、塗料などが事故時の高温条件下で分解する事など、何らかの原因で多量の有機物が爆発時に存在していたのではないかという問題提起がなされた。 | —                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>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において、福島第一3号機を対象として熱分解により格納容器内で発生する可燃性ガスの発生量を評価した手法と同じ手法で、柏崎刈羽7号機(ABWR)と女川2号機(BWR5)を代表プラントとして可燃性ガス発生量を評価し、格納容器内で発生する可燃性ガスによって、格納容器内のガス組成が燃焼範囲に入らないことを確認している。</li> <li>なお、中間とりまとめ(2021年版)では、格納容器内の断熱材、潤滑油、塗料などが事故時の高温条件下で分解する事など、何らかの原因で多量の有機物が爆発時に存在していたのではないかという問題提起がなされたものの、中間とりまとめ(2024年版)では熱分解から生じる有機物の発生量では、福島第一3号機水素爆発時に確認された火炎色が生じた要因を説明することは困難であるとの結論に至っていることや、有機物の供給源となったものは何かということに関しては、原子炉建屋天井部に使用されているアスファルト防水材が物量的には十分であり、火炎色との関連を確定するまでには至っていないものの、これが有望とされているものと認識している。</li> </ul> | —<br>(今後の対応なし) |

※2: ATENA が『「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 ATENA の取り組みについて (2022年2月28日)』にて取り組むとして公表している技術課題