

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（93）

2. 日時：令和3年9月7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

石津主任技術研究調査官

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9月6日に実施した「第413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) 有効性評価におけるすべての評価項目について、評価に用いる評価指標との対応関係を示すとともに、定量的な判断基準を説明すること。
- (2) SAS4A コードの妥当性確認で抽出された不確かさについて、基本ケースと比較することで不確かさが解析結果に及ぼす影響を評価し、不確かさを考慮したとしても当該コードが有効性評価に適用可能であることを説明すること。
- (3) 原子炉容器内での損傷炉心物質の閉じ込めに関する評価も重要であるため、損傷炉心物質の再配置・冷却過程における損傷炉心物質からの流出の不確かさ及び不確かさの影響評価について説明すること。
- (4) SIMMER コードにおける損傷炉心の核的挙動の計算については、試験解析等

により妥当性を確認した結果を最適評価に適用するという結論を説明すること。

- (5) FCI 挙動は、THINA 試験の結果を基に SIMMER コードの妥当性を評価しているが、このほかに過去に実施されたナトリウムを用いた FCI 実験の最大圧力は約 70atm とされている。常陽の炉心損傷過程における状態に対し、FCI の最大圧力を 80atm とすることの妥当性について、FCI 実験の知見の適用性を含めて説明すること。
- (6) 不確かさの影響評価において、FCI や燃料スロッシングの不確かさを包絡する保守的な設定であることを確認するため、不確かさの影響評価の検討過程を感度解析による定量的な説明や保守的で簡易的なモデルを用いて定性的に説明すること。
- (7) 発生した機械的エネルギーが 3.6MJ の場合に、格納容器(床上) にナトリウムが噴出しないことについての評価には機械的な応答の計算も必要であり、計算の導出過程を説明すること。
- (8) 1 つの事象シーケンスをいくつかの過程に分割し複数の解析コードを用いているため、コード間でのデータ引継ぎが適切になされていることを説明すること。特に SAS4A コードから SIMMER- コードへのデータの引継ぎについては、遷移過程の不確かさの影響評価において損傷燃料を炉心中心に設定しているため、その妥当性と遷移過程の事象進展への影響を説明すること。

原子力機構から、承知した旨の返答があった。

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、炉心損傷防止措置の有効性評価に使用する ASFRE コード及び原子炉格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する CONTAIN-LMR コードについて説明があった。

原子力規制庁からは、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。

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 : CONTAIN - LMR のモデル及び妥当性確認について

資料 2 : ASFRE のモデル及び妥当性確認について