

3.1.2 決定論的安全評価

決定論的安全評価は、第 2 回安全性向上評価届出書（2019 年 6 月 10 日付け関原発第 93 号）（以下「第 2 回届出書」という。）の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っていないため、改めて調査、分析又は評定をする必要がなく、第 2 回届出書の記載内容から大きな変更はない。

なお、第 1 回安全性向上評価届出書（平成 30 年 1 月 10 日付け関原発第 362 号、平成 30 年 9 月 26 日付け関原発第 290 号にて一部補正）において、「今後講じる措置等に応じてその効果を適切に評価すること等を目的として、最新知見を取り入れた評価手法（最適評価コード、統計的安全評価手法等）についても調査、研究・開発に取り組んでいる。」としており、その状況について以下に示す。

○ S P A R K L E - 2 コードの設計基準事象への適用

国内で運転実績のある PWR プラントを対象として、S P A R K L E - 2 コード*を一部の設計基準事象に適用し、評価した結果を MHI-NES-1072「三菱 PWR 設計基準事象への S P A R K L E - 2 コードの適用性について（解析モデル、検証・妥当性確認編）」（2020 年 7 月発行）及び MHI-NES-1073「三菱 PWR 設計基準事象への S P A R K L E - 2 コードの適用性について（解析適用例編）」（2020 年 7 月発行）にまとめている。本文献では S P A R K L E - 2 コードが従来の PWR における「原子炉冷却材喪失」事象を除いた設計基準事象に適用可能であることが確認されている。また、従前の解析コードによる評価結果と比較して裕度が拡大する結果が得られており、より実現象に即した評価となっていることが確認されている。

※三菱重工業（株）が開発した 1 次系全体の熱流動と 3 次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コード。従来の PWR における設計基準事象の解析に用いられているプラント過渡特性解析コード M A R V E L 等に対して、S P A R K L E

－ 2 コードでは、過渡時の出力分布変化やボイド生成に伴う反応度帰還効果を適切に取り込むことで、最小DNBRや燃料中心温度の最適評価が可能となる。炉心損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価に適用している。