

1. 件名：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構高速実験炉原子炉施設の
設置変更許可申請に係る事業者とのヒアリング（97）

2. 日時：令和3年10月5日（火）10：00～12：00

3. 場所：原子力規制庁10階南会議室
本ヒアリングは、テレビ会議システムで実施

4. 出席者

原子力規制庁

原子力規制部 審査グループ 研究炉等審査部門

菅原企画調査官、有吉上席安全審査官、小舞管理官補佐、

片野管理官補佐、島田安全審査官、安澤技術参与、羽賀技術参与

長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門

藤田(哲)技術研究調査官、山本技術研究調査官

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室 担当者

大洗研究所 高速実験炉部 部長 他11名

5. 要旨

原子力規制庁から、令和3年10月4日に実施した「第417回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合」において、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）へ指摘した以下の事項について補足説明を行った。

- (1) 格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目に対応する判断基準のうち、エアロゾル濃度（Cs-137の総放出量）について、単に実用炉を参考とした100TBqとするのではなく、本年6月23日の原子力規制委員会での議論や常陽の出力規模も考慮し、「100TBqを十分に下回ることを目標とする」ことを検討すること。
- (2) 常陽 MK- 炉心での自然循環試験を用いた解析の妥当性確認については、MK- 炉心への変更に伴う主冷却器の交換による冷却能力変更の影響も含め、自然循環を評価する上で常陽の実機データによる検証ともんじゅのデータによる検証の組合せの適切性も考慮し、その妥当性を十分に説明すること。

- (3) デブリベッド冷却について、D10 試験を用いた解析の妥当性確認に関し、デブリベッドの発熱条件、厚み、粒径、空隙率、冷却材ナトリウムの流動等の条件が、常陽の有効性評価の条件に適用できること、また、これらの条件の不確かさの影響を説明すること。あわせて、デブリベッドを燃料とスチールの完全混合とする想定も説明すること。
- (4) 冷却材流路閉塞事故の解析において、閉塞のない体系で妥当性を確認した圧力損失相関式や流動が、流路閉塞状態にも適用できることを説明すること。また、炉心の冷却性能への影響の観点から、集合体内における閉塞物の高さの想定も含めて説明すること。
- (5) 有効性評価の説明では、炉内構造物のモデル等の解析体系、メッシュ分割の依存性、発熱条件等の設定の妥当性を説明すること。
- (6) 有効性評価の説明において、CONTAIN-LMR によるセシウムエアロゾル挙動の評価の考え方及び解析の中で考慮している保守性を説明すること。
- (7) ナトリウム - コンクリート反応試験に使用したコンクリートの組成データを基に設定したとする「コンクリート侵食速度係数 (FRACV)」について、常陽の有効性評価に適用できることを、また、コンクリートの組成による FRACV の評価の不確かさを明確に説明すること。
- (8) SIMMER の核的挙動を評価する空間依存動特性モデルは、燃料凝集による即発臨界超過挙動の最適評価手法として妥当であるとする結論について、資料上に明記すること。
- (9) 機械的エネルギーの発生量を、基本ケースにおいては 1.8MJ、不確かさケースにおいては 3.6MJ と評価していることに関し、即発臨界超過に伴い発生したエネルギーが機械的エネルギーに変換されるまでの過程の中で、どこにエネルギーが散逸しているのか、エネルギー収支を定量的に示すこと。
- (10) 常陽の有効性評価は、軽水炉の有効性評価と異なり、特に炉心損傷時の熔融燃料の移動による再臨界が考えられるため、有効性評価の説明では、評価指標、判定基準等について、軽水炉との違いを明確にし、説明すること。

原子力機構から、承知した旨の返答があった。

また、原子力機構から、配布資料に基づき、第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）への適合性に関し、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価について説明があった。

原子力規制庁からは、以下の点を伝えるとともに、本日説明のあった内容については引き続き確認していく旨伝えた。

- 制御棒の落下速度による炉心部最高温度評価への影響について、後備炉停止制御棒の落下速度を保守的に 1/3 倍を仮定したとしているが、1/3 倍とした根拠を説明すること。
- 原子炉容器底部に堆積した粒子状のデブリベットの冷却性評価において、デブリベットの粒子径等の設定値を変更することによる解析結果への影響を含め、解析での不確かさを説明すること。また、デブリベッド内で発生する崩壊熱が原子炉容器に及ぼす影響についても説明すること。
- 残留炉心物質の冷却性評価において、残留炉心物質から上方向への熱移行を集合体ピン束内のナトリウム蒸気と液膜の環流により評価しているが、解析の中で考慮している熱伝達モデルやその不確かさの扱いを説明すること。

原子力機構から、承知した旨の返答があった。

6. 配布資料

資料 1：第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 2：炉心損傷防止措置）（その 3：格納容器破損防止措置） - 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF（ ）） -
- 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS（ ）） -

資料 2：第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 2：炉心損傷防止措置）（その 3：格納容器破損防止措置） - 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 - - LORL（ ） LORL（ ） -