

第 4 8 回技術情報検討会の結果概要

令和 3 年 8 月 1 8 日

原 子 力 規 制 庁

本年 7 月 2 0 日に開催された第 4 8 回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙及び参考参照）。

別紙 第 4 8 回技術情報検討会 結果概要

参考 第 4 8 回技術情報検討会資料

第48回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：

令和3年7月20日（火）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、佐藤審議官、金子対策監、市村部長、森下審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚Gr 技術主幹

3. 主な内容

（1）東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析から得られた知見（第3回）

（作業チームからの報告）

- 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点に対するスクリーニング結果（案）を資料48-1として提示する。本資料は、中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた9つの論点を3つにグルーピング（水素防護、ベント機能、減圧機能）し、BWRを対象として検討結果の概要をまとめたもので、基準の内容、審査の内容、対応案及びスクリーニングの結果（IN又はOUT）を取りまとめたものである。
- スクリーニングの結果、INとした知見と対応案は以下のとおり¹。

	事故分析の検討から得られた知見等	対応案
水素防護	（5）水素爆発時の映像及び損傷状況から、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（水素濃度8%程度）によって生じた圧力によることを示唆している。	<ul style="list-style-type: none"> ○ SA時の温度上昇に伴う金属の変形やSA環境下（温度、水蒸気、放射線等）における電線貫通部のシール材の劣化等に起因する漏えいの有無、漏えい経路、漏えい量、滞留箇所等に関する知見を収集する。 ○ 原子炉格納容器内で発生し漏えいしてくる原子炉建屋内の可燃性ガスの量、挙動等について更なる検討を行う必要がある。また、原子炉格納容器内でのZr-水反応等による水素発生以外に、ケーブル材料、電線貫通部やトップヘッドフランジのシール材、有機系保温材等の熱分解、放射線分解による可燃性ガスの発生について、調査分析等を実施する。

¹ スクリーン OUTとした知見は以下のとおり。

（1）2号機耐圧強化ベントは、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の作動圧力（528kPa [abs]（原子炉格納容器の設計圧力の1.1倍））に到達せず、ベントは成功しなかった。

	<p>(9) 3号機のベント成功回数は2回。このベントによって4号機原子炉建屋内に水素が流入し、40時間にわたって水素が滞留した後、爆発に至った。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 上記(5)の対応案の結果を踏まえ、検討する。原子炉建屋への水素漏えいや原子炉建屋内での水素の挙動について不確かな部分もあるため、SA対策の成立性を確認する前提の環境条件について検討の余地がある。 ○ SA時の爆発による機器・建物の損壊に関連して、水素濃度とその他の環境条件と爆発のエネルギーについて、実験等により検討する。 ○ 原子炉建屋への水素の漏えいや原子炉建屋内での水素の挙動については不確かな部分もあるため、どのような条件のもとで対策の成立性や自主対策による悪影響がないことを確認するか更なる検討を行う必要がある。また、トップヘッドフランジ等のシール材改良やウェル注水を行った場合における、改良部分以外又は改良部分における他要因でのリークの可能性、想定されるリークパスについて、調査・検討する。
ベント機能	<p>(2) 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原子炉建屋内へのベントガスの逆流、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が生じた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 耐圧強化ベント配管内のガスの滞留の可能性が排除できるか、耐圧強化ベント系の存続の是非について検討する。 ○ 設計基準対象施設と重大事故等対処施設の接続、兼用については、規定上明確にする必要があるかについて今後の検討課題とする。
	<p>(3) 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>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 配管については、最高使用圧力・最高使用温度・内部流体の平均流速等をもとにした配管設計・強度設計が行われているが、流路構造による影響を検討する。 ○ 1/2号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可能性があるため、耐圧強化ベント実施のタイミングを含めた耐圧強化ベントの使用の是非について検討する。
	<p>(4) 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 bypass せずに原子炉格納容器外に放出される可能性がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ○ 真空破壊弁が複数回の作動により故障する可能性に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。 ○ SA時の環境下で真空破壊弁が閉止できなくなる(故障する)可能性に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。 ○ SA時の環境(温度・圧力・水蒸気・放射線等)を加味した原子炉格納容器の漏えい率について、ATENA・事業者から知見を収集する。

減 圧 機 能	(6) 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。	○ 主蒸気逃がし安全弁について、故障原因の究明及び重大事故等状況下での能力について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。
	(7) 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。	○ SA時の環境下での機器（例えば、主蒸気逃がし安全弁）の動作に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。 ○ 重大事故等状況下での計測機器の能力について、ATENA・事業者・計測機器メーカーから知見を収集する。
	(8) 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）で作動した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。	○ ADSの作動信号としている検出器の設置位置や設定値等によっては、意図せず動作条件が成立することが有り得ることから、ADSの作動信号に関する設計の考え方（機器の破損防止のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響の回避）について、ATENA・事業者・計測機器メーカーから知見を収集する。 ○ PCV圧力の上昇に水素等が有意に寄与するシナリオが事故シーケンスグループの選定に影響するか、PCV圧力の上昇の要因として水素等を明にする必要があるか、今後の検討課題とする。

(議論)

- スクリーニングの IN と OUT の検討内容には異論ないが、IN になったものの今後の検討の進め方は、資料 48-5 にあるように、さらに知見を拡充するものと、規制への反映を検討するようなものに仕分けをしていく等することになるが、どのように検討を進めていくのかとの質問があった。
説明者より、IN としたものの中でも種別があり、知見を拡充していく必要があるものの中には、原子力規制庁が自ら知見を拡充していくものと、事業者やメーカーから知見を獲得する、必要であれば獲得してもらうといったようなことが考えられる。規制上の考慮が必要かについては、原子力規制庁が検討することとなる。また、現場調査をさらに継続していくというものもあると認識していると回答した。
- 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「1F 事故分析検討会」という。）の中で、各発電用原子炉の設置者から、これと似たような論点についてどのように認識しているかとか、どういう対策を講じ得るかといったことを議論する場も設けている。したがって、それと並

行してメーカー等から設計の考え方や実際の仕様を確認したりするというようなこともあると思う。IN になったからすぐに規制の検討ということではないものも多いので、認識共有するとの発言があった。

- スクリーニング結果で OUT になっているのが何点かある。例えば、資料 48-1 の減圧機能の (6) ²④³に関するものだが、【基準】として減圧用の弁が想定される環境条件において確実に作動することを要求しているとあり、【審査】として環境条件においてこれを確認したとある。この環境条件の設定が正しいのかを検討する必要はないのか、不安定動作の原因として環境条件の設定が違っていたといったことがあったのかとの質問があった。

説明者より、機器の設計に当たっての環境条件は、設計基準における想定事象の中でされており、シビアアクシデント時はそれを超える範囲で実際に動作をしたということなので、その点を事業者やメーカーに確認をしてはどうかというのが、趣旨である。④は、逃がし安全弁は逃がし弁と安全弁と自動減圧系 (ADS) の三つの機能を併せ持つ弁であって、逃がし弁機能は安全上の機能ではないので、スクリーニング OUT としたと回答した。

- 資料 48-1 の減圧機能の (8) ⁴②⁵は、今後の検討課題とするところがあるが、OUT でよいのかとの質問があった。

説明者より、もともとの論点は格納容器の圧力上昇に水素等が有意に寄与しているかというものであるが、格納容器の圧力上昇というのは大 LOCA に想定されるような水蒸気が多量に発生する状態というのを考えていた。水素の発生は、炉心が損傷すれば起こり得るが、量としては水蒸気のほうが多いのではないかと。水素そのものは検討するが、水素が圧力上昇の要因になるかは、明確には分からないので、今後の検討課題とし OUT としたと回答した。

- 資料 48-5 について、ステップ 1 は技術情報検討会の役割であり、ステップ 2 は別途検討するという考えかとの質問があった。

説明者より、技術情報検討会のそもそもの役割としては、新しい知見が得られたときに、規制上の反映が必要かという観点でスクリーニングをすることである。今後の具体的な検討内容、方法などについては別途検討することになると回答した。

²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。

³計装用圧縮空気系（配管及び弁）等の駆動源の機能維持の規制上の位置付けの整理が必要か。

⁴自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立（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すること）で作動した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。

⁵3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。

- 資料 48-5 のステップ 2 の、【a 規制への反映を検討するもの】の意味するところは二種類あると思う。一つは規制基準へ直接反映していくような事項、もう一つは規制上何らかの対応を取る必要のあるもの、と解釈してよいのか質問があった。
説明者より、具体的に規制をどうするかは少し先の議論で、規制への反映を検討するというのは、対策が必要かを明確にしていくとことと理解していると回答した。
- フローの中で、ステップ 2 に「規制への反映を検討するに当たり国内外の十分な知見はあるか」とあり、ない場合は「速やかな規制対応を取る必要があるか」となっているが、知見がない中で対応の要否を検討することになる。判定の条件を再考した方がよいのではないか。原子力規制委員会への報告や審議が必要と思うがどういう状況の時に原子力規制委員会に諮られるのかとの質問があった。
説明者より、知見が十分でない場合には十分な判断ができないので、知見を得ることが必要となるということを意図している。今後の検討をどのような形でやっていくかについては、技術情報検討会の結果は原則として 1 か月程度を目処に原子力規制委員会に報告することになっている。ステップ 2 における検討方法、報告のタイミングについてもイメージを原子力規制委員会に諮りたいと考えていると回答した。
- 第 46 回技術情報検討会の結果概要について委員会で報告があった際に、委員長から建屋の中での水素防護の問題は、急いで考える必要があるのではないかというコメントがあったが、本日の技術情報検討会の結果概要の報告を受けて、原子力規制委員会で検討することになるのかとの質問があった。
説明者より、その通りであると回答した。
- 水素防護については、明示的に別トラックで早く進めるという指示を受けており、原子力規制委員会で議論できるようにしたい。水素防護については、いずれも IN になっており、知見収集、分析実施等とされている。原子力規制委員会の指摘は、今の知見ですぐに対応すべきことがないかを明確にすべきという趣旨と思う。したがって、知見収集や調査分析は、何らかのスキームでやるとしても、今の知見でやるべきことがあるかを出さないといけない。また、ベント機能・減圧機能については、ATENA、事業者、メーカーから知見を収集するというものが多くあり、IN となっているが、例えば真空破壊弁や主蒸気逃がし安全弁の機能、シビアアクシデント時の漏えい率は、1 F 事故分析検討会でずっと議論されており、既にメーカーや事業者から知見を収集しているのではないかと。1 F 事故分析検討会での検討要請等、作戦が必要と思うとの発言があった。

- 1F事故分析検討会では、事業者は、例えばSR弁が安定作動にならない理由を質問すると、分からないと答えている。分からないままでいいはずはないので、資料中の「ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する」ではなく、事業者に理由を説明せよという指示を出すべきだと思う。資料中に「ATENA・事業者等から知見を収集する」という記述が多いが、本来、シビアアクシデントは、状況が非常に特殊で千差万別なので、全てを規制基準で縛るというよりは、シビアアクシデントマネジメントのための知識として事業者が集積するという部分もあるはず。規制当局が、基準で何かをつくるという思いにとらわれていると、シビアアクシデントは扱えないと思う。例えばBWRは、設計が炉ごとに異なる点が多いので、自分たちのプラントの主要安全機器がシビアアクシデント条件でどのように動作するのかということは事業者自身が議論すべきではないか。また、どこまで使えるかという限界の議論は、通常、規制ではしない。事故分析チームが自分たちで実験するものもあるが、資源からするとできることには限界があり、事故分析チームがシビアアクシデント時の指標になるような知見を収集するのは無理だろう。通常規制を念頭に作られているこのスクリーニングフロー図に、シビアアクシデント時のことはうまくはまらないかもしれない。ステップ2については、技術情報検討会とは異なる場がつけられるだろうから、そういう場で、シビアアクシデントの状態に応じた対応を考えていく必要があるとの発言があった。
- 知見を拡充するものと規制に反映させるものとの振り分けの考え方については、資料48-1の項目ごとに全部どちらかに振り分けられるということではないと思う。例えば、原子炉ウエルの差圧調整ラインが通り道になるかどうかという論点については、審査の中で確認しており、既に規制へ反映している。他方、爆発に結びつくようなものであるのかという観点の知見は、拡充をしなければいけない。知見の収集を待たなくても潰しておけることというのは、今後の検討でも出てくると思うとの発言があった。
- 減圧機能の(8)⁶①⁷の自動減圧機能(ADS)については、ADSについているインターロックが予期せず作動をした結果ベントすることができたというものだが、低圧注水の準備ができていなければ、冷却材喪失をまっしぐらに歩むことになった面もある。インターロックが生きていたがために、マイナスの作用をすることもあり得ることを暗示している。また、HPCIやRCICは、インターロックが止まっていたから、動き続けることができた側面がある。

⁶ 自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立(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すること)で作動した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。

⁷ 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。

RCICについては、排気圧力高や原子炉水位高などで停止しなければ、動き続けることができる。つまり、インターロックがあるものの止まっていたがゆえに、使い続けられた可能性があるのではないかとおもわれるものがある。逆に、インターロックがあるがゆえに、限界まで使えたはずのものがブロックされて動かないものもあった。いよいよの時に、インターロックは必ず外せるようになっているかといえ、そういう審査はしてないと思う。単純な問題ではないが、インターロックというものをどうしたらいいのかという視点で、ADSの問題は捉えてほしい。資料 48-1 の対応策の記述については、ステージ 2 を検討する場ができたなら、違う議論が出るかもしれないというふうに捉えたらよいのではないかと。資料 48-1 の減圧機能の (8) ②は、IN であるべきとの意見があった。

説明者より、資料 48-1 の減圧機能の (8) ②は、IN ではないかというのはそのとおりと思う。中間とりまとめの論点から、インターロックの問題というのを読み取るのは非常に複雑であるが、説明を聞いてそのような理解もあることを認識したと回答した。

- 資料 48-5 のスクリーニングフロー図のステップ 2 だが、炉安審・燃安審に技術情報検討会の審議について報告し、意見をもらうというステップがあるという大事な要素が説明から抜けている。ただし、それを待たないと原子力規制委員会はアクションを取れないわけではなく、今までも炉安審・燃安審の意見を聞く前に自らの発議で規制の改正をするということを決めて事務局に指示したということは何回かある。資料 48-1 の減圧機能の (8) ②については、資料 48-5 のスクリーニングフロー図の【b 福島第一原子力発電所事故の更なる調査分析が必要なもの】や【c 更なる調査研究が必要なもの（事業者・メーカーに調査研究を求めるものを含む）】につながっていくものではないかと思うので、IN にした方がよい。今回は IN と OUT という形で整理できていると思うが、IN になったものにはステップ 2 の中でいうと【a 規制への反映を検討するもの】と、中には【b 福島第一原子力発電所事故の更なる調査分析が必要なもの】や【c 更なる調査研究が必要なもの（事業者・メーカーに調査研究を求めるものを含む）】の調査研究的要素を含めた検討をするというようなものが混じっている。今後、原子力規制委員会に報告した上で、進め方について指示を受け、技術情報検討会とは別の場で検討を継続していくということになるのではないかと思う。その中では、ステップ 2 の「速やかな規制対応を取る必要があるか」のように、今は十分な知見がないがどう判断するのか、というところを悩みながら決めていくということではないかと思うとの発言があった。
- 次のステップは、IN になったものについて今後の作業の進め方を明確にしていくこと。水素防護については、技術情報検討会から切り出してでも早く

進めるよう委員会から指示があった。他方、ベント機能と減圧機能については技術情報検討会で引き続き検討すればよいのではないかと思う。水素防護については、全部 IN になっているので、今後の進め方を明示し、いたずらに調査を続けるのではなく、今の情報でできることを提示して指示を受けるといふことと理解しているとの発言があった。

第48回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和3年7月20日（火） 14：00～16：00
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室A会議室（TV会議システムを利用）
3. 議題
(1) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析から得られた知見（第3回）

(説明者) 遠山 真 技術基盤グループ技術基盤課長
4. 配布資料

議題(1)

- | | |
|--------|---|
| 資料48-1 | 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点に対するスクリーニング結果（案） |
| 資料48-2 | 水素防護に関する知見について（(5)及び(9)関係）（修正版） |
| 資料48-3 | ベント機能に関する知見について（(1)、(2)、(3)及び(4)関係） |
| 資料48-4 | 減圧機能に関する知見について（(6)、(7)及び(8)関係） |
| 資料48-5 | 作業Tスクリーニングフロー図 |

中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点に対するスクリーニング結果(案)

	中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹		確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
	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			
水素防護 ³	(5) 水素爆発時の映像及び損傷状況から、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（水素濃度 8%程度）によって生じた圧力によることを示唆している。	① SA 時の原子炉建屋内の水素量、分布・拡散、滞留時間に着目した、水素爆発対策及び原子炉建屋の健全性への影響確認が必要か。	①-1 SA 時の原子炉建屋内の水素量、分布・拡散、滞留時間に着目した、水素爆発対策	【基準】 ①-1 水素爆発による原子炉格納容器、原子炉建屋等の損傷を防止するための設備を設けることを要求している（設置許可基準規則第52条等）が、水素量、分布・拡散、滞留時間に関する要求は設定していない。 【審査】 ①-1 原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である静的触媒式水素再結合装置（PAR）の設計に当たって、一定の条件下で、原子炉格納容器内で発生した水素がトップヘッドフランジ等のシール材から漏えいすることを想定し、原子炉建屋での水素濃度評価を行い可燃限界以下となること等を確認している。 【対応案】 ①-1 SA時の温度上昇に伴う金属の変形やSA環境下（温度、水蒸気、放射線等）における電線貫通部のシール材の劣化等に起因する漏えいの有無、漏えい経路、漏えい量、滞留箇所等に関する知見を収集する。	IN
		② 3号機の水素爆発時の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く、可燃性ガスの種類、量の把握と規制上の位置付けの整理が必要か。	②-1 可燃性ガスの種類、量	【基準】 ②-1 原子炉格納容器内については、水素を含む可燃性ガスの発生について考慮することを要求している（設置許可基準規則第37条）が、原子炉建屋内については、水素以外の可燃性ガスに対して具体的な要求は設定していない。 【審査】 ②-1 原子炉格納容器内で発生するその他の可燃性ガス（一酸化炭素等）の発生量が水素発生量に対して小さくなることを確認している。原子炉建屋内については、規制要求がないため審査では確認していない。 【対応案】 ②-1 原子炉格納容器内で発生し漏えいしてくる原子炉建屋内の可燃性ガスの量、挙動等について更なる検討を行う必要がある。また、原子炉格納容器内での Zr-水反応等による水素発生以外に、ケーブル材料、電線貫通部やトップヘッドフランジのシール材、有機系保温材等の熱分解、放射線分解による可燃性ガスの発生について、調査分析等を実施する。	IN
	(9) 3号機のベント成功回数は2回。このべ	① 水素の拡散や滞留等の挙動の検討が必要か。	①-1 水素の拡散や滞留等の挙動	○ 論点(5)①参照	IN

¹ 令和3年度第1回原子力規制委員会 資料2から抜粋

² IN：検討を継続するもの 「資料48-5 作業Tスクリーニングフロー図」の【ステップ2】へ
 OUT：既に規制対応が図られているもの

³ 詳細は「資料48-2 水素防護に関する知見について（(5)及び(9)関係）(修正版)」参照。

中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹		確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
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			
ントによって 4 号機原子炉建屋内に水素が流入し、40 時間にわたって水素が滞留した後、爆発に至った。	② 水素が滞留した原子炉建屋等における SA 対策や復旧作業等の安全確保の検討が必要か。	②-1 水素の滞留を踏まえた建屋内作業の安全確保	<p>【基準】</p> <p>②-1 重大事故等対処及び復旧作業にあたって、運転・対処要員の防護に関しては、放射線防護や有毒ガス対策が要求されているが、原子炉建屋等における水素滞留等による環境条件についての具体的な要求は設定していない。（SA 技術的能力審査基準）。</p> <p>【審査】</p> <p>②-1 一定の条件の下で、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋に漏えいすることを想定し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に至らないこと等を確認していることから、水素が滞留した環境条件での作業の成立性は確認していない。</p> <p>【対応案】</p> <p>②-1 上記（5）①-1 の対応案の結果を踏まえ、検討する。原子炉建屋への水素漏えいや原子炉建屋内での水素の挙動について不確かな部分もあるため、SA 対策の成立性を確認する前提の環境条件について検討の余地がある。</p>	IN
	③ 原子炉建屋内の水素濃度の検知の必要性、水素が滞留した場合の水素濃度の低減対策、人の立ち入りを伴う SA 対策等との整理及び水素漏えいの回避対策の検討が必要か。	<p>③-1 水素濃度の検知</p> <p>③-2 水素濃度の低減対策</p> <p>③-3 人の立ち入り</p> <p>③-4 水素漏えいの回避</p>	<p>○ 論点（9）②の結果を踏まえて検討する。</p> <p>○ SA 時の爆発による機器・建物の損壊に関連して、水素濃度とその他の環境条件と爆発のエネルギーについて、実験等により検討する。</p>	IN
	④ BWR トップヘッドフランジへの保護対策は PCV の他の箇所からの水素漏えいの誘因とならないか。	④-1 予期せぬ部位からの水素漏えい	<p>【基準】</p> <p>④-1 水素漏えい箇所について具体的な要求は設定していない。</p> <p>【審査】</p> <p>④-1 一定の条件の下でのトップヘッドフランジ以外の箇所から水素が漏えいすることも考慮して、対策の成立性や自主対策による悪影響がないことを確認している。</p> <p>【対応案】</p> <p>④-1 原子炉建屋への水素の漏えいや原子炉建屋内での水素の挙動については不確かな部分もあるため、どのような条件のもとで対策の成立性や自主対策による悪影響がないことを確認するか更なる検討を行う必要がある。また、トップヘッドフランジ等のシール材改良やウェル注水を行った場合における、改良部分以外又は改良部分における他要因でのリークの可能性、想定されるリークパスについて、調査・検討する。</p>	IN

	中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹		確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
	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 ⁴	<p>(1) 2号機耐圧強化ベントは、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の作動圧力（528kPa [abs]（原子炉格納容器の設計圧力の1.1倍）に到達せず、ベントは成功しなかった。</p>	<p>① 2号機及び3号機の事象進展（原子炉格納容器（PCV）の設計圧力未滿が継続）では過圧破損対策となる耐圧強化ベントは有効に動作しなかった。事故シーケンスグループの代表性と重大事故等（SA）対策（PCVの過圧破損対策及び過温破損対策）の確認が必要か。</p>	<p>①-1 耐圧強化ベントが有効に動作しなかった ①-2 事故シーケンスグループの代表性</p>	<p>【基準】 ①-1 原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたものなど十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスクを使用する場合やラプチャーディスクを手動で強制的に破壊する装置を設置する場合を除き、ラプチャーディスクを設置する場合はバイパス弁を併置することを要求している。（設置許可基準規則第50条等） ①-2 PRA等により、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加することを要求している。（設置許可基準規則第37条） 【審査】 ①-1 耐圧強化ベントラインにはラプチャーディスクが設置されないこと、また、格納容器圧力逃がし装置の配管に設けられているラプチャーディスクについては、その系統内の窒素置換のために設置されているものであり、動作圧力は十分低く設定されていることを確認している。 ①-2 有効性評価^{*1}におけるシーケンス選定においては、耐圧強化ベントや格納容器圧力逃がし装置に期待しないPRAに基づいて評価する事故シーケンスを選定していることから、耐圧強化ベント及び格納容器圧力逃がし装置の動作成否が事故シーケンスグループの選定に影響を与えることはないと考えられる。 ※1 SA対策やAM対策実施前の状態に対して、SA対策の有効性を評価するもの。 【対応案】 ①-1 なし。（ラプチャーディスクを設置する場合はバイパス弁を併置することを既に要求している。） ①-2 なし。（事故シーケンスグループの選定に影響を与えることはない。）</p>	OUT
	<p>(2) 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原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスク</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</p>	<p>①-1 DB配管にベント配管が接続されていた ①-2 事故時に2つの系統を隔離する弁がfail-open設計であった ①-3 重要度又は機能</p>	<p>【基準】 ①-1 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないことを要求している。ただし、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさない場合、共用することができる。（設置許可基準規則第50条等） ①-2 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを要求している。（設置許可基準規則第50条等） ①-3 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を接続、兼用させる設計の許容を規定していないが、機能の異なる設備を接続、兼用させる設計としては、計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合（設置許可基準規則第24条等）、炉心損傷防止目的の冷却設備と格納容器破損防止目的の設備（設置許可基準規則第49条等）と兼用する場合がある。 【審査】</p>	IN

⁴ 「資料48-3 ベント機能に関する知見について（（1）、（2）、（3）及び（4）関係）」参照

中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹	確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
の拡大が生じた。	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>の異なる設備を接続、兼用させる設計、運用</p> <p>①-1/①-2 耐圧強化ベント配管、格納容器圧力逃がし装置の配管、非常用ガス処理系の配管については接続部が存在するものの、新規規基準適用後は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。</p> <p>①-3 その他の重要度の異なる系統の接続や兼用、本来の用途以外の用途として重大事故等に使用する場合であっても、重大事故等対処設備としての必要な機能を有効に発揮するよう、かつ、他の設備に悪影響を及ぼさないよう設計・運用することを確認している。</p> <p>【対応案】</p> <p>①-1 耐圧強化ベント配管内のガスの滞留の可能性が排除できるか、耐圧強化ベント系の存続の是非について検討する。</p> <p>①-2 なし。（格納容器圧力逃がし装置について人力により切り替えられるよう既に要求している。）</p> <p>①-3 設計基準対象施設と重大事故等対処施設の接続、兼用については、規定上明確にする必要があるかについて今後の検討課題とする。</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。	②-1 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	○ 論点（2）①参照
（3） 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。	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>①-1 排気筒の構造（排気経路）</p> <p>①-2 ベントガスの組成、挙動等</p> <p>【基準】</p> <p>①-1 ベントに関して、排気筒の構造や排気経路の具体的な構造などに対する規制要求はない。</p> <p>①-2 格納容器圧力逃がし装置は排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること（設置許可基準規則第 50 条等）、格納容器破損防止対策に係る有効性評価においては「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」などを要求している（SA 技術的能力審査基準）。</p> <p>【審査】</p> <p>①-1 炉心損傷後の格納容器ベントに関しては排気筒とは独立した排気配管を有する格納容器圧力逃がし装置を用いることを確認しており、排気筒を経由しない排気経路であること確認している。</p> <p>①-2 炉心損傷前の格納容器ベントについては、耐圧強化ベント系も使用することから、耐圧強化ベント系を使用した場合の敷地境界における線量評価を行っており、5mSv を下回ることを</p>	IN

中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹ 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	確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
			<p>確認している。格納容器破損防止対策に係る有効性評価においては、基準要求である「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、格納容器圧力逃がし装置を用いたベント実施時にCs-137の放出量が100TBqを下回ることを確認している。</p> <p>【対応案】</p> <p>①-1 配管については、最高使用圧力・最高使用温度・内部流体の平均流速等をもとにした配管設計・強度設計が行われているが、流路構造による影響を検討する。</p> <p>①-2 1/2号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可能性があるため、耐圧強化ベント実施のタイミングを含めた耐圧強化ベントの使用の是非について検討する。</p>	
	<p>② 高い汚染が確認されたことから、事故時線量評価及び放射線防護の観点からの設計確認が必要か。</p>	<p>②-1 事故時線量評価及び放射線防護</p>	<p>【基準】</p> <p>②-1 想定される重大事故等が発生した場合において確実に SA 設備を操作できること、SA 設備の操作や復旧作業が行うことができるよう適切な放射線防護対策を講ずることなどを要求している（設置許可基準規則第43条）。格納容器圧力逃がし装置については、炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていることを要求している（設置許可基準規則第50条）。</p> <p>【審査】</p> <p>②-1 想定される重大事故等が発生した場合においても重大事故等対処設備の操作や復旧作業を行うことができるよう、放射線量の高くなるおそれの少ない場所への設置や遮蔽の設置等により遠隔で操作可能な設計とすることを確認している。具体的には、炉心損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽や離隔等の放射線防護対策がなされていることなどを確認している。なお、線量評価及び放出量評価については、上記論点（3）①のとおり。</p> <p>【対応案】</p> <p>②-1 なし。（事故時線量評価を行い、放射線防護対策をすることを既に要求している。）</p>	OUT
<p>(4) 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エル中の気体がスクラビングを経由</p>	<p>① SA 時における漏えい経路への追加は必要か。</p>	<p>①-1 ベントガスの漏えい経路（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せず</p>	<p>【基準】</p> <p>①-1 格納容器破損防止対策に係る有効性の判断基準として、「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」としている（許可基準規則第37条）。その有効性評価に当たってはCs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認するとしている（SA有効性評価ガイド）。</p> <p>【審査】</p> <p>①-1 真空破壊弁は正常に動作するものとして取り扱っており、その機能が喪失したものとした審査は行っていない。なお、炉心損傷後の放出量評価においてはドライウエルから格納容器ベントした場合の評価も行っており、格納容器ベント実施時におけるサプレッション・プールのスクラビング効果に期待しない場合の評価となっている</p>	IN

	中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹	確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
	事故分析の検討から得られた知見等			
	せずに原子炉格納容器外に放出される可能性がある。	原子炉格納容器外に放出)	【対応案】 ①-1 なし。(Cs-137 の放出量を抑える要求をしている。)ただし、真空破壊弁が複数回の作動により故障する可能性に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。	
		②-1 真空破壊弁が閉止できなくなる可能性 ②-2 真空破壊弁の耐久性	【基準】 ②-1 真空破壊弁について圧力の過度の上昇を適切に防止する性能を有し、必要な箇所に設けることを要求している。(技術基準規則第57条等) ②-2 真空破壊弁の耐久性に関する規制要求はない。 【審査】 ②-1/②-2 真空破壊弁は単純構造かつ静的なものであり、一般的に信頼性が高い機器として取り扱っている。 【対応案】 ②-1/②-2 なし。(真空破壊弁について圧力の過度の上昇を防止する性能を既に要求している。)ただし、SA時の環境下で真空破壊弁が閉止できなくなる(故障する)可能性に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。	IN
		③-1 ベントガスによる事故時線量評価	○ 論点(4)②の結果を踏まえて検討する。 ○ これに関連して、SA時の環境(温度・圧力・水蒸気・放射線等)を加味した原子炉格納容器の漏えい率について、ATENA・事業者から知見を収集する。	IN
減圧機能 ⁶	(6) 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。	①-1 全交流動力電源喪失時の主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の機能維持	【基準】 ①-1 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を要求しており、常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備の配備すること、減圧弁が想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを要求している。(許可基準規則第46条等) 【審査】 ①-1 主蒸気逃がし安全弁の駆動機構は全交流電源喪失時でも動作可能なように常設代替直流電源設備からも受電可能な設計とするとともに、常設直流電源喪失時に備えて可搬型直流電源設備からの受電も可能な設計としていることを確認している。また、主蒸気逃がし安全弁の各部位の温度が、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている温度を超えないことを解析により確認している	OUT

⁵ ドライウエル(D/W)＝ウェットウエル(W/W)となるとD/WからW/Wへの蒸気流入が阻害され、圧力抑制能力を失うのではないかと

⁶ 「資料48-4 減圧機能に関する知見について((6)、(7)及び(8)関係)」参照

	中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹	確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
	事故分析の検討から得られた知見等			
			<p>【対応案】</p> <p>①-1 なし。（減圧弁が想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを既に要求している。）</p>	
	② 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。	②-1 バウンダリからの小規模漏えい	<p>【基準】</p> <p>②-1 炉心損傷防止対策において必ず想定する事故シーケンスグループとして全交流動力電源喪失を含めることを要求している。また、有効性評価においては、複数の対策がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本としており、過去の審査経験を踏まえ、当該事故シーケンスグループを、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因（直流電源の枯渇、直流電源の故障、RCIC の故障、SRV の開固着）に着目して、4つの事故シーケンスグループに分割し、それぞれ有効性を評価することを求めている。（許可基準規則第37条）</p> <p>【審査】</p> <p>②-1 主蒸気逃がし安全弁の再開失敗（開固着）を小規模漏えいとして取り扱っており、有効性評価においては、TBPシーケンス（全交流電源喪失+SRVの再開失敗）に対して、対策の有効性を確認している。</p> <p>【対応案】</p> <p>②-1 なし。（原子炉冷却材圧力バウンダリの機能維持及び中小破断LOCAの事故シーケンスを既に要求している。）ただし、主蒸気逃がし安全弁について、故障原因の究明及び重大事故等状況下での能力について、ATENA・事業者・バルブメーカーから知見を収集する。</p>	IN
	③ 本事象は、計装用圧縮空気系の隔離によるもの（PCV 隔離信号による隔離を含む）だが、他の機器においても窒素供給が停止し、同様の不安定動作の状況になるのか精査が必要か。	③-1 窒素供給が停止し、同様の不安定動作の状況になるのか	論点（6）①参照	OUT
	④ 計装用圧縮空気系（配管及び弁）等の駆動源の機能維持の規制上の位置付けの整理が必要か。	④-1 計装用圧縮空気系（配管及び弁）等の駆動源の機能維持	<p>【基準】</p> <p>④-1 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を要求しており、減圧用の弁が空気作動弁の場合には、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること、減圧用の弁が想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること等を要求している。（許可基準規則第46条等）</p> <p>【審査】</p> <p>④-1 主蒸気逃がし安全弁については、SA 条件時の背圧も考慮した上で、7日間動作可能となるよう窒素ガスポンペを整備していることを確認している。その他の窒素を駆動源とする重大</p>	OUT

中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹ 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	確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
			事故等対処設備（AO弁等）についても、手動で操作可能とするか、動作に必要な窒素ガスボンベを整備していることを確認している。 【対応案】 ④-1 なし。（計装用圧縮空気系等の駆動源は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを既に要求している。）	
（7）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。	①-1 設計基準事故の条件下とは異なる機器の挙動	【基準】 ①-1 重大事故等対処設備については、重大事故等が発生した場合における環境（温度、放射線、荷重等）において必要な機能を有効に発揮することを要求している。（許可基準規則第43条等） 【審査】 ①-1 主蒸気逃がし安全弁には炉心損傷後の過熱蒸気が通過することから、これを考慮した場合においても、安全弁の機能維持が確認されている温度を超えないことを解析で確認している。また、弁の環境改善のため格納容器スプレイを実施する手順としていることを確認している。 【対応案】 ①-1 なし。（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既に要求している。）ただし、SA時の環境下での機器（例えば、主蒸気逃がし安全弁）の動作に関する設計の考え方等について、ATENA・事業者・パルプメーカーから知見を収集する。	IN
	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。	②-1 計測機器の信頼性	【基準】 ②-1 重大事故等対処設備については、重大事故等が発生した場合における環境（温度、放射線、荷重等）において必要な機能を有効に発揮することを要求している（許可基準規則第43条等）。 【審査】 ②-1 圧力計、水位計等の計測機器についても、重大事故等が発生した場合における環境（温度、放射線、荷重等）における信頼性について確認しており、さらに、重大事故等の発生により計測器が故障しパラメータを計測することが困難となった場合においても、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。 【対応案】 ②-1 なし。（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既に要求している。）ただし、重大事故等状況下での計測機器の能力について、ATENA・事業者・計測機器メーカーから知見を収集する。	IN
（8）自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立（サプレッションチェンバ圧	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	①-1 自動減圧系の動作	【基準】 ①-1 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。（許可基準規則第46条等） ①-2 （1）①参照	IN

中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点 ¹		確認の対象	検討結果の概要（BWRを対象に検討したもの）	スクリーニング結果 ²
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			
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。	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。	①-2 ラプチャーディスクの動作	<p>【審査】</p> <p>①-1 主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能（ADS）が喪失した場合の対策として代替自動減圧機能（原子炉水位低信号と低圧注水系の作動信号の and 条件で時間遅れをもって作動）を整備している。また、原子炉停止機能喪失時など ADS（代替ロジックでの作動を含む。）の作動回避が必要な場合には、作動を阻止する手順であることを確認している。</p> <p>①-2 （1）①参照</p> <p>【対応案】</p> <p>①-1 なし。ただし、ADSの作動信号としている検出器の設置位置や設定値等によっては、意図せず動作条件が成立することが有り得ることから、ADSの作動信号に関する設計の考え方（機器の破損防止のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響の回避）について、ATENA・事業者・計測機器メーカーから知見を収集する。</p> <p>①-2 なし。（ラプチャーディスクを設置する場合はバイパス弁を併置することを既に要求している。）</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。	②-1 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	<p>【基準】</p> <p>②-1 事故シーケンスグループの選定について、必ず想定する格納容器破損モードとして水素燃焼を選定すること、及び個別プラントの内部事象に関するPRA又はそれに代わる方法で評価を実施し抽出した格納容器破損モードを想定することを要求している（許可基準規則第37条等）。</p> <p>【審査】</p> <p>②-1 格納容器破損防止対策の有効性評価として、大LOCAシナリオの他、過渡事象が起因となるシナリオについても確認しており、一定の条件の下で整備した対策に有効性があるかを確認している。</p> <p>【対応案】</p> <p>②-1 PCV圧力の上昇に水素等が有意に寄与するシナリオが事故シーケンスグループの選定に影響するか、PCV圧力の上昇の要因として水素等を明にする必要があるか、今後の検討課題とする。</p>	OUT

水素防護に関する知見について（（５）及び（９）関係）（修正版）

令和 3 年 7 月 20 日
東京電力福島第一原子力発電所事故に関する
知見の規制への取り入れに関する作業チーム

1. 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点¹

（５）水素爆発時の映像及び損傷状況から、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（水素濃度 8 % 程度）によって生じた圧力によることを示唆している。

【知見等を踏まえた論点】

- ① SA 時の原子炉建屋内の水素量、分布・拡散、滞留時間に着目した、水素爆発対策及び原子炉建屋の健全性への影響確認が必要か。
- ② 3 号機の水素爆発時の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く、可燃性ガスの種類、量の把握と規制上の位置付けの整理が必要か。

（９）3 号機のベント成功回数は 2 回。このベントによって 4 号機原子炉建屋内に水素が流入し、40 時間にわたって水素が滞留した後、爆発に至った。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 水素の拡散や滞留等の挙動の検討が必要か。
- ② 水素が滞留した原子炉建屋等における SA 対策や復旧作業等の安全確保の検討が必要か。
- ③ 原子炉建屋内の水素濃度の検知の必要性、水素が滞留した場合の水素濃度の低減対策、人の立ち入りを伴う SA 対策等との整理及び水素漏えいの回避対策の検討が必要か。
- ④ BWR トップヘッドフランジへの保護対策は PCV の他の箇所からの水素漏えいの誘因とならないか。

2. 関連する現行の基準・ガイド等

○重大事故等の拡大の防止等 [格納容器破損防止対策] (有効性評価) (SA)

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 37 条

SA 有効性評価ガイド（格納容器破損防止対策の有効性評価）

¹ 令和 3 年 4 月 7 日 第 1 回原子力規制委員会資料 2 別紙 1 から引用

関係施設・設備： 原子炉格納施設（原子炉格納容器、原子炉建屋、二次格納施設、放射性物質濃度制御設備、可燃性ガス濃度制御設備）

PWR, BWRの差異： 想定する格納容器破損モード

BWR（大LOCA+ECCS喪失+SBO）

PWR（大LOCA+注水機能喪失）

○水素爆発による原子炉格納容器破損防止対策（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 52 条

技術基準規則・同解釈 67 条

SA 技術的能力審査基準 1.9

関係施設・設備：原子炉格納施設（放射性物質濃度制御設備、可燃性ガス濃度制御設備）

PWR, BWRの差異：設備構成

BWR（可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器フィルタベント系）

PWR（静的触媒式水素再結合装置、原子炉格納容器水素燃焼装置）

○水素爆発による原子炉建屋等損傷防止対策（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 53 条

技術基準規則・同解釈 68 条

SA 技術的能力審査基準 1.10

関係施設・設備： 原子炉格納施設（放射性物質濃度制御設備、可燃性ガス濃度制御設備）

PWR, BWRの差異： 設備構成

BWR（静的触媒式水素再結合装置）

PWR（アニュラス空気浄化設備（水素排出）、格納容器排気筒）

○火災による損傷の防止（SA）*

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 41 条

技術基準規則・同解釈 52 条

関係施設・設備： 火災防護設備

※可燃性ガス発生を考慮（原子炉格納容器内の塗料、ケーブル等）する観点から関係条文としている。

3. 現行の審査における申請内容及び確認事項

審査では、「格納容器内の水素燃焼への対策」として、設置許可基準規則第 37 条で定める有効性評価として格納容器内の水素燃焼に対して、水素の爆轟を防

止する（ドライ条件で、水素濃度 13vol%以下又は酸素濃度 5vol%以下）こと、設置許可基準規則第 52 条等に基づき格納容器内の水素爆発を防止できる設備・手順が整備されることを確認している。また、「格納容器からの漏えい防止対策」として、設置許可基準規則第 37 条の解釈に定める格納容器の限界温度・限界圧力（200℃・2Pd）での格納容器の健全性について確認している。さらに、「格納容器から水素が漏えいした場合の対策」として、設置許可基準規則第 53 条等に基づき二次格納施設で水素爆発を防止できる設備・手順が整備されることを確認している。以下、BWR、PWR それぞれについて具体的に記載する。

（１）BWR

○格納容器内の水素燃焼への対策

- ✓ 有効性評価（水素燃焼）では、格納容器内が窒素置換されていることから、水素濃度ではなく酸素濃度で評価しており、水の放射線分解により発生する酸素の濃度が相対的に高くなるシーケンスである過圧過温シーケンス（大 LOCA+ECCS 喪失+SBO）を選定している。酸素濃度を高く評価する観点から、発生する水素は解析によって得られた値を用いており、格納容器内の他の金属（アルミニウム及び亜鉛）による水素の発生については、酸素が発生する反応ではなく酸素濃度を相対的に低くすることになるため、考慮していない。
- ✓ 有効性評価（水素燃焼）では、格納容器内の酸素濃度が 5vol%（ドライ条件）を上回らない（一部期間で 5vol%（ドライ条件）を超えるが、この期間は LOCA による水蒸気で格納容器内が満たされておりウェット条件となる）ことを確認している。また、5vol%（ドライ条件）を超えるような場合は、格納容器フィルタベントによる水素・酸素の排出を行う手順であることを確認している。
- ✓ 有効性評価（水素燃焼）としては、MCCI が発生した場合には水素及び他の可燃性ガスの発生量が多くなることから酸素濃度が相対的に低くなるため選定していないが、他の有効性評価においても MCCI により発生する他の可燃性ガス（一酸化炭素）の発生量は、コリウムシールド等の対策を行うことで、水素発生量に対して小さくなるため、その影響を考慮していない。
- ✓ これらに関連した対策として、格納容器内の水素爆発防止のため、初期酸素濃度を 2.5%以下（柏崎刈羽は 3.5%以下）に管理するよう変更すること、格納容器フィルタベントの手動操作については、二次格納施設の外から遠隔操作が可能であることを確認している。

○格納容器からの漏えい防止対策

- ✓ 原子炉格納容器のトップヘッドフランジ、機器ハッチ、マンホールの

シール材は、従来、耐熱性の観点から主としてシリコーンゴムが使用されていたが、現在は、耐放射線性等の観点から、改良 EPDM に変更されている。

○漏えいした水素への対策（二次格納施設（原子炉建屋）の水素対策）

- ✓ 原子炉格納容器は、一定の漏えい率（設計漏えい率）で格納容器内部の気体が漏えいしてくることから、原子炉格納容器から漏えいした水素に対する対策を行っている。
- ✓ オペレーションフロア及び機器ハッチ等に水素濃度計を設置するとともに、オペレーションフロアに PAR（静的触媒式水素再結合装置）を設置し、原子炉建屋内の水素ガスの流路を確保するため、オペレーションフロア大物搬入口を開運用することを確認している。
- ✓ 原子炉建屋内の水素濃度計の値が一定値（2.0～2.5%）になった場合には、格納容器フィルタベントによる水素排出の手順を整備している。
- ✓ 東海第二は、水素濃度が低い場合における SGTS（非常用ガス処理系）による原子炉建屋からの排気にも期待している。なお、他の BWR プラント（柏崎刈羽、女川、島根）においても重大事故時において電源がある場合には SGTS を起動する手順としており、水素濃度が低い場合には、同様に水素排出に期待できる。
- ✓ PAR の設計に当たって、有効燃料部被覆管の 100%が反応した水素量が 10%/day（2Pd における設計漏えい率の約 10 倍）でトップヘッドフランジから漏えいしたと仮定した場合での GOTHIC による原子炉建屋内の水素濃度解析を実施し、可燃限界（4%）に至らないこと（可燃限界に至る場合は酸素濃度が低いこと）を確認している。
- ✓ また、感度解析として、有効性評価ケース（水素発生量約 200～600kg、格納容器漏えい率約 1.0～1.3%/day）で、トップヘッドフランジのほか機器ハッチ等からも漏えいした場合を仮定した解析を行い、可燃限界に至らないことを確認している（女川においてはウェル注水を実施した場合の評価としてトップヘッドフランジ以外の機器ハッチから漏えいしたとした水素濃度解析も行っており、可燃限界以下となることを確認している。）。

（2）PWR

○格納容器内の水素燃焼への対策

- ✓ 格納容器の自由体積の大きさにより、全炉心内ジルコニウム量の 75% が反応した場合でも、水素濃度制御設備（PAR やイグナイタ）に期待せず水素濃度は 13vol%（ドライ条件）を下回ることを確認している。

- ✓ 有効性評価（水素燃焼）では、事象進展が早く、水蒸気が凝縮され水素濃度が相対的に高くなるシーケンスである大 LOCA+注水機能喪失を選定し、全炉心内ジルコニウム量の 75%が反応することによる水素の発生と水の放射線分解、金属腐食（アルミニウム及び亜鉛）、ヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮して評価を行っている。また、水素濃度監視装置（可搬型設備を用いたサンプリング形式）による監視もできることを確認している。
- ✓ 格納容器内の水素濃度低減対策として PAR 及びイグナイタを設置しており、有効性評価では、ベースケースとしてイグナイタの効果に期待しない条件で GOTHIC による水素濃度解析を行っており、この場合でも格納容器内の水素濃度が 13vol%（ドライ条件）を下回ることを確認している。
- ✓ 有効性評価（水素燃焼）では、MCCI によるコンクリート侵食量は有意ではないが、保守的に MCCI の不確かさを考慮した追加水素発生量を加算した場合でも、PAR 及びイグナイタにより、格納容器内の水素濃度が 13vol%（ドライ条件）を下回ることを確認している。なお、MCCI によるその他可燃物（一酸化炭素）については、コンクリート侵食量が有意ではないこと及びイグナイタで燃焼させることができることから、定量的な評価は行っていない。
- ✓ イグナイタについては、仮に格納容器ドーム頂部付近に水素が滞留若しくは成層化した場合も考慮し、当該箇所にも設置することを確認するとともに、着火源とならないよう炉心損傷判断（炉心出口温度 350 度到達）と同時に電源を投入する手順となっていることなどを確認している。

○格納容器からの漏えい防止対策

- ✓ 格納容器貫通部等のシール材の 200℃、2Pd 下における健全性を確認している。シール材の健全性は、電共研における蒸気を用いた漏えい試験との比較・検討により確認している。

○漏えいした水素への対策（二次格納施設（アニュラス）の水素対策）

- ✓ アニュラス内に水素濃度計を設置するとともに、アニュラス空気再循環設備による水素排出を行うことを確認している。
- ✓ アニュラスへの水素の漏えい率について、分子流・金属透過の影響を検討した上で、空気の漏えい率 0.16%/day を適用できることを確認している。
- ✓ アニュラスへの漏えい率を 0.16%/day として、アニュラスの水素濃度を評価し、可燃限界（4%）以下であることを確認している（アニュラ

ス排気に期待しない場合で 1.5vol%程度)。なお、評価方法は、GOTHIC による水素濃度解析ではなく、アニュラス部を 1 空間とし、格納容器から漏えいする水素量とアニュラス排気により放出される水素量のバランスから算出している。

- ✓ アニュラスへの漏えい率を 10 倍 (1.6%/day) とした場合のアニュラスの水素濃度評価も行っており、約 1.4%となることを確認している (アニュラス排気に期待しない場合で 4%以下)。

ベント機能に関する知見について ((1)、(2)、(3) 及び (4) 関係)

令和 3 年 7 月 20 日
東京電力福島第一原子力発電所事故に関する
知見の規制への取り入れに関する作業チーム

1. 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点¹

(1) 2号機耐圧強化ベントは、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の作動圧力 (528kPa [abs] (原子炉格納容器の設計圧力の 1.1 倍)) に到達せず、ベントは成功しなかった。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 2号機及び3号機の事象進展 (原子炉格納容器 (PCV) の設計圧力未満が継続) では過圧破損対策となる耐圧強化ベントは有効に動作しなかった。事故シーケンスグループの代表性と重大事故等 (SA) 対策 (PCV の過圧破損対策及び過温破損対策) の確認が必要か。

(2) 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原子炉建屋内へのベントガスの逆流、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が生じた。

【知見等を踏まえた論点】

- 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。
- 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。

(3) 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。

【知見等を踏まえた論点】

¹ 令和3年4月7日 第1回原子力規制委員会資料2 別紙1 から引用

- 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。
- ② 高い汚染が確認されたことから、事故時線量評価及び放射線防護の観点からの設計確認が必要か。

(4) 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エ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。

【知見等を踏まえた論点】

- ① SA 時における漏えい経路への追加は必要か。
- 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（ドライウエル（D/W）＝ウェットウエル（W/W）となると D/W から W/W への蒸気流入が阻害され、圧力抑制能力を失うのではないか）。また、VB の耐久性の要求は必要か。
- 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。

2. 関連する現行の基準・ガイド等

○重大事故等の拡大の防止等（有効性評価）（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 37 条

SA 有効性評価ガイド（格納容器破損防止対策の有効性評価）

SA 技術的能力審査基準 1.5（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等）

1.7（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等）

関係施設・設備：原子炉格納施設（原子炉格納容器、圧力低減設備、放射性物質濃度制御設備、格納容器再循環設備、格納容器安全設備）
原子炉冷却系統施設（残留熱除去設備、蒸気タービンの附属設備、主蒸気・主給水設備）

PWR，BWR の差異：想定する格納容器破損モード

BWR（大 LOCA＋ECCS 喪失＋SBO）

PWR（大 LOCA＋注水機能喪失）

○最終ヒートシンクへの熱輸送対策（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 48 条

技術基準規則・同解釈 63 条

関係施設・設備：原子炉格納施設（原子炉格納容器、圧力低減設備、放射性物質濃度制御設備、格納容器再循環設備）

原子炉冷却系統施設（残留熱除去設備、蒸気タービンの附属設備、主蒸気・主給水設備）

PWR，BWRの差異：設備構成

BWR（耐圧強化ベントライン、非常用ガス処理系、排気筒、格納容器圧力逃がし装置、真空破壊装置）

PWR（タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、格納容器再循環ユニット）

○原子炉格納容器の過圧破損防止対策（S A）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 50 条

技術基準規則・同解釈 65 条

関係施設・設備：原子炉格納施設（原子炉格納容器、圧力低減設備、格納容器再循環設備、格納容器安全設備）

原子炉冷却系統施設（残留熱除去設備）

PWR，BWRの差異：設備構成

BWR（格納容器圧力逃がし装置、真空破壊装置）

PWR（格納容器再循環ユニット、格納容器スプレイ設備）

○原子炉格納容器の過圧破損防止対策（特定重大事故等）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 42 条

技術基準規則・同解釈 53 条

関係施設・設備：特定重大事故等対処施設

※PWRの格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）を対象として記載。

3. 現行の審査における申請内容及び確認事項

審査では、「炉心損傷前の対策」として、設置許可基準規則第 37 条で定める有効性評価として炉心損傷防止対策に有効性があること、同規則第 48 条等に基づき設備及び手順が整備されていることを確認している。また、「炉心損傷後の対策」として、設置許可基準規則第 37 条で定める有効性評価として格納容器破損防止対策に有効性があること、同規則第 50 条等に基づき設備及び手順が整備されていることを確認している。

（1）BWR

○炉心損傷前の対策

- ✓ 炉心損傷前の格納容器ベント（アーリーベント）としては、格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備に位置付けている。島根では、耐圧強化ベント系を自主対策設備として位置付けている。
 - ✓ 耐圧強化ベント系は、系統内に圧力開放板（ラプチャーディスク）を設けない設計としている。
 - ✓ 耐圧強化ベント系は、非常用ガス処理系（SGTS）と接続しているが、耐圧強化ベント系を使用する場合は、非常用ガス処理系の出口弁を全閉して非常用ガス処理系への逆流を防止する手順としている。なお、非常用ガス処理系の出口弁については、東海第二のみ AO 弁（NC、FO）であり、他サイト（柏崎刈羽、女川、島根）については MO 弁（NC）となっている。
- また、非常用ガス処理系と共用している排気ラインは、排気筒の内側（柏崎刈羽、女川）又は側面（東海第二、島根）に設置され、排気ラインの出口は、排気筒頂部（柏崎刈羽、東海第二、島根）又は地上境界（女川）に位置している。
- ✓ 炉心損傷前の有効性評価において、格納容器ベントを使用する場合には、敷地境界での実効線量の評価を行っており、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系のいずれを用いた場合でも 5mSv 以下となることを確認している。

○炉心損傷後の対策

- ✓ 炉心損傷後の格納容器ベントとしては、格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）を重大事故等対処設備に位置付けており、柏崎刈羽を除き耐圧強化ベント系は使用しない。柏崎刈羽では、炉心損傷後の水素排出としてウェットウェルを用いた耐圧強化ベント系も期待している。
- ✓ 格納容器圧力逃がし装置については、系統の排気ラインに圧力開放板（ラプチャーディスク）が設けられているが、これは系統内の水素爆発防止のため、待機中に窒素で不活性化するために設けられているものであり、その作動圧力は十分低い値（80～100kPa）に設定されていることを確認している。
- ✓ 格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベント系との接続部については、隔離弁を二重に設けることで耐圧強化ベント系と隔離している（ただし、柏崎刈羽は一弁（FC）で隔離している）。
- ✓ 炉心損傷後の有効性評価（格納容器破損防止対策）において、格納容器圧力逃がし装置を使用した場合の 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でも100TBqを下回っていることを確認している。

- ✓ 有効性評価においては、真空破壊装置は正常に作動するものとして評価しており、その機能が喪失したものとした審査は行っていないが、上述の放出量評価においてはドライウェルから格納容器ベントした場合の評価も行っており、格納容器ベント実施時におけるサプレッション・プールのスクラビング効果に期待しない場合の評価となっている。

(2) PWR

○炉心損傷前の対策

- ✓ 設置許可基準規則第 48 条としては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次系冷却による除熱などで対応できるため、格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）は設置していない。

○炉心損傷後の対策

- ✓ 設置許可基準規則第 50 条としては、大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などで対応できるため、格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）は設置していない。
- ✓ 一方、設置許可基準規則第 42 条（特定重大事故等対処施設）として、格納容器の過圧破損防止のため、大型航空機の衝突等に対して頑健性を有する格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）を設置している。なお、当該装置は、同規則第 50 条の要求である「放射性物質の低減、共用の禁止、容易・確実な隔離弁の操作、ラプチャーディスクの低圧設定など」を考慮した設計となっていることを確認している。

減圧機能に関する知見について ((6)、(7) 及び (8) 関係)

令和 3 年 7 月 20 日
東京電力福島第一原子力発電所事故に関する
知見の規制への取り入れに関する作業チーム

1. 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点¹

(6) 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。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 全交流動力電源喪失 (SBO) 条件下での主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能の機能維持については、規制上の位置付けの整理が必要か。
- ② 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ておらず原因は不明。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。
- ③ 本事象は、計装用圧縮空気系の隔離によるもの (PCV 隔離信号による隔離を含む) だが、他の機器においても窒素供給が停止し、同様の不安定動作の状況になるのか精査が必要か。
- ④ 計装用圧縮空気系 (配管及び弁) 等の駆動源の機能維持の規制上の位置付けの整理が必要か。

(7) 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。

【知見等を踏まえた論点】

- 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。
- 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。

¹ 令和 3 年 4 月 7 日 第 1 回原子力規制委員会資料 2 別紙 1 から引用

(8) 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）で作動した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。

【知見等を踏まえた論点】

- 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。
- 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。

2. 関連する現行の基準・ガイド等

○重大事故等の拡大の防止等（有効性評価）（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 37 条

SA 有効性評価ガイド（格納容器破損防止対策の有効性評価）

SA 技術的能力審査基準 1.3（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等）

関係施設・設備：原子炉冷却系統施設（原子炉冷却材の循環設備、一次冷却材の循環設備）

計測制御系統施設（制御用空気設備）

PWR，BWRの差異：想定する格納容器破損モード（同じ）

BWR（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

PWR（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

○原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 46 条

技術基準規則・同解釈 61 条

関係施設・設備：原子炉冷却系統施設（原子炉冷却材の循環設備、一次冷却材の循環設備）

計測制御系統施設（制御用空気設備）

PWR，BWRの差異：設備構成

BWR（主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能、安全弁機能）、非常用窒素供

給系、非常用逃がし安全弁駆動系、逃がし安全弁制御用アキュムレータ、自動減圧機能用アキュムレータ、代替自動減圧機能、格納容器スプレイ)

PWR (加圧器逃がし弁、窒素ポンペ、可搬型バッテリー)

○緊急停止失敗時の未臨界対策 (S A)

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 44 条

技術基準規則・同解釈 59 条

関係施設・設備：原子炉冷却系統施設 (一次冷却材の循環設備)

※PWRの加圧器安全弁を対象として記載。

3. 現行の審査における申請内容及び確認事項

(1) BWR

○主蒸気逃がし安全弁の対策

- ✓ 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) は、炉心損傷前における高圧注水系が機能喪失した場合の低圧注水系への切り替えのための急速減圧及び炉心損傷後の格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器直接加熱」において原子炉圧力容器破損前の急速減圧のために、その機能を期待している。
- ✓ 主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能 (ADS) が喪失した場合の対策として代替自動減圧機能 (原子炉水位低信号と低圧注水系の作動信号の and 条件で時間遅れをもって作動) を整備している。
- ✓ 主蒸気逃がし安全弁の制御回路は全交流電源喪失時でも動作可能なように常設代替直流電源設備からも受電可能な設計とするとともに、常設直流電源喪失時に備えて可搬型直流電源設備からの受電も可能な設計としている。
- ✓ 駆動源の喪失に備えて、主蒸気逃がし安全弁を少なくとも7日間動作させるために必要な窒素ガスポンペを整備するとともに、重大事故時の背圧対策として格納容器圧力が $2Pd$ となった場合でも主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な圧力を供給可能な設計としている。
- ✓ 炉心損傷後の主蒸気逃がし安全弁の開保持機能の維持については、主蒸気逃がし安全弁の各部位の温度が、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている温度を超えないことを解析により確認している。加えて有効性評価の「高圧溶融物放出／格納容器直接加熱」では、主蒸気逃がし安全弁の環境改善のため格納容器スプレイを実施する手順であることを確認している。

- ✓ なお、更なる信頼性向上対策として、駆動用窒素ガスの流路となる主蒸気逃がし安全弁の電磁弁及びシリンダのシール材を変更（改良 EPDM 材）するとともに、排気ポートへの窒素ガス供給による自主対策も整備している。

（2）PWR

○ 加圧器逃がし弁の対策

- ✓ 炉心損傷後の格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器直接加熱」において、その対策として 1 次系強制減圧を確実に行うことが重要であることから、加圧器逃がし弁の信頼性対策について確認している。
- ✓ 具体的には、加圧器逃がし弁の機能を回復させるために、全交流動力電源喪失に備えて窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を新たに SA 設備として整備している。
- ✓ さらに、相対的に逃がし容量が小さくなる 4 ループプラントについては、炉心損傷後の加圧器逃がし弁の開操作をより確実なものとするため、炉心出口温度が 350°C になった場合には、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を常時監視する運転員を配置する手順としている。
- ✓ また、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の継続性については、加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合の減圧継続の支障要因として、弁の流路閉塞及び弁閉止（開維持失敗）の 2 つを抽出し、これらの発生要因に対する影響評価を行っている。この結果、弁棒に発生する熱応力が小さいこと及び駆動部ダイヤフラムへの熱負荷が小さいことから減圧継続に支障となる熱負荷ではないことを確認している。

○ 加圧器安全弁の対策

- ✓ ばね式の加圧器安全弁については、「原子炉停止機能喪失」等において、1 次系圧力及び温度の上昇に伴い作動することを想定しているが、その作動に期待しているのは炉心損傷前の事象初期段階であり、当該事故時環境における耐環境性について確認している。

中間とりまとめから得られた
知見等を踏まえた論点

作業Tスクリーニングフロー図

