

原規規発第2108231号  
令和3年8月23日

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 殿

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

(公印省略)

『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)」に対する回答に係る対応について(依頼)

2021年4月5日付け原規規発第2104051号にて依頼しました『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、回答にご協力賜り感謝申し上げます。

貴社より2021年5月10日付け原技発第5号にて回答のあった『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(回答)」の内容を確認した結果、別紙に示す事項について、改めて見解等を聴取することとしました。

ついては、別紙に示す事項ごとの見解等を具体的な根拠や理由とともに記述した上で、令和3年9月6日(本文書発出日から2週間後)までに回答するようお願いいたします。

なお、回答内容については、必要に応じ、「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」において確認する場合がありますので、申し添えます。

別紙：中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項

(別紙)

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項

(1) - 2③関係

- (ア)原子炉格納容器（以下「PCV」という。）破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。
- (イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。
- (ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えてるか。

(2) 及び (3) 関係

- (ア)「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。）について、以下の事項を回答すること。
  - i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。
  - ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策（設計、施工及び運用）を講じる方針としたのか。（想定したアクシデントごとに示すこと）
  - iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。（対策方針ごとに示すこと）
  - iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。（対策ごとに示すこと）

(2) - 1③関係

- (ア)耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。

(2) - 2②関係

- (ア)具体的にどのような協力が可能か。
- (イ)自社で調査・検討を実施しないのはなぜか。

(2) - 2③関係

- (ア)耐圧強化ベントラインの設計（SGTS配管接続を含む）に係る当時の検討経緯及び関連資料を示すこと。

(3) - 1 ③関係

(ア)ベントガスを排気筒底部から排気筒内に排出する設計とすることは、BWR各社での共通認識であったか。

(3) - 2 ①関係

(ア)福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）のベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。

(3) - 4 ③関係

(ア)貴社の現在の排気系統では、ベントガスはどのように挙動すると考えるか（最も滞留する可能性がある箇所はどこか、など）。

(4) - 2 ②関係

(ア)具体的にどのような調査・検討が必要と考えるか。

(4) - 2 ③関係

(ア)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しないで放出される経路が生じた場合、具体的にプラント挙動や事象進展にどのような影響があるか。

(5) - 1 ③関係

(ア)オペレーションフロア以外のフロア（下階）の水素滞留対策をとるべきではないか。

(イ)滞留する水素の濃度が均一でない場合の対策をとるべきではないか。

(ウ)1F2号機の原子炉建屋内への水素漏えい経路として、原子炉ウェル排気ラインの影響が考えられるが、当該ラインの設計や運用（配管設計、弁の有無、弁開閉の運用など）はどのように行われているのか。

(5) - 2 ②関係

(ア)水素以外の可燃性ガスの発生源（可能性）に関する知見も含めて収集可能か。また、収集した知見等を原子力規制庁へ提供することは可能か。

(イ)可燃性ガスの発生源として原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構のケーブル等が考えられるが、ケーブルの量、塗装の種類等を踏まえて、炉内の温度上昇により、どのような可燃性ガスが生じると考えるか。

(6) - 1 ②関係

(ア) 自社または他の電力会社と協力して検討を実施する場合、どのような検討が必要である  
と考えるか。また、どのような検討が実施可能か。

(イ) 中間取りまとめ別添15に示す検討内容を踏まえて、以下の協力は可能か。

- i. 主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）に関する設計情報（設計図書、  
施工図面等）の共有
- ii. SRVに関する作動原理（作動ロジック等）の共有
- iii. SRVの作動に関する実証実験の実施

(ウ) 上記以外に協力可能な内容はあるか。ある場合は、どのような協力が可能か。

(6) - 2 ②関係

(ア) SRV以外の機器で不安定動作が生じる可能性のある機器として、どのような機器が  
確認されたか。

(6) - 2 ③関係

(ア) 1FのSRVの逃がし弁機能で不安定動作が生じたことを踏まえて、全交流動力電源  
喪失条件下では貴社のSRVにどのような不安定動作が生じると考えるか。

(イ) 「影響を受ける機器は無い」について、「不安定動作が生じる可能性」とはどのよう  
な関係にあるのか（「影響を受ける機器はない」と「不安定動作が生じる可能性のあ  
る機器はない」は同じと考えているのか）。

(7) - 1 ②関係

(ア) 計測機器が設計基準事故条件下で想定している挙動と異なる挙動を示した原因とし  
て、どのようなことが考えられるか。また、この原因を解明するためにどのような調  
査が必要であると考えるか。

(7) - 2 ①関係

(ア) シビアアクシデント（以下「SA」という。）時の機器の挙動に関する知見は、誰が  
どのように集積すべきと考えるか。

(7) - 2 ②関係

(ア) SA時の機器の実力値（作動回数の限界値等）を把握すべきではないか。

(8) - 2 ③関係

(ア) 自動減圧系を含めて、SA時に動作を期待する機器の作動信号については、機器の破  
損防止等のためのインターロックがSA時の操作に与える悪影響をどのように考えて

いるか（S A時の操作時にインターロックのために動作しない等の悪影響を考慮しているか）。

（8）－3③関係

（ア）PCVからの水素漏えいによるPCVの減圧は、PCVの圧力上昇を緩和するため影響は小さいとのことであるが、水素漏えいによる悪影響として、どのようなことが考えられるか。

（9）－1①関係

（ア）成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。

（イ）成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。

（9）－2①関係

（ア）40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。

（9）－3③関係

（ア）建屋内の水素滞留対策とS A対策との関係について、どのように考えるか（どちらの対策を優先させるべきと考えるか）。