

第 4 6 回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和 3 年 5 月 2 6 日（水） 1 6 : 0 0 ~ 1 7 : 3 0
2. 場所：原子力規制委員会 1 3 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 2 回）

（説明者）遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長
岩永 宏平 原子力規制部東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官
川崎 憲二 原子力規制部審査グループ実用炉審査部門 安全管理調査官
西村 健 技術基盤グループシビアアクシデント研究部門 技術研究調査官

4. 配布資料

議題(1)

- 資料 4 6 - 1 「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」から得られた知見等の分類表
- 資料 4 6 - 2 水素防護に関する知見について（（ 5 ）及び（ 9 ）関係）

参考資料

- 参考資料 4 6 - 1 「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」（2021 年 3 月 5 日）に関する見解等について
（各発電用原子炉設置者からの回答）（（ 5 ）及び（ 9 ）関係の
み抜粋）
- 参考資料 4 6 - 2 関連する基準・ガイドの条文抜粋

「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」から得られた知見等の分類表

令和 3 年 5 月 2 6 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

分類	中間とりまとめから得られた知見等
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。
	(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。
ベント機能	(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。
	(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。
	(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。
	(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。
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。
	(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。
	(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。

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

水素防護に関する知見について（（５）及び（９）関係）

令和 3 年 5 月 2 6 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】

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。

3 号機の水素爆発時の火災や爆煙については、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】

水素の拡散や滞留等の挙動の検討が必要か。

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。

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。

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

- ✓ トップヘッドフランジ、格納容器配管貫通部等のシール材を改良

EPDM 材等に変更しており、200 、2Pd 下における健全性を確認している。改良 EPDM 材は SA 環境を模擬したヘリウムでの漏えい試験を行い漏えいのないことを確認している。

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）

- ✓ 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）に期待せずに水素濃度は 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)。

4. 検討

(1) 検討の前提となる安全上の機能の整理 (二次格納容器に期待する機能)

一次格納容器からの放射性物質の漏えいに対する障壁として機能すること、また、燃料取扱事故の場合などには主要な格納施設として機能することを期待している。このため、二次格納容器内部を負圧に保ち、フィルターを介して高所放出する設備を設けている。

また、国内 BWR では、財産保護を目的とした、主として原子炉建屋の内圧力上昇による天井・外壁等の破損防止のためブローアウトパネルを設けている。

なお、関連する要求は設置許可基準規則・同解釈 32 条及び技術基準規則・同解釈 44 条に記載がある。

(2) 基準・ガイド類との関係

- ✓ 現行の設置許可基準規則・同解釈 37 条においては、水素の爆轟を防止すること、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても格納容器圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ることとしている。
- ✓ 現行の設置許可基準規則・同解釈 52 条においては、「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない」としており、BWR であれば原子炉格納容器内を不活性化すること、PWR であれば必要に応じ水素濃度制御設備を設置すること等を要求している。
- ✓ 現行の設置許可基準規則・同解釈 53 条においては、「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない」としており、爆燃現象も対象とする規定と考えられる。
- ✓ 現行の設置許可基準規則・同解釈 53 条においては、SA 環境下の原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素の漏えい量の想定に関して具体的な要求は置いていないが、「水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない」としている。
- ✓ 現行の SA 技術的能力審査基準 1.9 及び 1.10 においては、水素爆発による原子炉格納容器及び原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等の整備を要求している。

(3 - 1) 審査の前提となる技術的知見²

水素の発生源

- ✓ 原子炉圧力容器内での、燃料被覆管のジルコニウム等金属の水蒸気による酸化が支配的な要因である。
- ✓ 原子炉圧力容器外では溶融デブリによる格納容器ベースマツト侵食が追加的な水素の発生源となり、石灰岩系コンクリートの場合には一酸化炭素の発生も重要となることが知られている。国内の原子力発電所で用いられている玄武岩系コンクリートは、一酸化炭素発生が少ないとされる。
- ✓ 長期的には、水の放射線分解により水素及び酸素がそれぞれ発生する。

SAにおける格納容器内の水素の分布

- ✓ 対象とする格納容器の構造、原子炉圧力バウンダリ系から格納容器へ水素が放出される経路や量、他の気体との混合の程度に大きく影響する。また、水素放出の特徴は想定する事故シーケンスに強く依存する。
- ✓ 水素とともに放出される水蒸気は、雰囲気の不活性化に寄与する等から、水素燃焼に対してリスク低減効果を与える。
- ✓ 高い位置で低密度の水素が放出されると成層化が生じる可能性が懸念される。
- ✓ 減圧のために通常使用される格納容器スプレイは、水素分布に対して混合プロセスの促進と水蒸気の凝縮による可燃性混合気の形成作用をもたらす。

水素の燃焼限界

- ✓ 室温大気中でよく混合した水素の場合、火炎の上方向伝播の開始に必要な最低濃度が4.1vol%とされる。
- ✓ (水素-空気-水蒸気)の混合気に対する可燃性、可爆性は、Shapiro線図などの三元図により簡易判断が可能であることが知られている。(水素-酸素-窒素)の混合気については産業安全研究所³において三元図が整理されている。
- ✓ 水素の燃焼は大きく分けて爆轟と爆燃があることが知られている。これらの判断基準は、簡単には火炎の伝播速度が超音速か亜音速かの違いとされる。水素濃度が4 - 8vol%の範囲では、スパークにより着火さ

² 主にIAEA TECDOC-1661 Mitigation of Hydrogen Hazard in Severe Accidents in Nuclear Power Plants(2011)を参照したが、他に参考としたものは個別に脚注に記載した。

³ 柳生ら、「水素の爆発危険性についての研究(第一報) 水素の爆発限界に及ぼす圧力の影響」, 産業安全研究所研究報告、RR-18-1、1969年9月

せた後に不完全燃焼が観測されている。燃焼の完全性は、8 - 10vol%の範囲でほぼ 100%となることが実験的に観測されている。

- ✓ 爆燃火炎が伝播する経路上に障害物などがある場合には急速に伝播速度が加速（火炎加速）することが知られている。
- ✓ 爆轟を直接的に発生させる場合には非常に大きなエネルギーが必要となり、安定な爆轟波の形成には 4.1kJ 程度は必要とされる。現在のところ、あり得る爆轟の開始条件は、爆轟の前の爆燃火炎の伝播速度が超音速となり衝撃波を形成して爆轟に遷移（DDT）することであることが知られている。

格納容器からの水素漏えいの防止

- ✓ 高圧水素ステーションではシール材に EPDM 材が選択されるようである。また、二次格納容器での水素爆発を防止するために、格納容器の健全性を維持することが第一選択だと考えられている。このため、格納容器ベントによる排出、環境への放射性エアロゾル放出の低減のために格納容器スプレイを使うことも有効とされる。

○原子炉建屋に漏えいした水素への対策

- ✓ SGTS で排出するなどが有効であるとされている⁴。

水素の緩和対策

- ✓ これまでに実用化されているものは、PAR、電気式イグナイタ、窒素置換等による不活性化などが知られている。

(3 - 2) 審査との関係

- ✓ 新規制基準下では、3 . に記載のとおり、格納容器内の水素燃焼対策、格納容器からの漏えい防止対策を行っており、さらに格納容器ベント等による格納容器の過圧対策を講じている。
- ✓ 二次格納施設の水素爆発防止対策として、水素濃度制御設備（PAR）又は水素排出設備（アニュラス再循環設備又は SGTS）を設置するとともに、二次格納施設内に水素濃度計を設置している。水素濃度制御設備（PAR）及び水素排出設備（アニュラス再循環設備）の設計に当たっては、保守的な条件で設計している。
- ✓ 二次格納施設の水素濃度について、水素の分布・拡散、滞留時間を詳細に確認したものではないが、BWR では GOTHIC による水素濃度評価、PWR では格納容器から漏えいする水素量とアニュラス排気によ

⁴ S. R. Greene, "THE ROLE OF BWR SECONDARY CONTAINMENTS ON SEVERE ACCIDENT MITIGATION: ISSUES AND INSIGHTS FROM RECENT ANALYSES", Nuclear Engineering and Design, 120 (1990) 75-86, (1990)

り放出される水素量のバランスからの算出により二次格納施設内で水素濃度が可燃限界に至らないことを確認している。また、BWRにおいては、二次格納施設内の水素濃度が一定程度上昇した場合には、水素濃度が可燃限界に至る前に格納容器フィルタベントによる水素排出を実施する手順としており、原子炉建屋内への水素の漏えいを抑制する手順となっている。

- ✓ 以上のとおり、新規規制基準下においては二次格納施設内の水素漏えい対策や水素爆発対策がなされているが、これらの対策は、水素が他の気体（水蒸気等）と同様に設計漏えい率で漏えいすること（選択的な水素の漏えいがないこと）、有効性評価条件等を水素発生量としていることを前提とした対策である。こうした前提に立たずに対策を検討する場合、最も不確実性を排除できる方法として格納容器ベントを早期に行うことが有力な選択肢となるが、このあたりの兼ね合いをどう考えるかが議論のポイントと考えられる。

5. 現時点までの検討のまとめ

- ✓ 格納容器からの漏えいに関して、格納容器内で混合されている気体のうち水素ガスのみが他の気体（水蒸気等）と異なり早期に漏えいするのであれば、水素が早期に漏えいすることを前提にした対策の検討が必要と考えられる。（論点（5） 及び論点（9））
- ✓ 二次格納容器のオペレーションフロアより下の階での水素爆発又は水素以外の可燃性ガスによるものを含めた大きな燃焼の有無について、東京電力福島第一原子力発電所事故のさらなる調査・分析が必要と考えられる。（論点（5））
- ✓ SAにおける水素及び水素以外の可燃性ガスの発生の可能性、分布、拡散、滞留時間等について、東京電力福島第一原子力発電所事故のさらなる調査・分析及び国内外の知見の確認が必要と考えられる。（論点（5） 及び論点（9））
- ✓ 原子炉建屋に水素が滞留した場合の、その後の事故緩和策の実施のさらなる検討が必要と考えられる。（論点（9））

<技術情報検討会資料>

技術情報検討会は、新知見のふり分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

参考資料 4 6 - 1

「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」(2021年3月5日)
に関する見解等について(各発電用原子炉設置者からの回答)
((5) 及び (9) 関係のみ抜粋)

令和3年5月26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

北電原第33号
2021年5月10日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

住 所 札幌市中央区大通東1丁目2番地

会 社 名 北海道電力株式会社

代表者氏名 代表取締役社長 藤井 裕

「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」

(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙： 中間取りまとめに関する見解等の回答 (北海道電力株式会社)

以上

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無	原子炉建屋破損の主要因が滞留した水素の爆燃による可能性が高いとすることについて、異なる見解はない。
		②	否	画像解析および建屋内設備の損傷状況から1号機および3号機とも水素爆燃が生じていたこと、水素は耐圧強化ベントの使用により建屋内に逆流したことが解明されており、更なる調査は不要である。
		③		格納容器内で発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備により処理する設計としており、格納容器から漏えいする水素を含む雰囲気ガスは、アニュラス内において水素濃度が可燃濃度下限の4%に達しないととも、アニュラス空気浄化システムにより希釈・排気することで、格納容器外にて可燃濃度を超える水素が滞留しないよう設計している。アニュラス内水素濃度についても、水素濃度計により監視できる設計としている。
		④		特に無し。
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	3号機と1号機の建屋破損状況を比較した結果から、3号機では水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとすることについて、異なる見解はない。
		②	要	3号機の建屋破損時の画像解析から1号機と異なった爆発形態であることが判明しているが、可燃性ガスの性状・発生メカニズム等について未解明であり、今後、異なった爆発形態となった原因について調査する必要があると考えられる。今後、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成の調査・分析を進めるとしていることから、当該調査内容・成果を確認していく(原子力規制庁の調査に協力)。
		③		可燃性ガスの発生メカニズム等は未解明であるものの、事故時において高温環境となる格納容器内にて生成する場合、(5)-1の③の水素と同様、格納容器外へ漏えいする水素以外のガスについても、アニュラス空気浄化系により希釈・排気することにより、アニュラス部におけるガス濃度は低く抑えることが可能な設計としている。事故時における水素以外の可燃性ガスの発生メカニズムおよびその影響について、今後判明する可燃性ガスにかかる知見等をふまえ、対策を検討していく必要がある。
		④		特に無し。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 ベント成功は初期の2回のみであることについて、異なる見解はない。
		②	否 3回目以降のベント効果と想定していた格納容器挙動について、ベントによらない格納容器内挙動であるとする見解がまとめられており、更なる調査は不要である。
		③	FVSは、 <input type="text"/> <input type="text"/> 設計とする。
		④	特に無し。
(9)-2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 3号機で発生した水素が、SGTSを介して4号機の原子炉建屋に流入し水素爆発が発生したことについて、異なる見解はない。
		②	否 3号機のベント成功が初期の2回のみとする結論に至っており、4号機においては水素が発生する環境にはなかったことから、3号機の最後のベント時(2回目)に4号機に流入した水素によって4号機建屋が水素爆発により損壊したことについて、更なる調査は不要である。
		③	格納容器にて発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備(PAR、イグナイタ)により可燃濃度未満に保つとともに、格納容器からの漏えい水素はアニュラス空気浄化設備により排気筒から排気する設計としている。格納容器雰囲気気の出系は共用設計とせず、他号炉への水素影響を及ぼさない設計としており、他号炉に水素が流入し滞留することのない設計としている。 <input type="text"/>
		④	特に無し。
(9)-3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無 水素滞留が想定される環境下における作業安全の確保を検討する必要があることについて、異なる見解はない。
		②	否 3号機からの排出水素が4号機に流入・滞留した状態が継続していたとの結論を得ており、更なる調査は不要である。
		③	(9)-2のとおり共用設計としないことにより他号炉に水素流入・滞留することなく、アニュラス排気系により排気筒から水素排出する設計とすることにより、原子炉建屋等の作業員が活動するエリアへの水素流入・滞留を防止する対策を講じており水素滞留・可燃濃度に達する可能性は低い設計としているが、アニュラス内の水素濃度および格納容器内の水素濃度を監視することにより想定外の水素発生状況ではないことを確認していく。
		④	特に無し。

東北電原運第6号
2021年 5月10日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 殿

仙台市青葉区本町一丁目7番1号
東北電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
樋口 康二郎

「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」
(2021年3月5日) に関する見解等について (回答)

令和3年4月5日付「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」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)(原規規発第2104051号)にて依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：(別紙2) 中間取りまとめに関する見解等の回答

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無	中間取りまとめにおける水素爆発時の映像および原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、爆燃により生じた圧力により原子炉建屋の破損は起こったと考えられるため、異なる見解はない。
		②	要	福島第一原子力発電所における水素爆発発生時の水素濃度や水素以外の可燃性ガスの寄与等については、さらに明確にすべき点があると考えことから、更なる調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		原子炉建屋内については、水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするSA対策を整備する方針としている。具体的には、原子炉建屋下層階への水素漏れも考慮し、原子炉建屋内の複数の階層に原子炉建屋内水素濃度計を設置することにより水素濃度を継続的に測定・監視するとともに、オペレーティングフロアへの流路により原子炉建屋内の水素を静的触媒式水素結合装置に導き処理することで、水素濃度上昇を抑制する。また、オペレーティングフロアの水素濃度が2.3vol.%に到達した場合にはベントを実施することにより、PCVから原子炉建屋への水素漏れを抑制し、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満となるよう手順を整備している。加えて、原子炉ウエルへの注水手段を整備することにより原子炉建屋内への水素の漏れを抑制する。仮にオペレーティングフロアでの水素の成層化等が発生する場合においても、原子炉建屋ベント設備を整備し水素を排出する。なお、原子炉建屋内に水素が滞留している場合の作業員の安全確保については、(9)-3③に記載のとおり。
		④		原子炉ウエルへの注水等により、PCVヘッドからの漏れが抑制され、結果としてオペレーティングフロアに直接水素が漏れいしなくなると、原子炉建屋下層階からの漏れい量が増加することが考えられる。しかし、原子炉建屋内の水素流動解析により、原子炉建屋下層階のみから水素が漏れいした場合においても、原子炉建屋下層階で水素が滞留することではなく、オペレーティングフロアに設置した静的触媒式水素結合装置に導き処理することで可燃限界(4vol%)に到達しないことを確認している。
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	中間取りまとめにおける水素爆発時の映像を踏まえると、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えことから、異なる見解はない。
		②	要	(5)-1②に記載のとおり。
		③		SAIに対しては、SA設備によりPCV圧力および温度の上昇を抑制するとともに、(5)-1③に記載のとおり原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界(4vol.%)未満とするような対策を整備する方針である。水素以外の可燃性ガスの水素爆発防止対策への影響等について、今後も新たな知見が得られ次第、対策を検討していく等、更なる安全性向上策について検討していく。
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 中間とりまとめのとおり、福島第一原子力発電所3号機のベント成功回数については、S/Cベント時における圧力低下速度、およびD/W圧力とウェットウェル圧力の挙動から、2回と考えられることから、異なる見解は無い。
		②	否 ①に記載のとおりであることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	(6) - 2④に記載のとおり、SA設備によるベント実施時においては、操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。
		④	なし
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 中間とりまとめのとおり、4号機の爆発は、3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入し、その後同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、他号機への流入、他系統への逆流、原子炉建屋内の水素爆発に対する対策を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。
		③	当社は排気筒やベント配管を他号機と共有してないことから、他号機への水素流入事象は発生しない設計としている。また、(2) - 1③に記載のとおり、原子炉格納容器フィルタベント系は他系統への逆流等の悪影響を及ぼさない設計としている。さらに、原子炉建屋内の水素爆発防止対策については、(5) - 1③の記載のとおり、SA対策を整備する。
		④	(5) - 1④に記載のとおり。
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無 当社としても、水素が滞留した原子炉建屋周辺におけるSA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討が必要であると認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否 ③に記載のとおり、SA対策や復旧作業等の安全確保を踏まえた対応を行うこととしていることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	フィルタベント操作を行う際には、原子炉建屋では水素が滞留する状況も想定されるが、その場合作業員の安全確保を踏まえ以下の対応を行う。 ・中央制御室から、遠隔操作にて対応する。 ・遠隔操作が不可な場合には現場操作となるが、原子炉建屋内の環境悪化も想定し、原子炉建屋付属棟(二次格納施設の外側)にて対応できる設計とする。 また、原子炉建屋への水素漏えいの抑制対策については、(5) - 1のとおりであるが、仮に原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉建屋ベント設備を開放したにも関わらず、原子炉建屋の水素濃度が可燃限界に到達するおそれがある場合には、同建屋周辺の作業員の安全確保を最優先とし、ベント実施時と同様に、屋外作業禁止、一時退避の検討を行う。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(6) - 1	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)が生じた原因が不明である。	①	無	中間取りまとめにおけるデータ類を踏まえると、逃がし弁機能の不安定動作が生じた原因が不明であると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	SRVの逃がし弁機能については、重要度分類においてMS-3として位置付けられ、MS-1に位置づけられる安全弁機能とともに影響を緩和する機能として整理される。 逃がし弁機能の不安定動作が生じた場合、SRVの閉状態が継続する場合と開状態が継続する場合に分類される。 閉状態が継続する場合、逃がし弁機能により原子炉圧力制御ができないものの、安全弁機能により原子炉圧力は制御可能である。また、開状態が継続する場合は、冷却材がSRVからS/Cへ流出することとなるが、その場合の対応はLOCA時の対応として包絡される。 また、SA時においては、原子炉減圧機能(自動減圧、手動減圧等)を用いた急速減圧の実施による低圧注水への速やかな移行が重要であると考えており、SRVによる原子炉圧力制御状態に関わらず、SA設備による低圧注水手段を確保し、速やかに急速減圧を実施する手順としている。万一、原子炉圧力制御状態が変動した場合においても、変動の影響は軽微であることを確認している。 以上のとおり、SRVの不安定動作が発生した場合についても事故対応への影響は軽微であると考えていることから、福島第一原子力発電所事故におけるSRVの不安定動作に係る更なる調査・検討は不要と考える。
		③		②に記載のとおり、逃がし弁機能に不安定動作が生じた場合においても、対策への影響は軽微であることを確認している。 また、SRVの信頼性向上対策として、SRV用アクチュエータの空気シリンダおよび電磁弁のシール部を高温耐性に優れた改良EPDM材に変更する方針であり、SA時環境下における健全性の確認を実施している。加えて、作動原理が異なる対策として、電磁弁排気ラインから直接窒素を供給し、SRVを作動させる対策を行う方針である。 万一、原子炉への注水ができない場合においてもSRVの機能が維持されることを適合性審査において確認している。 さらに、炉心溶融を判断しPCVへの事前水張りを実施する際にはPCV代替スプレイを用いることで、事前水張りに併せて、D/Wの冷却を実施する手順とする。SRVは、D/W内に設置されていることから、この手順により、SRVの熱的環境を緩和することができる。 適合性審査における確率論的リスク評価においては、SRVが閉状態および開状態を継続する場合についても考慮し、評価を実施している。
		④	なし	
(6) - 2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。	①	無	当社としては、特にPCV内に設置される機器については、SA時の環境条件が高温・高圧となるため、福島第一原子力発電所事故時の挙動を網羅的に把握することが今後のSA対策を検討する上で重要になると考えられることから、異なる見解はない。
		②	否	③に記載のとおり、SBO状態も含めた事故状態を考慮した環境条件を想定し、設備設計を行っており、SRV以外の機器の不安定動作の可能性について福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。 ただし、当社としては今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③		SA設備の設計において、想定されるSAが発生した場合における温度、放射線、荷重およびその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、耐環境性を有する設計としている。
		④		計装用圧縮空気系は、常用系の設備の他、主蒸気隔離弁(外弁)に供給されているが、計装用圧縮空気系が機能喪失すると主蒸気隔離弁(外弁)は自動閉止するため事故対応に影響はない。また、SA設備によるベント実施時においては、操作対象弁を電動化し、ガスタービン発電機等から受電可能な設計とすることにより、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴い遠隔操作が不能とならないよう配慮している。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(2) - 1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)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を招いている。	①	無	中間とりまとめのとおり、耐圧強化ベントラインがSGTS配管へ接続され、炉心損傷後のベントガスが流入したことが汚染や水素流入による原子炉建屋破損等の原因と考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否	①のとおりSGTS配管への接続により炉心損傷後のベントガスが流入し、原子炉建屋破損リスクの増大等を招いたと考えられるため、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。
		③	<p>耐圧強化ベント系については、SGTSフィルタを経由することなく原子炉格納容器調気系から耐圧性を強化した配管を直接排気筒側へ接続することで、PCV過圧防止のための減圧操作の適用範囲を広げ、PCVからの除熱機能を向上させる目的でAM対策として導入した。AM対策の導入に際しては、既存設備を最大限に活用して一層の安全性向上を図る方針のもとで設計を行った。また、耐圧強化ベント系の設計にあたり、PCV破損防止の達成を一義的な目的とした。こうしたことから、耐圧強化ベント系は、既存設備であるSGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計とした。AM対策においては、耐圧強化ベント系を炉心損傷後に使用することも想定はしていたが、現在の知見からすれば、以下のとおり、建屋内への水素流入防止や核分裂生成物・水素の配管内での滞留防止の観点で十分でない部分があった。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源の確保を前提としたSGTS電動弁閉止による他系統との隔離設計 ・炉心損傷後のベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計 ・連続上り勾配ではない配管設計 <p>当社は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、炉心損傷後のベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、耐圧強化ベント系は、他系統との隔離に必要な電動弁をガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前のみを使用する手順としている。なお、福島第一原子力発電所と異なり、当初設計より排気筒およびSGTS配管を号機間で共有していないため、他号機からベントガスが流入することはない。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは、他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。原子炉格納容器フィルタベント系は、他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。</p>	
		④	耐圧強化ベント系は、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、上記のベントガスの逆流防止対策以外にも信頼性向上のため、各種設計変更を実施している。具体的には、(1)-1③に記載のとおり、RDは撤去しており、PCV圧力がRD作動圧力に到達しないことでベント操作が不能とならないように配慮している。また、(6)-2④に記載のとおり、ベント実施時の操作対象弁を全て電動化し、計装用圧縮空気系の機能喪失に伴いベント操作が不能とならないよう配慮している。さらに、中央制御室からの遠隔操作ができない場合でも、操作対象弁(電動弁)にハンドルを設けており、当該弁の設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計としている。	
(2) - 2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	当社としても、AM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計基準対象施設等への接続を含めた設計、施工および運用の考え方を確認する必要性を認識しているため、異なる見解は無い。
		②	否	過去に整備したAM対策を今後も使用するにあたり、設計基準対象施設等への接続を含め設計、施工および運用の考え方を確認し、③のように耐圧強化ベントラインの運用方法を改める等の対策を検討していることから、福島第一原子力発電所事故の更なる調査・検討は不要と考える。ただし、当社としては、今後新たな知見が得られた場合に、自社施設への適用検討を速やかに実施していく。
		③	AM対策導入に際して既存設備への影響は評価していたものの、耐圧強化ベントラインの当該接続については適切な評価がなされていなかった。このことを踏まえ、耐圧強化ベント系は、SGTS配管の一部を経由して、各号機独立に設置している排気筒から排出する設計であるが、福島第一原子力発電所のようなベントガスの逆流等による原子炉建屋の破損を回避するため、他系統との隔離に必要な電動弁はガスタービン発電機等から受電可能な設計とするとともに、炉心損傷前のみを使用する手順に見直している。新たに設置する原子炉格納容器フィルタベント系の排気ラインは他系統を介さない設計とし、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後、排気筒を介さずに原子炉建屋屋上位置より屋外排出する設計としている。原子炉格納容器フィルタベント系は他系統へ悪影響を及ぼさないよう、他系統との隔離機能は直列で2つ設ける設計としている。	
		④	なし	

原管発官R3第55号

令和3年5月10日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

東京都千代田区内幸町1丁目1番3号

東京電力ホールディングス株式会社

代表執行役社長 小早川 智明

「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」

(2021年3月5日) に関する見解等について (回答)

令和3年4月5日付け, 原規規発第2104051号にてご依頼のありました, 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関する見解等について, 別紙のとおり回答いたします。

別紙

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関する見解等

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無	原子炉建屋の破損の主要因について、異なる見解はない。
		②	要	当社にて実施する廃炉作業の進捗に応じ、現場調査等で得られた情報をもとに、水素漏えいの排出経路に関する情報として整理をする等、今後も継続的に知見を拡充していく。
		③		<p>原子炉建屋への以下の水素漏えい抑制等の対策、評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トップヘッドフランジ、パーソナルエアロック、機器ハッチ等のガスケットを改良 EPDM に変更 ・バックアップシール材の塗布により、水素の漏えいを抑制(自主対策) ・ウェル注水によるトップヘッドフランジ部の温度上昇抑制による影響緩和(自主対策設備) ・原子炉建屋へ流出した水素を処理するため、オペフロに静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)を設置 ・漏えいポテンシャルが高いと思われるハッチ等の近傍に水素漏えい検知器を設置(5箇所) ・PARによる水素抑制対策を実施しているにも関わらずオペフロで顕著な増加が確認された場合のベント手順を整備 ・建屋トップベントの設置(自主対策設備) ・オペフロ及び各階層の水素濃度が可燃限界未満に維持されることは解析により確認(原子炉建屋原子炉区域の各階層は周回通路及び機器搬入用ハッチによりオペフロにつながっていることから、事故時に原子炉格納容器から漏えいした水素は自然対流によりオペフロに流入し、PARにより適切に処理される) <p>また、耐圧強化ベントラインからの逆流に関する設計、運用への反映事項については、(2) - 2③に記載する。</p>
		④		特になし。
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙について、異なる見解はない。
		②	要	<p>検討会では、PCV 内のケーブル等の可能性が挙げられているが、ケーブルはもとより PCV 内の塗膜片及びその他機器・構造物においても、有機材料を使用しているため、溶融炉心との接触によりそれらより可燃性ガスが発生する可能性が推定される。</p> <p>これらの可燃性ガス発生メカニズムを把握することは必要と考えており、特定することは非常に困難であると思われるが、当社は、物量の多いケーブルや塗料に対して発生する可燃性ガスの種類、量を把握し、その結果に応じ、対応策について検討する。</p>
		③		(5) - 2②の検討結果を踏まえて対策を検討する。
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	3号機のベント成功回数は2回であるということについて、異なる見解はない。
		②	否	未解明報告における推定のとおり、3号機のベント成功回数は2回の可能性が高いと考えており、更なる調査は不要と考える。
		③		特になし。
		④		特になし。
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、滞留し、その後に爆発に至ったということについて、異なる見解はない。
		②	否	更なる調査は不要と考える。
		③		福島第二原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所においては号機間で排気筒の共有はしておらず、他号機への水素流入は発生しない設計としている。
		④		特になし
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討の必要性について、異なる見解はない。
		②	否	更なる調査は不要と考える。
		③		設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。 ・原子炉建屋への水素漏えいを抑制する設計等への反映については、(5)-1③に記載する。 ・PAR等による原子炉建屋の水素爆発防止対策を実施しているが、それにも関わらず原子炉建屋内の水素濃度が2.2%（可燃限界未満の濃度）に到達し、水素爆発発生恐れがある場合には、原子炉建屋内への水素漏えい抑制を目的に、ベントを実施する。ベントの実施により敷地内線量が上昇するため、放射線防護の観点から、ベント実施から敷地内線量が低下するまでの間は屋外作業を禁止している。なお、ベントの実施に加えて建屋トップベントを実施したにも関わらず、水素濃度が低下しない場合は、水素濃度が可燃限界に到達する前に、人身安全最優先の考え方に基づき、原子炉建屋周辺の屋外作業は禁止する等、運用の見直しを行う。
		④		特になし。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(2)－1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成 4 年 5 月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM 対策」という。)の 1 つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機の SGTS 及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)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を招いている。	①	無	SGTS を介したベントガスの逆流等により水素爆発を起こしたという見解について、異なる見解はない。なお、ベントガスの自号炉への逆流及び他号炉への流入については、SGTS と耐圧強化ベントラインを隔離する弁が全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)により操作不能であり全開状態であったこと、ベントに用いる排気ラインを号機間で共用していたことも要因の一つであると考えられる。	
		②	要	当社が SGTS フィルタレイン調査により採取したサンプルについて、JAEA にて分析を行い、ベントガスの流入経路やそのメカニズムに対する知見を引き続き拡充していく。	
		③	(設計等への反映の考え方については、(2)－2③に記載する。)		
		④	特になし。		
(2)－2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めた AM 対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	①	無	設計基準対象施設等への接続を含めた AM 対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要性については、異なる見解はない。	
		②	要	<p>AM 対策の設計、施工、運用について、確認(整理)した結果は以下のとおり。</p> <p>【設計段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当時の AM 対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)を整理した結果、基本設計段階において外部事象による全交流電源喪失及び複数号炉の同時被災が考慮されてなかったという点が要因として大きいと考える(添付 1)。 ・上記の論点に対して、福島第一原子力発電所を含む当社プラントにおける AM 対策の対応状況を整理した結果、いずれも設計の前提条件に差異は見受けられなかった(添付 2)。 ・AM 策として福島第一原子力発電所事故において機能したものを整理した結果、サポート系含め津波の影響を受けなかった設備は当該機能に期待することが可能であった(添付 3)。なお、福島第一原子力発電所 1～3 号機は事故時に消防ポンプを消火系に接続し原子炉注水を行っているが、これらは AM 策として整備した設備の応用動作によるものであった。 ・詳細設計については、基本設計における要件どおり実施されており、確認された図書においては強度評価・耐震評価なども適切に行われていた。また、当時の既工認に変更が必要となる設計変更である場合は、必要な許認可手続きを実施していた。 ・設計基準対象施設等への接続についても、当時より悪影響を及ぼさないよう、耐震クラスは上流側に合わせたクラスを適用するなど、現行の考え方との特段の相違はない(当時の通商産業省による検討報告書(平成 6 年)においても設計要件として明示されている事項)。 <p>【施工段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施工においても、必要に応じて電気事業法に基づく溶接検査の実施、各種作動確認を行うなど適切な品質管理活動を実施している。 <p>【運用段階】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・AM 対策設備に対する保全活動について、他の原子炉施設同様に適切な保全方式を設定し管理しており、保全重要度の考え方を採用した 2009 年以降は、対策設備に該当した場合、保全重要度を最重要として保全内容、周期を決定している。耐圧強化ベントラインのラプチャーディスクは 2 定検に 1 回交換を実施している。 ・AM 対策設備の定例試験として、その機能を確認するための各実動作試験は実施されていないが、原子炉注水や格納容器注水時に使用する電動駆動弁は、弁の単体開閉試験をプラント停止時の定例試験として実施している。耐圧強化ベントで使用される一次隔離弁は、プラント停止時の PCV パージ時に系統構成として開操作する対象弁であり、手順に基づき動作確認を行っており、二次隔離弁は定期事業者検査「原子炉格納容器隔離弁機能検査」において動作確認を行っている。 <p>なお、これら各段階において、AM 対策整備報告書(平成 14 年)以降、CRD 注水の優先化、MCCI 緩和のための操作反映など、その後の SA に関する知見に基づく運転手順の高度化は一部行われていたが、訓練など通じた運用、設備の見直しなどの取り組みは行われていなかった。</p>	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
		③	<p>AM 対策等への設計、運用等への反映の考え方は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当時から考慮していた設計段階における考慮事項(悪影響の防止等)については、設計変更管理において適切に管理することを継続する。 ・AM 対策が福島第一原子力発電所事故において有効に機能しなかった理由(論点)に対する安全設計上の確認事項は、現行の安全対策設備では考慮した設計としており、SBO を含めた想定する重大事故等において、期待した機能が発揮できるよう確認している。 ・また、不確かな事象及び新たな知見を反映する等、自ら原子力安全を向上させる(残余のリスクを低減させる)ための対策(改善)の検討を継続的に行う(取り組み内容は「第 4 回 継続的な安全向上に関する検討チーム(2020 年 10 月 16 日)」会合の「資料 2-3 継続的に安全性を高める取り組みについて(東京電力 HD)」参照)。 <p>ベントガスの逆流等に対しては、下記の内容を設計、運用等へ反映している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベントラインの排気経路における SGTS(SGTS 排風機入口側)及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所には、系統を隔離する弁を直列に各 2 弁ずつ設置している(通常時閉、電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手动弁)。 ・耐圧強化ベントラインの格納容器二次隔離弁より下流側における SGTS(SGTS フィルタ装置出口側)及び原子炉建屋との接続箇所に設置される隔離弁については、耐圧強化ベントによるベント実施前に「閉」確認する運用としており、また、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用する場合は、SGTS 出口弁直下の窒素供給ラインに可搬型窒素供給装置を接続して窒素を供給することで、耐圧強化ベントラインから SGTS 側へ逆流しないような構成としている。 ・フィルタベント系統においても、他系統への逆流を防止するため、他系統との隔離弁は直列に 2 弁ずつ設置しており、排気口については他系統と接続していない。また、隔離弁のうち、重大事故時に開状態となる可能性のある弁については、重大事故時にも使用可能な電源から給電するとともに、更なる信頼性向上のため弁駆動部からエクステンションを設置することで、二次格納施設外からの人力操作が可能な構成としている。 ・隔離弁については、定期検査時にこれらの隔離弁の分解点検、ならびに動作試験を実施できる構成としている。
		④	特になし。

本 原 原 発 第 6 号

2 0 2 1 年 5 月 1 0 日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

名古屋市東区東新町1番地

中部電力株式会社

代表取締役社長

林 欣吾

社長執行役員

「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」

(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

以 上

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無	1F3.4号機の原子炉建屋の内部の損傷状況などから、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によって生じた圧力による可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	原子炉建屋の破損の主要因が明らかにされているため、更なる調査は不要と考えます。
		③		<p>水素爆発・爆燃についてはトリガーを特定することは困難であり、水素を滞留させないようにすることが重要と考えています。</p> <p>重大事故等時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として、まず水素の発生を防止する対策、次にPCVからの水素の漏えいを防止する対策、更にはPCVから漏えいした水素を原子炉建屋外に排出する対策を実施します。</p> <p>PCVから原子炉建屋に水素が漏えいした場合には、SGTSにより放射性物質を低減しつつ漏えいした水素を含むガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界未満に維持されていることを水素濃度計(原子炉建屋オペレーションフロア及び下層階のPCVハッチ等のリークポテンシャルが高いと考えられる場所に設置)により監視します。</p> <p>また、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界未満(4%未満)に維持できないような水素の異常な漏えいの兆候が見られる場合は、FCVSによるPCVベントへの移行および原子炉建屋ベント系による原子炉建屋外への水素排出の手順を整備することとしています。</p>
		④	該当無し	
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	1F3号機の水素爆発時の超画像処理映像から、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとの見解について異なる見解はありません。
		②	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスに関する組成・発生量や可燃限界量などの知見を収集する必要があると考えます。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		<p>PCVから漏えいする可能性がある可燃性ガスについては、(5) - 1③に記載の通り発生量の多い水素に着目し、リークポテンシャルの高い箇所における検知・監視などの対策が有効であると考えています。</p> <p>水素以外の可燃性ガスの発生源や水素爆発防止対策に対する影響など、今後、可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策を検討するなど更なる安全性向上に取り組んでいきます。</p>
		④	該当無し	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	1F3号機における減圧挙動から、ベント成功回数は2回であるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	ベント成功回数が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	1-(1)③と同じ。	
		④	該当無し	
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無	1F3号機における2回目のベント後1F4号機の水素爆発までの時間から、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	1F4号機の水素爆発までの時系列が明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	<p>浜岡3～5号機では排気筒を共用していないことから、1F3,4号機のような他号機からの水素の流入が起こることがありません。</p> <p>PCVから原子炉建屋への水素の漏えいについては、原子炉建屋オペフロやPCVハッチ等付近に水素濃度計を設置して監視します。</p> <p>水素濃度に異常が検知された場合は原則として速やかに作業員を退避させることとし、詳細は今後検討していきます。</p>	
		④	該当無し	
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要があるとの見解について異なる見解はありません。
		②	否	水素爆発が発生した際の建屋及び建屋周辺への影響は明らかになっているため、更なる調査は不要と考えます。
		③	(9) - 2③に記載。	
		④	該当無し	

原 第 11 号

2021 年 5 月 6 日

原子力規制庁 原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長

竹内 淳 殿

北陸電力株式会社

代表取締役社長 金井 豊
社長執行役員

『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』
(2021 年 3 月 5 日)に関する見解等について（依頼）」に対する回答

平素は格別のご高配を賜り，厚く御礼申し上げます。

さて，令和 3 年 4 月 5 日付け（原規規発第 2104051 号）にてご依頼のありました「『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』(2021 年 3 月 5 日)に関する見解等について（依頼）」につきまして，別紙のとおり回答いたしますので，ご査収下さいますようお願いいたします。

以 上

別紙 「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」(2021 年 3 月 5 日)に関する当社見解等の回答（北陸電力）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	<p>無</p> <p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、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によって生じた圧力による可能性が高いことについて、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料1-10「1号機原子炉建屋で発生した水素爆発の解析」</p>
		②	<p>要</p> <p>1Fで発生した原子炉建屋内水素爆発については、爆発の発生箇所等について更なる調査が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。</p>
		③	<p>志賀2号機では、原子炉建屋の水素対策として次の施策（検知・処理・排出）を実施する予定です（一部実施済）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋オペフロに原子炉建屋可燃性ガス再結合器及び水素濃度計を設置 ・ブローアウトパネルを現場で手動開放し、原子炉建屋から排出する設備及び手順を整備 <p>さらに、上記に加え次の施策を実施することを検討しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開放面積が広い格納容器ハッチ付近に水素濃度計を設置し、原子炉建屋内の広い範囲で漏えいを検知 ・原子炉建屋内の水素濃度上昇を検知した場合は、格納容器フィルタ付ベント装置にて格納容器内の水素を大気中へ放出し、原子炉建屋への水素漏えいを抑制 ・格納容器ハッチから原子炉建屋可燃性ガス再結合器がある原子炉建屋オペフロに水素を導く経路を確保 <p>その他、格納容器からの水素漏えい防止対策として次の施策を実施する予定です。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設又は可搬型ポンプによる格納容器スプレイによる格納容器内冷却 ・常設ポンプ、可搬型熱交換設備等を用いた格納容器内除熱 ・格納容器トップヘッドフランジ等のシール材を改良EPDMに変更 ・原子炉ウェル注水による格納容器トップヘッドフランジの冷却 <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
		④	<p>なし</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	1F3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙は水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いことについては、当社として異なる見解はありません。	
		②	要	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量について、今後の更なる調査・検討が必要と考えております。本件は、貴庁又は他電力会社殿で引き続き調査・検討されるものと考えております。なお、調査・検討にあたって当社プラントデータの提供等、必要な協力はさせていただきます。	
		③	水素以外の可燃性ガスの寄与の有無、有の場合はその種類と量が判明していない段階であることから、今後の調査・検討結果を踏まえて適切に対応してまいります。		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	<p>無</p> <p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント成功回数が2回であったことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」</p>
		②	<p>否</p> <p>現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。</p>
		③	<p>1F3号機では、格納容器ベント操作を複数回実施したものの、ベント弁駆動用空気圧の不足、ベント弁励磁回路の不具合、小型発電機の故障による電磁弁励磁維持の問題等が原因でベント弁が開しなかったと考えられています。</p> <p>志賀2号機では、1F事故以前から耐圧強化ベント系の格納容器ベント弁（空気作動弁）にはボンベセットによる空気供給手段を整備していました。また、格納容器ベント弁には手動ハンドルを設置しており、全交流動力電源喪失時においても現場操作が可能な設計でした。さらに、1F事故後には圧縮空気ポンプの追加配備や小型発電機等の配備を実施しております。</p> <p>また、新たに設置する格納容器フィルタ付ベント装置の格納容器ベント弁は電動弁とし、非常用交流電源設備が喪失した場合に備えてガスタービン発電機等を配備する予定です。さらに格納容器ベント弁に対して遠隔手動操作機構を設け、二次格納施設外から遠隔で手動操作が可能な設計とする予定です。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p>
		④	<p>なし</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無	<p>今回の中間取りまとめの内容や東京電力の調査状況※を踏まえ、1F3号機のベント時に非常用ガス処理系配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったことについては、当社として異なる見解はありません。</p> <p>※：未説明問題報告書 添付資料3-8「3号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について」</p>	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	<p>志賀2号機では、原子炉建屋内水素濃度計の指示値上昇等、原子炉建屋で水素爆発が起こる恐れがある場合には、原子炉建屋内及びその周辺での作業を禁止する等の安全措置について今後検討し、反映していきます。</p> <p>志賀1号機も、再稼働に際しては志賀2号機と同様の対応を実施する予定です。</p> <p>なお、志賀1/2号機においては、プラント間で排気筒を共用していないため、他号機へのベントガス（水素、核分裂生成物等）の流入は構造上起こりえません。</p>		
		④	なし		

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討することについて、当社として異なる見解はありません。	
		②	否	現状、更なる調査・検討は必要と考えておりません。	
		③	(9) - 2 ③に記載		
		④	なし		

関原発第71号
2021年5月10日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 殿

大阪市北区中之島3丁目6番16号
関西電力株式会社
執行役社長 森本 孝

「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」
(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第2104051号をもって依頼のありました
件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

以 上

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無	爆発時の映像や建屋の損傷状況を踏まえると、水素の爆燃の可能性は高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否	左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>PWRではBWRと異なり、水-ジルコニウム反応により発生し原子炉格納容器内に拡散した水素が、ベント等の際に原子炉建屋に流入するような設備設計とはなっていないが、一部の水素は原子炉格納容器の外にあるアニュラス部に漏洩し拡散する。したがって、BWRの原子炉建屋に相当するPWRのアニュラス部の水素爆発への設計上の考慮の問題と認識している。</p> <p>原子炉建屋等における水素爆発に対しては、設置許可基準規則の第五十三条で対策等について既に講じており、具体的には以下のとおりである。</p> <p>アニュラス部における水素爆発に対しては、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいを想定しても、アニュラス部の水素濃度が可燃域（水素濃度4%）に達しないことに加え、アニュラス部より水素を排出するアニュラス空気浄化設備を介して、排気筒から排出可能であることから、アニュラス部における水素爆発が防止できることを確認している。</p> <p>なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、上述のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p> <p>なお、廃止措置中のプラントの使用済燃料ピットには燃料が保管されているが、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合においても、燃料被覆管温度は最高でも 380℃であり、燃料の健全性が確保されることを確認している。</p>	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	3号機と1号機の水素爆発の映像や燃焼形態の違いなどから、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いとすることに疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	要	具体的にどのような可燃性ガスが発生したかは本中間取りまとめを踏まえても不明であることから、2021年3月31日に開催された原子力規制委員会の資料3「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」を踏まえた対応について(第1回)」の「2. 今後の調査分析の進め方」の③に記載のとおり、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成について、原子力規制庁殿が調査・分析を進めるとしており、これらの調査・分析において協力できる点があれば協力する。(原子力規制庁の調査に協力)
		③	<p>原子炉格納容器内の潤滑油、ケーブル、塗料等が高温に曝される可能性があるが、潤滑油の引火点はおおむね 200℃以上、ケーブルの被覆材の着火温度は 200℃以上、塗料は事故時の耐環境性を考慮し選定しており、火災発生防止を踏まえた設計としている。</p> <p>また、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)は他設備から一定の離隔距離を確保して設置する等、他設備への影響も考慮した配置設計としているため、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼時の熱影響による可燃性ガスの発生可能性も小さいものと考えられる。</p> <p>水素以外の可燃性ガスの発生については、何らかの要因により瞬時に大量に発生することではなく、熱分解等により経時的に発生し、原子炉格納容器内に拡散していくことが想定される。また、これらのガスは、原子炉格納容器内に設置している静的水素再結合装置(PAR)により処理されたり原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼等にあわせて燃焼することから、アニュラス部へ可燃性ガスが大量に漏れいするおそれはないものと考えられる。((5) - 1に記載のとおり原子炉建屋(アニュラス部)での水素対策により水素爆発の懸念はないものとする。))。</p>	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 ベント時の圧力挙動に対する中間取りまとめの検討内容を踏まえると、左記のとおりベント回数を2回とする見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	特重施設で設置したベント設備の運用として、 と考える。 ただし、 信頼性の高い設計となっている。
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 3号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、4号機の原子炉建屋内に水素が流入は考えられ、4号機の建屋内で水素が滞留し、爆発に至ったという見解に疑問点はなく、異なる見解はない。
		②	否 左記の事項について、既に確認はなされており、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社のFVラインは [] 設計等への反映は不要である。 また、(5)-1③に記載のとおり、原子炉格納容器、アニュラス部および補助建屋への漏えい等を考慮しても、水素滞留による水素爆発の懸念はないものとする。 なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、(5)-1③に記載のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。
		④	③では、他号炉や他系統への水素ガスの流入の可能性が無いことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所においてAM対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象等を起因とした複数基同時発災を想定した際の、ユニット間共用・相互接続に対する検討が不足していたことにあると考えられる。この点は新規制基準施行以前のPWRにおいても同様であったが、新規制基準施行以降は、設置許可基準規則 第十二条 6項に基づき、現時点において、ユニット間の共用・相互接続を原則排除した設計、施工及び運用となっている。 今後も安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。

枠囲みの範囲は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

中間取りまとめに関する見解等の回答（関西電力株式会社）

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9)－3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	重大事故等が発生した際には、建屋周辺での作業が発生することから、放射線影響に加え、水素滞留の可能性等、作業員の安全確保が重要であることについて、異なる見解はない。
		②	否	今回の中間取りまとめにおいて、1号機のベントガスの自プラントへの逆流の議論や、事故発生の号機以外への考慮として、3号機のベントガスが4号機に逆流するという点に疑問点はなく、更なる調査・検討は不要である。
		③	(9)－2③に記載の通り。	
		④	①～③に記載した以外の見解や意見は特になし。	

電原設第5号
2021年5月10日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 様

中国電力株式会社
代表取締役社長執行役員
清水 希茂

「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」
(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け『「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」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』(原規規発第2104051号)にて依頼のありました件について、別添のとおり回答致します。

以上

(別添) 中間取りまとめに関する見解等の回答(中国電力株式会社)

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	有 水素爆発時の映像分析から3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発ではないこと、原子炉建屋3階天井部の梁等の損傷状況及び爆発応答解析結果から原子炉建屋4階での水素の爆燃が示唆されていることについて、異なる見解は無い。 ただし、原子炉建屋4階の水素濃度が8%程度で爆燃が発生したのかについては知見拡充が必要である。
		②	要 3号機の原子炉建屋4階で水素の爆燃が発生したことについて、原子炉建屋4階への水素の漏えい経路及び爆燃に至った水素濃度に関する調査が必要である。 調査については、プラント状況を確認する必要があるため、東京電力HDにより実施されることが適切と考える。
		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 PCVのハッチ等のシール部からの水素ガスの漏えいを想定し、ハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更するとともに、ハッチ等の付近には水素濃度計を設置し、原子炉建物水素濃度2.5vol%到達時点でベントを実施する手順を整備しているため、オペフロより下層階の水素爆発を防止できる設計としている。 また、水素を含む高温のガスは開口(大物搬入口)を通じて上昇すると考えられることから、オペフロに静的触媒式水素処理装置(以下「PAR」という。)を設置することとしている。 なお、D/W主フランジからオペフロに水素ガスが漏えいすることを想定した場合には、オペフロから開口(大物搬入口)を通じて下層階に水素ガスが流入することも考えられるが、その場合でもオペフロにPARを設置することにより、各フロアの水素濃度が可燃限界未満となることを確認している。 【島根3号機】(建設中) 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
		④	その他の見解等はない。
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無 水素爆発時の映像で確認された火炎の色から、3号機の水素爆発において水素ガス以外の可燃性ガスが寄与している可能性があることについて、異なる見解は無い。
		②	要 PCV内の水素ガス以外の可燃性ガスの発生が水素爆発を助長するものであったのか調査が必要である。 調査については、3号機の水素爆発の詳細な状況について調査・分析を実施している原子力規制庁の調査に協力する。
		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することはなく、原子炉建物内で水素爆発に至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 SA時に発生する可燃性ガスに関して、MCCIIによりペDESTAL内の壁面コンクリートが約4cm侵食されることで約1kgのCOが発生するが、COがPCV気相部に均一に分布すると仮定した場合、CO濃度は約0.004%であり、COの可燃限界濃度12.5%よりはるかに低いと評価している。 可燃性ガスによる爆発に関しては、事故時の発生量が多く、可燃限界濃度も低い水素ガスに着目し、水素爆発対策を実施している。 【島根3号機】(建設中) 新規規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
		④	その他の見解等はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 ベント成功回数については、PCVの減圧速度等から2回と考えられるため、更なる調査は不要である。
		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインについては、ベントを複数回実施可能な設計であるが、ベント実施後においては、残留熱除去系等のPCV除熱機能の復旧をもって、ベントを停止する運用としていることから、ベント弁の閉鎖操作は複数回実施しない運用としている。 なお、格納容器フィルタベント系については、ベント弁をフェールアズサイズのMO弁としており、駆動源喪失時においても弁が閉止することはない。 【島根3号機】(建設中) 新規基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。
		④	その他の見解は無い。
(9)-2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 4号機原子炉建屋内における水素爆発については、水素ガスを大量に含む3号機のベントガスがSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至ったと考えられるため、更なる調査は不要である。
		③	【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、ベントに至る事象は考えられないため対策不要。 【島根2号機】 ・格納容器フィルタベント系は、他号機の設備と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。 【島根3号機】(建設中) ・格納容器フィルタベント系は、新規基準対応として、島根2号機と同様の対応を実施する予定である。 ・耐圧強化ベントラインは、各号機のSGTS配管を他号機のSGTS配管と共用しない設計としており、他号機へのベントガスの流入は生じない。
		④	その他の見解等は無い。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、異なる見解は無い。
		②	否 原子炉建物内については、水素が滞留していたと考えられるため、更なる調査は不要である。
		③	<p>【島根1号機】(廃止措置中) 廃止措置段階であり、原子炉内に燃料を装荷することなく、原子炉建物内で水素滞留に至る事象は考えられないため対策不要。</p> <p>【島根2号機】 PCVからの漏えいが想定される箇所(原子炉建物原子炉棟4階、SRV補修室、CRD補修室、所員用エアロック室、トラス室)及びSGTS吸込配管近傍に水素濃度計を設置し、水素の漏えい状況を監視する設計としており、水素濃度計の指示値が上昇した場合には、PCVからの漏えいが考えられることから、運転員はベントによる水素排出及びPARIによる水素処理状況を確認する運用とする。</p> <p>また、建物周辺(屋外含む)で作業を実施している緊急時対策要員については、水素濃度計の指示値が上昇した場合は、緊急時対策本部の指示に従って、ベント実施基準(2.5vol%)までに、安全確保のため緊急時対策所等に待避する運用とする。</p> <p>【島根3号機】(建設中) 新規制基準対応として、島根2号機と同様の対応を今後実施する予定である。</p>
		④	その他の見解は無い。

原子力発第 21071 号
令和 3 年 5 月 10 日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 殿

四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長井 啓介

『「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」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』に基づく当社見解等について(回答)

拝啓 時下ますますご清栄のこととお慶び申し上げます。

さて、令和3年4月5日付『「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」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』(原規規発第2104051号)をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

敬 具

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

以 上

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無 映像の解析、損傷状況の調査等から、原子炉建屋の破損に対して水素の爆燃によって生じた可能性が高いと判断していることに対して、それ以外の適切な要因が考え難いため、異なる見解はない。
		②	否 映像の解析、損傷状況の調査等、現時点で可能な範囲での調査がなされていると考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>PWRでは、BWRIに比べて原子炉格納容器の自由体積が大きいという特徴を持っている。</p> <p>伊方3号機では、原子炉格納容器内の水素濃度低減のためのSA設備として、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設置している。なお、イグナイタは、着火下限水素濃度8vol%以下(wet)の性能を有し、試験では6.6vol%(wet)での着火を確認している。更に原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する手順を整備し、アニュラス内の水素濃度を可燃限界である4vol%(ドライ)未満に低減できる設計としている。アニュラス内の水素濃度は、原子炉格納容器内での全炉心内のジルコニウム量75%と水との反応、水の放射線分解、金属腐食による水素発生を想定した評価の結果、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の0.2vol%(ドライ)である。アニュラス空気再循環設備は、負圧達成機能とあわせて、十分に水素濃度を低減できる容量を有することを確認している。また、仮にアニュラス部からの水素の排出を行わないと想定した場合でも、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏洩する水素によるアニュラス水素濃度は、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.5vol%(ドライ)であり、水素燃焼を起こす濃度とならないことを確認している。</p> <p>従って、これらの設備・手順により、炉心損傷により発生した水素が原子炉補助建屋に漏えいし、原子炉補助建屋内で高濃度となることは考え難い。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成27年7月8日) <p>上述の設計により、原子炉補助建屋内で高濃度の水素が滞留することは考え難いが、アニュラス空気再循環設備等による水素濃度の低減対策をより確実に実施できるよう、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を検討する。</p> <p>なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可)
		④	特になし。
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無 爆発時の映像により確認された火炎の色から、水素以外の何らかの(可燃性)有機化合物の寄与の可能性が考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	要 水素以外の可燃性ガスの寄与の可能性は考えられるが、可燃性ガスの発生源に対する要因分析や寄与の程度に関する分析を行うまでには至ってないと推察する。新たな知見となる可能性があるため、引き続き、原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を加えた分析を行っていただきたい。(他の電力会社)
		③	水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。「(5)-2」の②など、新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
		④	原子炉建屋の崩壊シナリオについては、定量的根拠が読み取れず、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼の可能性を示唆されている。火炎の色から、何らかの有機化合物の存在が否定されるものではないが、相当量の存在、大量の発生にはわかに信じ難い。可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではないと原子力規制庁殿も考察されているとおり、原子炉建屋の崩壊シナリオについては、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼以外の可能性も含め、幅広く専門家の方々の意見を含めて議論していただきたい。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無	ベント成功と結論付けている格納容器の圧力挙動とその他の圧力挙動が明らかに異なるなど、圧力挙動の分析結果について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否	仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③		特重施設は、「(1)-1」の③、「(2)-1」の③等に示す設計としている。
		④		特になし。
(9)-2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無	3、4号機のプラント状況、耐圧強化ベントライン等の設計の状況を踏まえると、当該シナリオは4号機の原子炉建屋の爆発に至るシナリオとして可能性が高く、「(9)-1」を仮定すれば40時間にわたる水素の滞留により爆発に至ったとの考えについて、異なる見解はない。
		②	否	仮に結論が変わったとしても、「(9)-3」に示される重大事故等対策時の作業安全の確保に係る検討の必要性に関する考察が基本的に変わることはないと考えられるため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。
		④		特になし。
(9)-3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	重大事故等対策時の作業安全の確保は重要であるため、異なる見解はない。
		②	否	「(9)-1」及び「(9)-2」を踏まえた考察であり、重大事故等対策時の作業安全の確保の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③		水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。また、SA環境下でも使用可能な計測器にて、原子炉格納容器内およびアニュラス内の水素濃度を計測する手順を整備している。
		④		ベントから水素爆発に至るまでの40時間に対し、具体的にどのような分析がなされたかまでを読み取ることができなかった。40時間で爆発に至るまでのメカニズムを明らかにすることにより、原子炉建屋等における重大事故等対策時の作業安全の確保に関する新しい知見が得られないか。

中間取りまとめに関する見解等の回答

<回答項目>

①異なる見解の有無及びその理由

②更なる調査・検討の要否及びその理由

※「要」とする場合は、具体的な調査・検討内容及びその実施主体(自社、他の電力会社、原子力規制庁の調査に協力、のいずれか)並びにそれらの理由

③自らの各発電用原子炉施設の設計、施工、運用等への反映に係る考え方

④その他の見解や意見

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(1)-1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、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(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)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。	①	無 2号機RD近傍の線量率がRDが破損したと考えられている3号機のRD近傍の線量率と比べて明らかに低い(3桁程度)という事実から、2号機のRDは破裂しておらずベントが成功しなかった可能性が高いと考えられ、その判断に不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 仮に結論が変わったとしても、「(1)-2」の事象進展に応じたPCV防止対策の意義や役割を検討する必要があるとの重要な考察が変わることはないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 耐圧強化ベントと同様の機能である特重施設による原子炉格納容器の過圧破損防止機能は、 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、 設計としている。フィルタベント実施の判断基準は、 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)
		④	AM整備では、既存の安全機能に悪影響を与えることのないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において物理的分離等を講じていた。そのため、BWRの耐圧強化ベントでは、接続部にRDを設置しPCVの最高使用圧力で破裂するよう設計することによって、既存の安全機能に悪影響を与えることなく、かつ誤操作等で格納容器バウンダリ機能が喪失しないよう、信頼性にも配慮した設計だったと推察する。 福島第一原子力発電所事故では、耐圧強化ベントが成功しなかった原因がRDの不動作と考察されているが、シビアアクシデントは、物理現象、事象進展など、不確かさが非常に大きい事象である。安全対策を講じる際には、目的、運用など様々な要件に加えて、悪影響の可能性についても個別に十分検討し、慎重な設計を行うことが重要と考えている。

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2)-1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネージメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)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を招いている。	①	無 耐圧強化ベントラインがSGTS配管に接続されていたという事実及びSGTS配管の汚染状況等から、SGTSを介したベントガスの逆流等により原子炉建屋の損傷に繋がった可能性が高いと考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
		②	否 SGTSを介したベントガスの逆流等により原子炉建屋の損傷に繋がったことを踏まえ、「(2)-2」において設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策の設計等の考え方に関する確認の必要性について考察がなされており、その必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は不要である。
		③	<p>ベントガスの1号機への逆流及び2号機への流入は、AM整備の際、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントに使用する耐圧強化ベントラインを重要安全施設であるSGTS配管へ接続していたこと ・SGTS出口側にあった隔離弁(空気作動弁)は、フェイル・オープンだったこと ・全交流動力電源喪失まで想定していなかったこと ・1号機と2号機で排気筒を共有していたこと <p>が原因であるとされている。</p> <p>当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、原子炉格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った原子炉格納容器内注水等であり、ベントによる手段はなかった。 特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、 設計としている。</p> <p>・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)</p>
		④	特になし。

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

原 発 本 第 25 号

2021 年 5 月 10 日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号

会 社 名 九州電力株式会社

代表者氏名 代表取締役社長執行役員 池辺 和弘

「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」

(2021 年 3 月 5 日) に関する見解等について (回答)

令和 3 年 4 月 5 日付け原規規発第 2104051 号をもって依頼のありました件について、
別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

以 上

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、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によって生じた圧力による可能性が高いことについて、異なる見解はない。
		②	否 当社プラントは、SA設備による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器が破損しないことを確認しており、さらに水素処理や排出の対策を実施しているため、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるPCV、原子炉建屋の水素の挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器、アンユラスの水素の挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、アンユラスについては水素対策の検討を行っていない。従って、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、水素処理やアンユラス空気浄化ファンを起動し、アンユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備していないことから、水素滞留の可能性が否定できないと考える。 <p>[玄海原子力発電所1~4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA設備や特定重大事故等対処施設的设计にあたり、下記のとおり、SA設備による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器が破損しないことを確認しており、さらに水素処理や排出の対策を実施している。 <p><原子炉格納容器></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 新規制基準施行時に設置した静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素処理に期待しない条件において、ジルコニウム-水反応により発生する水素が燃焼した場合であっても、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍以下に収まることを確認している。 ・ 原子炉格納容器内の水素は、格納容器スプレイにより攪拌される。(SA条件下においても格納容器スプレイ系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したことに加え、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <div data-bbox="792 895 2175 954" style="border: 1px solid black; height: 37px; width: 617px;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電気式水素燃焼装置は、水素放出箇所を考慮した配置としており、速やかに大量の水素処理が可能である。 <p><アンユラス></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アンユラスへは、原子炉格納容器内で水素濃度が低減されたものが漏えいし、アンユラス空気浄化ファンを起動し、アンユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順も整備している。なお、アンユラスからの水素排出を考慮しなくてもアンユラスの水素濃度は可燃限界(水素濃度4%(ドライ換算))に達しないことを確認している。(SA条件下においてもアンユラス空気浄化系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したうえで、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <p>[玄海原子力発電所]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 3, 4号機: 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。 ○ 1, 2号機: 廃止措置プラントにおける、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱は減衰により小さくなっており、使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生したとしても、周辺空気自然対流により燃料集合体は冷却され、燃料被覆管温度は300~400℃程度となることから、仮に燃料集合体周辺が湿潤状態と仮定しても水素が大量に発生することはない。
		④	—————

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	<p>無</p> <p>本報告書の調査・検討結果から、水素以外の可燃性ガスが3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙に寄与している可能性が高いことについて、異なる見解はない。</p>
		②	<p>要</p> <p>当社プラントでは水素以外の可燃性ガスの発生量は少ないと考えられるとともに、発生したとしても格納容器スプレイにより攪拌され、フィルタベントやアニュラスの排出手順により適宜原子炉格納容器やアニュラスの外へ排出されると考えている。 今後、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ついては必要に応じ原子力規制庁の調査に協力する。 また、検討会の結果により新たな知見が得られた場合や水素以外の可燃性ガスの定量評価等が必要となった場合は、自社で調査・検討を実施する。</p>
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるPCVと原子炉建屋における水素以外の可燃性ガスの挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器とアニュラスにおける水素以外の可燃性ガスの挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、水素以外の可燃性ガスの燃焼についても考慮していない <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素以外の可燃性ガスの影響の調査については、以下のことから水素以外の可燃性ガスの発生は少ないと考えられるとともに、発生したとしても格納容器スプレイにより攪拌され、フィルタベントやアニュラスの排出手順により適宜原子炉格納容器やアニュラスの外へ排出されると考えている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の下部に原子炉下部キャビティがあり、熔融炉心の落下を想定して格納容器スプレイ等により同区画に注水し、熔融炉心を冷却する対策を講じている。同区画に存在する設備は、炉内計装用シンプルのコンジットチューブ(SUS材)やサポート等であり、有機化合物の含まれるケーブル等は少ない。また、原子炉格納容器の温度が高温にならないように、原子炉格納容器の除熱機能を有する設備は多重化、多様化が図られている。 ・ 原子炉格納容器内の水素以外の可燃性ガスが発生した場合であっても、格納容器スプレイにより攪拌され、フィルタベントにより適宜原子炉格納容器外に排出される。 ・ 水素以外の可燃性ガスが原子炉格納容器内からアニュラス内に漏えいした場合でも、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順によって、適宜アニュラス外に排出される。 <p>[玄海原子力発電所]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 3, 4号機: 川内原子力発電所と相違なし。 ○ 1, 2号機: 廃止措置プラントにおける、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱は減衰により小さくなっており、仮に使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生したとしても、建屋の空気温度は約140～160℃程度と高温となることはなく、使用済燃料ピット内には水素以外の可燃性ガスの発生源と考えられるものがないことから、水素以外の可燃性ガスが大量に発生することはない。
		④	<p>当社プラント(加圧水型軽水炉)において、水素以外の可燃性ガスによる建屋等への影響は小さいと考えられるが、生成メカニズムや挙動については、本報告書時点で十分に解明されていないため、幅広く情報を収集していくことが重要であるとする。</p>

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)ー1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、トレンド等から適切な見解が出されており、3号機のベント回数が2回であることについて、異なる見解はない。
		②	否 トレンド等から適切な見解が出されており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるベントに相当する設備は、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、特定重大事故等対処施設のフィルタベントが該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <p>○ フィルタベントは設置していない。</p> <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。</p> <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <div data-bbox="757 657 2177 737" style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <p>○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。</p>
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入し、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 本報告書の調査・検討結果から、3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入し、水素が滞留して、爆発に至ったことについて、異なる見解はない。
		②	否 3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入し、水素が滞留して、爆発に至ったとの見解に異論はないことから、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)におけるベント時の水素の挙動に相当するものは、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、フィルタベント時やアニュラス空気浄化系による排出時の水素の挙動が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 水素対策については、原子炉格納容器の健全性への影響が小さいものとして採用しておらず、アニュラスについては水素対策の検討を行っていない。従って、福島第一原子力発電所事故と同様の事象となった場合、水素処理やアニュラス空気浄化ファンを起動しアニュラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備していないことから、水素滞留の可能性が否定できないと考える。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA設備の設計にあたり、アニュラス空気浄化系は号機間で独立していることに加え、下記のとおり格納容器スプレイにより攪拌され水素処理されるとともに、アニュラスの排出手順により適宜アニュラス外へ排出されることを確認している。また、特定重大事故等対処施設としてフィルタベントを設置している。 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p><原子炉格納容器></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の水素は、格納容器スプレイにより攪拌される。(SA条件下においても格納容器スプレイ系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したことに加え、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電気式水素燃焼装置は、水素放出箇所を考慮した配置としており、速やかに大量の水素処理が可能である。 <p><アニュラス></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラスへは、原子炉格納容器内で水素濃度が低減されたものが漏えいし、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順も整備している。なお、アニュラスからの水素排出を考慮しなくてもアニュラスの水素濃度は可燃限界(水素濃度4%(ドライ換算))に達しないことを確認している。(SA条件下においてもアニュラス空気浄化系へ給電を確保するため、受電設備の浸水防止対策を実施したうえで、常設や可搬式といった電源の多重化・多様化を図っている。) <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。但し、特定重大事故等対処施設については、設置工事中である。
		④	_____

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	本報告書の調査・検討結果から水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要があるとのことについて、異なる見解は無い。
		②	否	当社プラントは新規制基準において、原子炉建屋等の水素排出操作の成立性及び水素排出ができない場合の周辺作業の実施可否に係る運用を確認できており、更なる調査は不要である。
		③	<p>本報告書にある福島第一原子力発電所(沸騰水型軽水炉)における建屋周辺に相当する箇所は、当社プラント(加圧水型軽水炉)では、原子炉格納容器周囲のアニユラス部が該当するものとして以下のとおり回答する。</p> <p>【新規制基準施行前】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ アニユラス空気浄化ファンを起動しアニユラスからフィルタユニットを通して屋外へ水素排出する手順を整備していないことから、水素滞留の可能性が否定できないと考える。 <p>[玄海原子力発電所1～4号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 <p>【新規制基準施行後】</p> <p>[川内原子力発電所1, 2号機]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ SA条件下においてもアニユラス空気浄化ファンを起動しアニユラスからフィルタユニットを通して屋外への水素排出が可能なよう電源の多重化及び多様化を図っている。 ○ アニユラス空気浄化系による水素排出ができない場合の周辺作業の実施可否については以下を考慮する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ アニユラスの水素濃度推定値だけでなく、炉心溶融の状態、溶融炉心とコンクリートの相互作用の発生可能性、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作状況などを確認し周辺作業の実施を判断する。なお、作業を開始するにあたっては、作業エリアの水素濃度を携帯用ガス検知器にて確認する。 <p>[玄海原子力発電所3, 4号機(1, 2号機は廃止措置中)]</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 川内原子力発電所と相違なし。 	
		④	—	

発室発第 13 号
2021 年 5 月 10 日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 殿

東京都台東区上野五丁目 2 番 1 号
日本原子力発電株式会社
取締役社長 村松 衛

「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」
(2021 年 3 月 5 日) に関する見解等について (回答)

令和 3 年 4 月 5 日付『「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」(2021 年 3 月 5 日) に関する見解等について』(原規発第 2104051 号) をもって依頼のありました当社への見解等の聴取について、別添のとおり回答いたします。

別 添
中間取りまとめに関する見解等の回答 (別紙 2)

以 上

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由	
(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無	中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	要	1Fにおける水素燃焼発生時の着火位置や燃焼条件については未だ不明確な部分が多く、継続的に調査・検討が必要と考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		1F事故以前においては、炉心損傷及びPCV破損を防止することを主眼にAM整備を行っていた。 1F事故における教訓等を踏まえ、SA時に想定される水素の発生・漏えい量を保守的に想定した上で、必要な容量を有する水素濃度低減設備をPCV内又は原子炉建屋内に設置する。また、原子炉建屋内のPCVからの漏えいが想定される箇所に水素濃度計を設置するとともに、想定を上回る水素濃度の上昇が生じた場合でも、水素濃度が可燃領域に至る前に水素を排出するための設備及び手順を整備する。 上記の検討においては、トップヘッドフランジや機器ハッチといった水素の漏えい可能性のある各所について、漏えい量等を保守的に設定した上で対策の有効性を確認している。
		④	なし	
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	火炎等の性状により、水素以外の可燃性ガスが含まれていた可能性について異なる見解はない。
		②	要	1F3号機における水素以外の可燃性ガスについては、その発生メカニズムや発生源(有機化合物等の種類・場所・量)について継続的に調査・検討する必要があると考える。(原子力規制庁の調査に協力)
		③		原則として、可燃性ガス対策においては水素の処理・漏えい低減及び排出により、PCV内外における水素燃焼を防止することが重要であると考えており、(5)-1③に記載のような各種対策を確実に実施・維持していく。その上で、水素以外の可燃性ガスの発生可能性や燃焼への影響についても、新たな知見を入手する都度、事故対策や手順への反映を検討していく。
		④	なし	

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F3号機におけるPCV圧力やベントに係る挙動については, 概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	PCVベント設備の信頼性確保については(1)-1③に記載のとおりであり, 必要な際に確実にベント操作ができるよう配慮する。 これに加え, ベント操作実施時は, PCV内やベント設備に付随する計測機器により, ベント設備が確実に作動していることを確認する手段及び手順を整備する。
		④	なし
(9)-2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入, その後, 40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し, 爆発に至った。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F4号機における水素の流入・滞留及び爆発の推移については概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	原子炉建屋における水素対策については, (5)-1③に記載のとおりであり, 水素燃焼が発生しないよう種々の対策を実施する。
		④	なし
(9)-3	同建屋内に水素が滞留していた間には, 同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると, 水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ, 異なる見解はない。
		②	否 1F4号機における水素爆発時の状況については概ね把握されており, 更なる調査・検討は不要である。
		③	(5)-1③に記載のとおり, 原子炉建屋における水素濃度の上昇及び水素燃焼の発生が生じないように, 種々の対策を実施する。その上でなお原子炉建屋の水素濃度が想定を超えて上昇する場合の運用(周辺作業の禁止等)について, 検討を行う。
		④	なし

番号	事項	回答項目	回答内容, 理由
(1)-1	2号機における原子炉格納容器ベント(以下「ベント」という。)は、主要な隔離弁の開操作など、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(以下「RD」という。)の作動圧力(528kPa abs(原子炉格納容器(以下「PCV」という。)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。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)2号機において、ベントが成功しなかった要因(PCV圧力とRD作動圧力との関係)については概ね説明されており、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所におけるアクシデントマネジメント(以下「AM」という。)整備時の耐圧強化ベント系のRD作動圧力の設計思想は、1Fと同様であり、RD作動圧力を約[]kPa[gage](1Pd:310kPa[gage])に[]の誤差を考慮)に設定していた。 (当時のPRAの知見に基づき、崩壊熱除去機能喪失を起因とするCDFの低減効果に着目する等、主にPCVの過圧破損を防止するための設備として期待していたこと、設計基準を超えた状態での使用を想定していたことにより、PCV最高使用圧力でのRD作動圧力の設定は妥当なものと判断していた。) 1F事故時の教訓を踏まえ、PCVベント設備は必要なときに確実に使用できるよう、弁を遠隔操作・現場操作するための設備や手順を整備するとともに、ベント操作時に確実に作動する低いRD作動圧力(東海第二発電所の場合:約0.08MPa[gage])を設定する。
		④	敦賀発電所1号機は、耐圧強化ベント系をAM策として採用していない。 (耐圧強化ベント系のCDF低減効果は小さいと判断したため) AM策としては、一弁の開動作のみによって除熱可能な非常用復水器(以下「IC」という。)への更なる水補給手段を整備することとした。 (交流電源喪失時においても炉心冷却及び除熱が可能である特徴を考慮したため)
(1)-2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	①	無 事象進展に応じた事故対策の目的・役割を検討・整理することは重要であり、異なる見解はない。
		②	否 PCV破損防止対策は、各種のPCV破損モード及び事象進展に応じて、その役割や目的を明確にした上で設計及び手順整備を行うため、更なる調査・検討については不要である。
		③	AM整備時は、PCVからの除熱機能をさらに向上させるものとして、過圧破損防止に係るAM策を抽出していた。 重大事故等(以下「SA」という。)対策の有効性評価に係るシーケンス選定においては、耐圧強化ベント系をはじめとしたAM策を考慮しないPRA結果に基づき、事故シーケンスの選定及び必要な対策の検討を行っている。 その上で、事象進展に応じて各種のPCV破損防止対策に期待される役割等を明確にした上で容量・耐性その他の設計を行い、それらを使用する判断基準についても、過圧/過温破損防止や水素燃焼防止といった目的ごとに明確に手順化することで、確実に効果的に機能を発揮できるよう配慮している。
		④	なし
(1)-3	なお、3号機のRDにおいてもベントラインの系統構成完了時点では作動圧力には到達しておらず、その後の意図しない自動減圧系(以下「ADS」という。)の動作に伴ってRDが破裂したことでベントに成功している。	①	無 中間取りまとめに記載のとおりであると考えられ、異なる見解はない。
		②	否 1F3号機におけるADSの作動及びそれに伴うPCV圧力の挙動については分析されたものと相違ないと考えているため、更なる調査・検討は不要である。
		③	東海第二発電所のADSは、1F3号機と機能は同じである。ただし、1F3号機と比較して、低圧非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。)作動の判定圧力設定値を高く(0.69MPa[gage])しているため、意図しない状況で作動することは考え難い設計となっている。 敦賀発電所1号機のADSに相当する自動ブローダウン系は、1F3号機と機能は同じである。ただし、作動条件に低圧ECCS作動が含まれておらず、1F3号機とは異なる設計となっていた。
		④	なし

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

東京都中央区銀座六丁目 15 番 1 号

電源開発株式会社

代表取締役社長 社長執行役員 渡部 肇史

「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」

(2021年3月5日)に関する見解等について(回答)

令和3年4月5日付け原規規発第 2104051 号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等の回答

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、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可能性が高い。	①	無 1F事故中間取りまとめに記載の1F-3号機及び1F-4号機原子炉建屋内部の損傷状況を踏まえると、原子炉建屋破損の主要因は、水素の爆燃現象によって生じた圧力による可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。
		②	要 1F事故を踏まえ、当社では、原子炉建屋での水素燃焼防止対策を講じている。一方で、1F-3号機及び1F-4号機について、水素の爆燃が最初に生じた可能性のある場所や着火要因等明らかとなっていない事項があると考えるため、事故分析検討会として、更なる調査・検討が必要と考える。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋での水素燃焼を防止する観点では、原子炉建屋内への水素漏えいを防止することが重要と考え、PCVシール材を改良EPDM製シール材等とし、新たに原子炉ウエル注水機能を設け、主要な漏えいパスになり得るPCVトップヘッドフランジを冷却する設計としている。 ・また、PCVから原子炉建屋内へ水素漏えいが発生した場合に備え、オペレーティングフロア(以下「オペフロ」という。)に新たに設置する静的触媒式水素再結合装置(以下「PAR」という。)により、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。 ・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、フローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。 ・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。 ・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施し、PCVからの水素漏えいを抑制することとしている。 ・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。 ・事故分析検討会における更なる調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由		
(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている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い。	①	無	1F事故中間取りまとめに記載の水素爆発の発生前後の原子炉建屋の映像図等を踏まえると、1F-3号機の火災や爆煙については、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高いと考えるため、異なる見解はない。	
		②	要	1F事故を踏まえて、当社では、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集することとしている。なお、事故分析検討会に対して、現在計画されているものに加え、更なる調査・検討を求める事項はない。	
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・SA時においてPCV内で発生する可燃性ガスは水素が支配的になるため、PCV内ガスの原子炉建屋への漏えい防止対策(詳細は(5)-1③を参照)を確実に実施・維持していくことが重要と考える。 ・その上で、水素以外の可燃性ガスの発生メカニズム、発生量、種類、燃焼への影響等、今後、水素以外の可燃性ガスに関する知見等を収集し、必要な対策について検討を実施する。 ・事故分析検討会における調査・検討にて、新たな知見が得られた場合には、必要な対応について検討を実施する。 	
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。	

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9)ー1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機のPCV圧力の変化を踏まえると、ベント成功回数は2回と考えるため、異なる見解はない。
		②	否 当社では、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、設計・運用の対応を実施している。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置する FCVS は、意図したタイミングで確実にベントを実施できるよう、以下の設計・運用の対応を実施している。 ・排気経路に設置している電動駆動の隔離弁は、中央制御室からの遠隔操作に加えて、現場での手動操作が可能な設計としている。 ・現場での手動操作は、SA 時の環境条件を考慮して、操作の成立性を確認している。 ・また、排気経路には PCV 隔離機能の維持を目的とした RD は設置しない設計とし、系統への窒素封入を目的として設置する RD は、RD 前後の差圧が□kPa で破裂する設計としている。 ・設置する RD は、試験により設計破裂圧力付近で破裂することを確認する。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	無 1F事故中間取りまとめに示される1F-3号機及び1F-4号機のSGTSの設計及び1F事故時に1F-4号機が定期検査中であったことを踏まえ、1F-3号機のベントにより1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に爆発に至ったと考えることから、異なる見解はない。
		②	否 1F-4号機の原子炉建屋内に水素が流入し、約40時間後に水素爆発に至った経緯は、明らかになっているものとする。これを踏まえ、当社では、原子炉建屋にベントガスが逆流しない設計とし、原子炉建屋の水素濃度監視が可能な設計としている。したがって、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③	<ul style="list-style-type: none"> ・新たに設置するFCVSの排気経路は、PCVから主排気筒上端までDB設備と独立した設計とし、他の系統を介して原子炉建屋へのベントガスの逆流が生じ得ない設計としている。 ・PCVから原子炉建屋への水素の漏えいに対しては、オペフロに新たに設置するPARにより、オペフロの水素濃度が上昇することを防止する設計としている。 ・PARの処理能力を超える水素漏えいが発生した場合に備え、オペフロに新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、オペフロの水素濃度が一定の基準に到達した場合にはベントを実施しPCVからの水素漏えいを抑制することとしている。更に水素濃度が上昇する場合に備え、ブローアウトパネルを開放して水素を排出するとともに、放水砲を用いた放水によりFPの環境への拡散を抑制する対策を整備することとしている。 ・オペフロより下階からの水素漏えいに対しては、漏えいの可能性のあるハッチ等が設置されている区画(小部屋)から、水素が区画外へ速やかに排出されるよう設計し、区画外へ排出された水素をオペフロに導くための経路を確保している。 ・ハッチ等が設置されている区画においては、新たに設置する水素濃度計にて水素濃度を監視し、水素濃度が一定の基準に到達した場合には、ベントを実施しPCVからの水素漏えいを抑制することとしている。 ・なお、PCVトップヘッドフランジ、ハッチ等からの水素漏えいを考慮した場合でも、オペフロ及びオペフロより下階が水素の可燃限界に至らないことを評価により確認している。
		④	①～③以外に追加の見解や意見はない。

番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
(9)ー3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	①	無	SA対策や復旧作業等の安全確保に関する検討は必要と考えるため、異なる見解はない。
		②	要	SA対策や復旧作業等における安全確保の必要性は明らかであり、当社では、作業員の安全確保について検討する。なお、事故分析検討会に対して、更なる調査・検討を求める事項はない。
		③		<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋の水素爆発は、建屋周辺でSA対策や復旧作業に従事する作業員にとって大きな脅威である。 ・したがって、作業員の安全確保のため、原子炉建屋内に新たに設置する水素濃度計により水素濃度を監視し、水素濃度が可燃限界に至る可能性がある場合等を含めて作業員の安全確保に影響するような状況となった場合には、SA対策や復旧作業を一時中断し、退避する運用を検討し、手順に反映していく方針である。
		④		①～③以外に追加の見解や意見はない。

令和 3 年 5 月 2 6 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

設置許可基準規則 ¹	設置許可基準規則解釈 ²	技術基準規則 ³	技術基準規則解釈 ⁴
<p>(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>3・4 (略)</p>	<p>第 3 7 条(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1 - 1 第 1 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故シナシケンスグループ(以下「想定する事故シナシケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の事故シナシケンスグループについては、(b)における事故シナシケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなけ</p>	<p>-</p>	<p>-</p>

¹ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

² 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

³ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

⁴ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

	<p>ればならない。</p> <p>(a)必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA 時注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) <p>PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS 注水機能喪失 ・ ECCS 再循環機能喪失 ・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損) <p>(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価 (P</p>		
--	--	--	--

R A) 及び外部事象に関する P R A (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。

その結果、上記 1 - 1 (a) の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記 1 - 1 (a) の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

1 - 2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が

	<p>計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1 - 3 上記 1 - 2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p>		
--	---	--	--

	<p>1 - 4 上記 1 - 2 (a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>1 - 5 上記 1 - 3 (a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a)燃料被覆管の最高温度が1,200 以下であること。</p> <p>(b)燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。</p> <p>1 - 6 上記 1 - 3 及び 2 - 3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2 - 1 第 2 項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する</p>		
--	--	--	--

	<p>格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>その結果、上記2 - 1(a)の格</p>		
--	---	--	--

納容器破損モードに含まれない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。

2 - 2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。

2 - 3 上記2 - 2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限

界温度を下回ること。

(c)放射性物質の総放出量は、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。

(d)原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。

(e)急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(f)原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。

(g)可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。

(h)原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(i)溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

	<p>2 - 4 上記2 - 3 (f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a)原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること</p> <p>3・4 (略)</p>		
<p>(原子炉格納施設) 第三十二条</p> <p>1 ~ 6 (略)</p> <p>7 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系(安全施設に係るものに限る。)を設けなければならない。</p> <p>8 (略)</p>	<p>第32条(原子炉格納施設)</p> <p>1 ~ 9 (略)</p> <p>10 第7項に規定する「原子炉格納施設内の雰囲気浄化系」とは、沸騰水型軽水炉においては、非常用ガス処理系及び非常用再循環ガス処理系、原子炉格納容器スプレイ系等を、加圧水型軽水炉においては、アニユラス空気再循環設備及び原子炉格納容器スプレイ系等をいう。</p> <p>11 (略)</p>	<p>(原子炉格納施設)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次に定めるところにより原子炉格納施設を施設しなければならない。</p> <p>一 ~ 三 (略)</p> <p>四 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備(当該放射性物質を</p>	<p>第44条(原子炉格納施設)</p> <p>1 ~ 12 (略)</p> <p>(放射性物質の濃度低減設備)</p> <p>13 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。</p> <p>BWR: 格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備</p> <p>PWR: 格納容器スプレイ設備、アニユラス空気浄化設備</p> <p>また、「当該放射性物質を格納」するものには、以下の設備も含む。</p> <p>BWR: 原子炉建屋原子炉棟</p> <p>PWR: アニユラス部</p> <p>これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p>

		<p>格納する設備を含む。)を施設すること。</p> <p>五 (略)</p>	<p>1 4 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置(変更)許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置(変更)許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置(変更)許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) 非常用ガス処理設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガス処理設備のフィルターのような素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 <p>(2) PWR</p> <p>a) アンユラス空気浄化設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・浄化装置のフィルターのような素除去効率 ・アンユラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量 <p>1 5 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の</p>
--	--	---	--

			<p>損壊又は故障による敷地境界外の実効線量が「「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」「解説 3.判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</p> <p>16～19（略）</p>
<p>（火災による損傷の防止）</p> <p>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>第41条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第41条の適用に当たっては、第8条第1項の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>（火災による損傷の防止）</p> <p>第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</p> <p>（1） 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合</p> <p>（2） 重大事故等対処施設の</p>	<p>第52条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第52条の適用に当たっては、第11条の解釈に準ずるものとする。</p>

		<p>機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>八 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p> <p>二 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p> <p>二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定さ</p>	
--	--	--	--

		<p>れる自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれないように施設すること。</p>	
<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発(以下「水素爆発」という。)による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第52条(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 <BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 <PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 <BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 第六十七条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発(以下「水素爆発」という。)による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第67条(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 <BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 <PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 <BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲</p>

	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>		<p>で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>
<p>(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)</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第53条(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)</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)又は水素排出設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>(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)</p> <p>第六十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第68条(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)</p> <p>1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備(制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。)又は水素排出設備(動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。)を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源</p>

			設備からの給電を可能とすること。
--	--	--	------------------

実用発電用原子炉に係る
炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策
の有効性評価に関する審査ガイド

平成25年6月
原子力規制委員会

3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

3.1 格納容器破損防止対策の有効性評価

(枠内は解釈より抜粋)

(原子炉格納容器の破損の防止)

2-1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a)必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触(シェルアタック)
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

(b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない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。

2-2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。

(a)想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。

2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b)原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c)放射性物質の総放出量は、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。
- (d)原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e)急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。

- (a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること

3.2 有効性評価に係る標準評価手法

3.2.1 有効性評価の手法及び範囲

- (1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。
- (2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。
- (3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。
- (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)
- (5) 複数の対策(例えば、常設代替設備と可搬型代替設備)がとられている場合は、各々の対策について有効性を評価する。
- (6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「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、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。

3.2.2 有効性評価の共通解析条件

(1) 初期出力

原子炉は定格熱出力で運転されているものとする。

(2) 原子炉内の状態等

炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。

(3) 設計基準事故対処設備の適用条件

- a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
- b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉格納容器内の圧力、

温度及び水位等) が示された場合には、その機能を期待できる。

- c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。

(4) 外部電源

外部電源の有無の影響を考慮する。

(5) 重大事故等対処設備の作動条件

a. 格納容器破損防止対策の実施時間

- (a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。
- (b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。
- (c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。

- c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。

d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。

e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。

f. 格納容器破損防止対策に関連する手順の妥当性を示す。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

a. 現象の概要

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）
- (b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。
- (c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。
- (d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。
- (e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。
- (f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び

酸素の発生を考慮する。

(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

c. 対策例

(a) 格納容器スプレイ代替注水設備

(b) 格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット

(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱

a. 現象の概要

原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合がある。

b. 主要解析条件（「3.3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(b) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響を考慮する。

(c) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

c. 対策例

(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

a. 現象の概要

溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。

(c) 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。

(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性のあることから、その影響を評価する。

c. 対策例

(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。

(4) 水素燃焼

a. 現象の概要

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉压力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するものとする。
- (b) 原子炉压力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。
- (c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。
- (d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。
- (e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

(注) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。

c. 対策例

- (a) グロープラグ式イグナイタ
- (b) 触媒式リコンビナ (PAR)
- (c) 原子炉格納容器内の不活性化 (窒素注入)

(5) 格納容器直接接触 (シェルアタック)

a. 現象の概要

原子炉压力容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、熔融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の評価の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (b) 原子炉压力容器から落下する熔融炉心の量は、部分的に原子炉压力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。原子炉からの熔融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。
- (c) 熔融炉心の原子炉格納容器床上の拡がりについては床形状及び水張り等の対策の有無を考慮する。また、熔融炉心と水が接触する場合の熱伝達及び熔融炉心の流動限界条件等は実験等によって得られた条件を用いる。
- (d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

(注) 原子炉压力容器の下部から熔融炉心が流れ出す時点で熔融炉心の冷却及び固化に寄与する十分な原子炉格納容器床上の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられ

る。

c. 対策例

- (a) 原子炉格納容器下部注水設備
- (b) 原子炉格納容器バウンダリの防護

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 現象の概要

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する可能性がある。

b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。
- (c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。
- (d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。

（注）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原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。

c. 対策例

- (a) 原子炉格納容器下部注水設備
- (b) 原子炉格納容器バウンダリの防護

实用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準

平成25年6月
原子力規制委員会

1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) PWR のうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(3) BWR 及び PWR 共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。