

安全研究に係る事後評価結果

平成28年9月21日
原子力規制委員会

1. 事後評価の進め方

1. 1 評価の対象

平成27年度末で研究が終了したプロジェクト2件を対象としている(表1)。

表1 事後評価対象プロジェクト

番号	プロジェクト名	実施期間
A05	使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価	H25-H27
B04	シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備	H25-H27

1. 2 評価方法

「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(平成28年7月6日原子力規制委員会決定。以下「基本方針」という。)では、事後評価において、外部専門家による技術的観点からの評価意見を参考として、成果目標の達成状況及び成果の活用状況、見通し等について評価を行うとしている。

1. 3 技術評価検討会

プラント安全技術及びシビアアクシデント技術の分野ごとに設置した技術評価検討会において、外部専門家の評価意見を聴取した。その際、外部専門家以外に当該技術分野の実務経験及び詳細な技術的知見を有する者(以下「専門技術者」という。)からも意見を聴取し評価の参考とした。

評価意見を聴取する際の具体的な観点は、

- ・国内外の過去の研究成果及び最新知見を踏まえた研究内容であるか
- ・解析実施手法及び実験方法が適切であるか
- ・解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切であるか
- ・観点の欠落といった重大な見落としがないか

の4点とした。

今回開催した技術評価検討会の外部専門家及び専門技術者は別紙1のとおり。

2. 事後評価結果

2件のプロジェクトについて、平成27年度安全研究計画に記載されたプロ

プロジェクトの成果目標をおおむね達成していることを確認した。また、成果の公表状況及び成果の規制への活用状況については、今後追跡評価において確認する。

各プロジェクトの事後評価結果は、別紙2のとおり。

技術評価検討会の外部専門家及び専門技術者

(1) プラント安全技術評価検討会

外部専門家

功刀 資彰 京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻教授
北田 孝典 大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授
田中 伸厚 茨城大学工学部機械工学科教授

専門技術者

新井 健司 株式会社東芝原子力事業部技監
梅澤 成光 MHIニュークリアシステムズ・ソリューション
エンジニアリング株式会社技師長
溝上 伸也 東京電力ホールディングス株式会社福島第一廃炉推進
カンパニープロジェクト計画部解析評価グループマネージャー

(2) シビアアクシデント技術評価検討会

外部専門家

飯本 武志 東京大学環境安全本部准教授
糸井 達哉 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻准教授
守田 幸路 九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学部門教授

専門技術者

浦田 茂 関西電力株式会社原子力事業本部原子力安全主幹
高橋 浩道 三菱重工業株式会社原子力事業部炉心・安全技術部
主幹プロジェクト統括
宮田 浩一 東京電力ホールディングス株式会社
柏崎刈羽原子力発電所原子力安全センター所長
守屋公三明 日立GEニュークリア・エナジー株式会社技師長

(参考) 技術評価検討会の開催日程 (事後評価)

プラント安全技術評価検討会	第4回	平成28年7月26日(火)
シビアアクシデント技術評価検討会	第3回	平成28年7月29日(金)

A05. 使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価（H25－H27）

（1）目的・概要

軽水炉の使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵量の増加に伴い、使用済燃料を中間貯蔵キャスクに格納し、敷地内で一定期間保管するための申請が行われる可能性がある。このため、臨界評価コードを用いてHTC臨界実験データを解析し、使用済燃料を対象とした臨界評価についての技術的知見を整理する必要がある。

（2）研究成果

臨界評価コードMVP-2.0コードを用いて、HTC臨界実験データの解析を実施した。その結果、使用済燃料を対象とした臨界評価に当該コードを適用することの妥当性を確認した。また、SCALE6.1コードを用いて臨界評価対象施設等（使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスク）とHTC臨界実験データとの相関係数 C_k 値を計算した。平均燃焼度を20及び40GWd/tに設定した場合については、高い C_k 値が得られ、HTC臨界実験データが高燃焼度の使用済燃料を扱う施設等の検証に適していることを確認した。

（3）技術的観点からの評価意見等（プラント安全技術評価検討会）

① 技術評価検討会の評価意見

1) 国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか

- 十分踏まえていると思われるが、入手の容易な国内の他のデータ（BWR等）についても検討すべきである。

2) 解析実施手法及び実験方法が適切か

- 適切であるが、入手の容易な国内の他のデータ（BWR等）についても考慮していただきたい。

3) 解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切か

- 異なる手法+異なる核データを組み合わせているため、お互い類似性、妥当性について注意を要する。また、核データの信頼性がどのように担保されているのかを明示されたい。
- C_k 評価において、共分散データ等全てそろっているのか。またFPが無い状態での妥当性を示すこと。
- 誤差の要因として、体系モデルや断面積不確かさなども入れて考えるべきである。
- フェーズ2実験（ホウ素）、フェーズ3（水ギャップ）等については実験条件等に関するより詳細な検討が必要である。

4) 重大な見落とし（観点の欠落）がないか

- 研究の計画や成果の公表について積極的に行っていただきたい。

② 専門技術者からの意見

- SCALE 6. 1の結果は参考解析扱いになっているが、同じく重要であると考え。また、SCALE 6. 1では連続エネルギーの計算が可能なので、実施を検討してはどうか。
- MVP-2. 0に感度解析機能を追加するという計画であるが、逆にSCALE 6. 1にJENDL-4. 0を追加するという方法も検討されてはどうか。

(4) 総合評価

- ① 臨界評価コードMVP-2. 0コードを用いてHTC臨界実験データの解析から不確かさを評価し、使用済燃料を対象とした臨界評価に当該コードを適用することの妥当性を確認したこと等から、原子力規制委員会における安全研究について一平成27年度版一の「(9) 横断的課題 使用済燃料の臨界評価」に整合した研究成果が得られたと認められる。
- ② 今後、成果の公表を行うとともに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の定常臨界実験装置(STACY)での試験計画の最適化、事業者の動向を踏まえた燃焼度クレジットの検討等に役立てるなどの成果の活用を行うこと。今後の成果の公表及び活用については、追跡評価で確認していくこととする。

(B04) シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備 (H25-H27)

(1) 目的・概要

安全性向上評価で報告されるPRAの評価手法及びその技術的根拠の確認の一助とするために、報告が想定される国内加圧水型軽水炉(以下「PWRプラント」という。)及び沸騰水型軽水炉(以下「BWRプラント」という。)の主な事故シナリオを対象に、事故の進展に係る知見を整備する。また、現在検討している新たな検査制度において、PRAから得られるリスク情報を活用した評価手法の導入を検討していることからPRAの品質を向上させることが重要であり、重大事故等対処設備に係る成功基準や人間信頼性解析のための余裕時間等の整理方法を整備する。

(2) 研究成果

代表的3-プPWRプラント及び代表的BWR5プラントを対象に、PRAのイベントツリーで示される事故シナリオの中から代表的なものを選定し、事故の進展を解析した。炉心損傷までの解析には原子炉(圧力)容器内の詳細な解析が可能な熱流動解析コードRELAP5/MOD3.3を、炉心損傷後の解析には格納容器内の物理現象の解析が可能なシビアアクシデント総合解析コードMELCOR1.8.5を用いることで、事象の発生から格納容器の破損までの事故シナリオを一貫して解析し、各事故シナリオに対するプラント挙動、余裕時間等を把握した。

(3) 技術的観点からの評価意見等(シビアアクシデント技術評価検討会)

③ 技術評価検討会の評価意見

1) 国内外の過去の研究及び最新知見を踏まえているか

- 国内外の既往の研究、評価手法等に関する最新の知見を踏まえた研究であり、過去に行われた研究との重複はない。
- 福島第一原子力発電所の重大事故の知見や国内外の最新知見等が反映されていれば具体的に説明することが望ましい。
- 国外の検討ケースの調査、引用、成果の比較はなく、今後実施することが望ましい。

2) 解析実施手法及び実験方法が適切か

- 重大事故シナリオの選定、事故進展解析、事故進展に関わる知見の整備はいずれも最新の知見を踏まえており、解析コードの選択などの解析実施方法は適切である。

3) 解析結果の評価手法及び実験結果の評価手法が適切か

- 重大事故シナリオの選定、事故進展解析に関する評価、事故進展に関わる知見の整備手法は適切であり、評価結果等に対する考察も論理的になされている。成果は重大事故等対処設備に関わる成功基準や余裕時間の検討に資することが

期待される。

- 実際の現場であり得るリカバリーの観点を入れたシナリオを追加した解析を行うことが望ましい。規制側と事業者側の情報交換をベースにした検証・検討が期待される。
- シナリオ解析を実施する当該プロジェクトと個別の物理現象を扱う別プロジェクトの関係が明確でない。

4) 重大な見落とし（観点の欠落）がないか

- 重大な見落としはない。

5) その他

- 研究成果については、学会等での報告を行うことが望ましい。

④ 専門技術者からの意見

- 感度解析により、設備の有効性を見ることは規制当局として必要なアクティビティであると考える。
- BWRの解析について、格納容器内に注水がないと過温破損に至ると記載があるが、シェルアタック、MCCI等のリスクは高いと思われるので、これらを考慮することは重要であることから検討されてはどうか。

(4) 総合評価

- ① 代表的3ループPWRプラント及び代表的BWR5プラントを対象に、PRAのイベントツリーで示される事故シナリオの中から代表的なものを選定し、事故の進展を解析し各事故シナリオに対するプラント挙動、余裕時間等を把握したこと等から、原子力規制委員会における安全研究について一平成27年度版一の「(1) 原子炉施設 重大事故対策」に整合した研究成果が得られたと認められる。
- ② 今後、成果の公表を行うとともに、重大事故等対処設備に係るPRAのモデル整備に必要な成功基準の設定に役立てる等の成果の活用を行うこと。今後の成果の公表及び活用については、追跡評価で確認していくこととする。