

3.1.2 決定論的安全評価

3.1.2.1 決定論的安全評価の見直し要否

(1) 概要

評価の実施時点における自主的に講じた措置、設備・機器の性能に係る調査に基づき、発電用原子炉施設の現状について安全評価を行い、発電用原子炉設置変更許可を受けた最新の「第1章 1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に対する影響を確認し、見直しの要否を確認する。

今回の安全性向上評価では、第14回施設定期検査終了日の翌日(2019年8月21日)の決定論的安全評価から評価時点となる第16回定期事業者検査終了日(2023年1月10日)までの自主的に講じた措置、設備・機器の性能に係る調査を行い、これらの評価の対象とした。

(2) 確認方法

決定論的安全評価においては、「第1章 1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」にて、加圧水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、選定した事象を考慮して設計を行った構築物、系統及び機器並びに重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に基づき解析条件等を設定し、妥当性を確認した解析コード等により、評価を行っている。

これらの安全評価で用いている範囲、解析条件、解析コード等については、「第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置」において抽出した自主的に講じた措置、設備・機器の性能に影響を受けるため、評価時点における自主的に講じた措置、設備・機器の性能に係る調査に基づき、発電用原子炉設置変更許可を受けた最新の「第1章 1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に対する影響を確認し、見直しの要否を確認する。

また、安全評価で用いている解析コードについては、更新・不具合情報に影響を受けるため、評価時点までに収集した以下の情報に基づき、発電用原子炉設置変更許可を受けた最新の「第1章 1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に対する影響を確認し、見直しの要否を確認する。

なお、決定論的安全評価に影響を及ぼさないような表示や入出力時に係る不具合については、情報源から除外することとした。

- ・米国原子力規制委員会 (NRC) が保有する情報

(ADAMS (Agencywide Documents Access and Management System))

- ・コード開発元の情報

(3) 確認結果

a. 保安活動の実施状況

玄海原子力発電所第3号機第2回安全性向上評価届出書(2021年6月22日付け原発本第39号)(以下「第2回届出書」という。)及び本届出書の「第2章 2.2.1 保安活動の実施状況」に示すように、第14回施設定期検査終了日の翌日(2019年8月21日)以降に実施した保安活動の改善状況を調査している。それらを踏まえて、保安活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響を確認した。第3.1.2.1-1表～第3.1.2.1-8表に示すように、保安活動の改善状況が決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

b. 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

第2回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」に示すように、第14回施設定期検査終了日の翌日(2019年8月21日)以降の国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の収集、分析、抽出を行っている。それらを踏まえて、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見(以下「最新知見」という。)が決定論的安全評価に及ぼす影響を確認した。下記に示すように、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見は、決定論的安全評価に影響を及ぼさないこと、決定論的安全評価に係る反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。

(a) 安全に係る研究

第2回届出書の「第2章 2.2.2.4 安全に係る研究」及び本届出書の「第2章 2.2.2.2 (1) a. 安全に係る研究」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-9表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(b) 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

第2回届出書の「第2章 2.2.2.5 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」及び本届出書の「第2章 2.2.2.2 (1) b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-10表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(c) 国内外の基準等

第2回届出書の「第2章 2.2.2.7 国内外の基準等」及び本届出書の「第2章 2.2.2.2 (1) d. 国内外の基準等」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-11表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(d) 国際機関及び国内外の学会等の情報

第2回届出書の「第2章 2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報」及び本届出書の「第2章 2.2.2.2 (1) e. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報以外)」並びに「第2章 2.2.2.2 (1) f. 国際機関及び国内外の学会等の情報(自然現象に関する情報)」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-12表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(e) メーカーからの提案

第2回届出書の「第2章 2.2.2.9 メーカーからの提案」及び本届出書の「第2章 2.2.2.2 (1) g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に係る反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-13表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(f) 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

本届出書の「第2章 2.2.2.2 (1) h. 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置」に係る最新知見を調査した結果、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。

c. 発電用原子炉施設の現状

発電用原子炉施設の現状は、適合性確認検査において把握されている。さらに、第2回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.1.3 (5) 施設管理に係る有効性評価結果」に示すように、施設管理に係る仕組み及び設備について、保安活動は適切で有効に機能していることから、発電用原子炉施設の現状は把握できていることを確認した。

d. 設備・機器の性能

第2回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.1.3 (5) 施設管理に係る有効性評価結果」に示すように、施設管理に係る仕組み及び設備について、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。さらに、第2回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.1.3 (4) 施設管理に係る実績指標」に示すように、重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化を確認した結果、測定データの推移に著しい変化がなく、性

能変化は認められていないことから、決定論的安全評価に係る設備・機器の性能は維持されており、決定論的安全評価の見直しが不要であることを確認した。

e. 解析コード

第3.1.2.1-14表に示す決定論的安全評価で使用している解析コードについて、更新・不具合情報の収集を行い、更新・不具合情報が決定論的安全評価に及ぼす影響を確認した。第3.1.2.1-15表、第3.1.2.1-16表に示すように、解析コードの更新・不具合情報が決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

第3.1.2.1-1表 品質保証活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/3)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	安全品質保証第一、第二統括室の統合による安全品質保証統括室の設置他	2020年4月に、玄海1、2号機ともに廃止措置段階となり、保安及び品質保証活動業務の効率的かつ一体的な運用とするため、安全品質保証第一統括室及び安全品質保証第二統括室を統合した。 また、新検査制度導入等による安全品質保証統括室の業務拡大及び検査の独立性確保の観点から、2020年4月に安全品質保証統括室長を補佐する安全品質保証統括室副室長を増置及び2020年2月に室員を増員した。 この結果、保安及び品質保証活動業務の効率かつ一体的な運用が図られた。	品質保証活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	グループ横断での相互運用やキャリア社員の活用	新型コロナウイルス感染者数増加を受け、本店一部グループの負荷が増加したことから、グループ横断での相互運用による負荷平準化を実施した。 また、豊富な経験と優れた力量を有するキャリア社員を本店・発電所へ配置し、若手社員への技術伝承等を行った。 この結果、資源の有効活用が図られた。	
	システム統括グループ設置	「九電グループ経営ビジョン2030」の具現化に向けて、原子力業務においてもDXを積極的に推進し、原子力発電所の業務変革を通して、安全・品質向上、安全・安定運転、設備利用率の向上及びコスト削減に資することとしており、DX推進に向けた取組みを着実に進めるため、2022年7月の組織改正にて「システム統括グループ」を設置した。 この結果、DX推進に向けた体制の構築が図られた。	
社内マニュアル	改善措置活動(CAP)を実施するための社内マニュアルの制定	CAPのプロセスの確立に向け、2018年10月からの試運用を踏まえ社内マニュアルを整備し、2019年12月に本運用を開始した。 この結果、自主的な改善活動の高度化が図られた。	
	リスク情報を活用した意思決定(RIDM)プロセスの構築	従来の決定論的な評価からの知見などに加えて、確率論的リスク評価から得られる知見を組み合わせ、より効果的にリスクを低減し安全性を向上させる仕組みとして、RIDMプロセスを構築し、2020年4月から運用を開始した。 今後、RIDMの運用の定着と段階的なプロセス適用範囲の拡大を図っていく。	

第3.1.2.1-1表 品質保証活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/3)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	状態報告(CR)を活用した改善提案の実施	改善措置活動(CAP)を活用したプロセスの効率化を図るため、従来の改善提案書による改善提案のプロセスを、CRを活用した改善プロセスに一元化するための社内マニュアル改正を2021年8月に実施した。 この結果、CAPを活用したプロセスの効率化が図られた。	品質保証活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111-2021)の適用	品管規則を取り込んだJEAC4111-2021が2021年3月に発行されたことを受け、対応するJEAC要求事項を踏まえた社内マニュアルの改正を2021年8月に行った。 この結果、JEAC4111-2021に対応したQMSへの業務移行が適切に行われた。	
	マネジメントレビュー(MR)に関する業務の見直し	従来、個別に実施していたデータの分析、MR用評価、集積根本原因分析等の評価を、データの分析でまとめて実施し、データの収集は可能な限り改善措置活動(CAP)の状態報告(CR)を活用できるよう情報を一元化するなどの社内マニュアルの改正を2022年2月に行った。 この結果、MRに関する業務のパフォーマンス向上が図られた。	
	未然防止処置の帳票管理見直し	未然防止処置の対応については、未然防止処置基準に基づき、検討依頼があった件名について、未然防止処置対策検討票を発行し、検討した結果、処置が必要な件名については未然防止処置対策実施確認票を発行している。さらに、事務局にて検討票の情報を、検討担当課にて対応方針等の情報を改善措置活動(CAP)システムの状態報告(CR)に入力し、CAP会議でCRの情報を基に審議している。このような状況に対し、2021年度マネジメントレビューにおけるデータの分析結果において未然防止処置を含むCAPの運用に関して、「他帳票との二重管理をCRへ統合」する改善を実施していく必要があると示されたことから、CAPシステムより出力したCRを使用し、未然防止処置基準の検討票及び確認票の運用を廃止する社内マニュアルの改正を2022年10月に実施した。 この結果、CAPを活用したプロセスの効率化が図られた。	

第3.1.2.1-1表 品質保証活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/3)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	安全性向上評価における実績指標の見直し	安全性向上評価「2.2.1保安活動の実施状況」においては、新規制基準導入以前の「定期安全レビュー」における「保安活動の実施状況の調査」を踏襲し、保安活動ごとに選定された実績指標についての時間的な推移を調査し、各保安活動が有効に機能していることを確認していた。しかし、「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、より効果的な実績指標を設定すべきとのご意見・ご助言を受けたことから、パフォーマンス指標及び保全活動管理指標を含めた保安活動の有効性を確認する観点から、より効果的と考えられる実績指標となるよう見直しを行い、2022年10月に社内マニュアルの改正を行った。 この結果、各保安活動が有効に機能していることを確認するための、より効果的な実績指標となった。	品質保証活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	改善措置活動(CAP)に関する教育	2019年度の品質保証教育を通じてCAPに関する教育を実施した。 この結果、異常を未然に防ぐ意識の向上が図られた。	
	リスク情報を活用した意思決定(RIDM)の浸透・定着	2020年度に原子力安全教育、定期事業者検査中のリスク情報発信等の活動を通じて、リスク情報を活用したRIDMの浸透・定着を図った。 この結果、RIDMが浸透・定着し、リスクマネジメントの強化が図られた。	
	現場観察を活用した技術継承	2021年度に、担当者を現場観察に月1回以上同行させ、運転員のパフォーマンス向上のためのガイドライン等のツールを用いて期待事項を指導した。 この結果、原子力事業を継続していくための着実な技術継承が図られた。	

第3.1.2.1-2表 運転管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	運用管理担当課長及び副長職位の設置	2020年7月に、特重施設の運用開始に向けた、試運転又は手順書整備等の運用に係る業務の体制強化のため、新たに運用管理担当課長及び副長を設置した。 この結果、特重施設の確実な運用開始に向けた体制の強化が図られた。	決定論的安全評価に影響を及ぼさない組織・体制の変更であり、影響なし
社内マニュアル	事故時運転操作手順の記載の充実	2020年4月に、重大事故発生時において、より安全に1次冷却材系統や蒸気発生器の減圧操作等を実施できるよう、運転操作手順の改善を行った。 この結果、事故時の操作内容の更なる充実が図られた。	運転管理に係る社内マニュアルの充実に係るものであり、決定論的安全評価に影響なし
	海水ポンプ及び循環水ポンプ用潤滑水ストレーナ洗浄方法の見直し	海水ポンプ及び循環水ポンプ用潤滑水ストレーナの洗浄は所内用水と所内用空気の混合水を使用しているため海水ポンプ及び循環水ポンプの潤滑水系統には所内用空気系統が接続されている。このため、所内用空気止弁のシートリーク等により潤滑水系統に所内用空気が混入することで潤滑水流量が低下し、当該ポンプの故障又はトリップすることが懸念される。 2020年8月に、潤滑水系統への所内用空気混入のリスクを低減させるため、社内マニュアルを改正し、潤滑水ストレーナの洗浄方法を「所内用水及び所内用空気による洗浄」から「所内用水による洗浄」に見直すとともに、洗浄用所内用空気止弁を施錠管理(施錠閉)することとした。 この結果、当該ポンプの故障及びトリップに対するリスクが削減された。	
	格納容器冷却材ドレンタンク(CVDT)O ₂ パージ時のRCP No.2シール背圧変動防止	2020年9月に、CVDTのO ₂ パージ時に、タンクの内圧変動に伴いRCP No.2シールの背圧が変動するため、パージ時にはRCP No.2シールリークオフラインを隔離する手順とした。 この結果、RCP No.2シール背圧変動防止が図られた。	
	プラント起動・停止時の蒸気ボイドによる余熱除去系統の機能喪失の可能性への対応	プラント起動・停止時の余熱除去ポンプ運転中の1次冷却材喪失事象を想定した、蒸気ボイド発生に伴う低圧注入機能喪失を防止するため、崩壊熱除去機能と低圧注入機能を確保する手順を社内マニュアルに追加した。 この結果、プラント起動・停止時の操作内容の更なる充実が図られた。	
	誤操作防止のための社内マニュアル改正	循環水ポンプにおいては、玄海3、4号機で接続する取水路が異なり(3A取水路:3A循環水ポンプ、4A取水路:4B循環水ポンプ)、A系を代表し、B系を括弧書きで記載した手順となっていたことから、海水取水路閉塞時の翼開度調整時に誤操作を招くおそれがあるため、2021年6月にA系とB系を分割した記載に見直した。 この結果、事故発生時における対応操作の信頼性向上が図られた。	

第3.1.2.1-2表 運転管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	大型台風接近時に想定されるリスク対策の反映	2021年6月に、大型台風接近時に想定したリスク対策のうち、社内マニュアルへの反映が必要な項目(大気圧低下に伴う見かけ上の原子炉格納容器圧力上昇による警報発信を避けるための事前の原子炉格納容器減圧、循環水ポンプ・海水ポンプ潤滑水ストレーナ差圧確認の操作欄への明記、所内用水バックアップラインを活用した海水ポンプ潤滑水・冷却水確保及び目視・カメラ映像等での碍子洗浄状態の確認)について社内マニュアルへ追加した。 この結果、大型台風接近時における対応の充実が図られた。	運転管理に係る社内マニュアルの充実に関するものであり、決定論的安全評価に影響なし
	ディーゼル発電機高エネルギーアーク損傷(HEAF)に伴う火災(HEAF火災)発生防止対策の反映	第16回定期事業者検査時に、ディーゼル発電機に関するHEAF火災発生防止対策として、ディーゼル発電機に接続される電気盤(受電遮断器)へ保護継電器50リレー(母線短絡リレー)の追加等を実施したことに伴い、リレー動作時の警報及び処置内容について社内マニュアルへ追加した。 この結果、当該リレー動作時における対応の充実が図られた。	
教育・訓練	運転員に対する指導の強化	2020年度に、機器状況の監視等の強化のため、発電第二課管理層が通常業務において日常的に指導していくことで運転員に対する指導の強化を図った。 この結果、運転員の知識及び技術の向上が図られた。	教育・訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
設備	シミュレータ室への通信設備等の設置	2020年度に、臨場感を得られる訓練を実施するため制御棒位置指示装置(DRPI)確認用の踏み台と現場との通信用PHSを設置した。 この結果、実機に近い訓練が可能となった。	教育・訓練に係る設備改良であり、決定論的安全評価に影響なし
	運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理	停止時リスクモニタを用いた定期事業者検査期間のリスク評価・管理に加え、プラント運転時においても、各機器の運転状態に応じたリスク変動を把握し、リスク低減対策の検討や更なるリスク上昇の防止に活用することを目的に運転時リスクモニタを導入した。この活動は2020年4月から試運用を開始しており、2021年4月から本運用を開始した。 この結果、各機器の運転状態に応じたリスク変動を把握し、リスク低減対策の検討や更なるリスク上昇の防止に活用することが期待できる。	リスク評価・管理に係る設備改良であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	安全対策担当課長職位の設置及び副長の増員	2019年12月に、安全対策の業務体制強化を目的として、新たに安全対策担当課長を設置し、同様の目的で副長を増員した。 この結果、安全対策に関する業務体制の強化が図られた。	決定論的安全評価に影響を及ぼさない組織・体制の変更であり、影響なし
	特重工事担当課長職位の設置及び副長の増員	特重施設工事に関する業務体制強化を目的として、2020年2月に副長を増員し、2020年7月に特重工事担当課長を設置した。 この結果、特重施設工事安全対策に関する業務体制の強化が図られた。	
社内マニュアル	玄海変電所における火災事故を受けた対応	2019年12月に玄海変電所で発生した火災の対応として、接地器具を取り付けた場合の確認事項の明確化を図るため、社内マニュアルを改正した。 この結果、電気関係作業に対する安全性の向上が図られた。	施設管理に係る社内マニュアルに関する事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	仮設電源盤に接続する仮設ケーブル火災の対応	2020年9月に発生した仮設電源盤に接続する仮設ケーブルの火災の対応として、作業計画を変更した際の対応等に関する仕組みが明確でなかったこと、及びケーブル保護の考慮が不足していたことが原因と考えられたことから、当社及び請負会社における作業全般の作業計画を変更する場合の仕組みを改善することとし、仮設電源におけるケーブルの保護を考慮する仕組みの明確化を図れるよう、社内マニュアルを改正した。 この結果、作業全般に対する安全性の向上が図られた。	
	煙感知器の設置方法の不備に伴う社内マニュアルの改正	海水管トレンチエリアの海水ポンプ電源ケーブルのプルボックス内に設置している火災感知器のうち煙感知器(スポット型)を壁面に設置(90度傾斜)しており、工事計画認可申請書(添付書類)の記載「消防法の設置条件に基づき、火災感知器を設置する」(消防法施行規則第23条4項第9号の設置条件「45度以上傾斜させないように設けること」)に対し、当該感知器は設置条件を満足していないことが確認された。 工事や設計の実施段階で、許認可の申請内容(要求事項を満足するために適用する法令、基準、規格等)との整合の判断に迷う場合や、実施する工事内容の基準適合への確認が必要な場合等は、設計を主管する組織等の関係箇所へ照会し、許認可で申請した申請内容(適用法令等)に照らし問題ないか確認することを社内マニュアルに追記した。 この結果、工事や設計の実施段階における許認可の申請内容との整合が図られる。	
	消防用設備の取替、改造等に関する社内マニュアルの改正	消防用設備の取替、改造等を実施する場合には、防災課長が各課長からの依頼に基づき、事前に行行政手続きの必要の有無を消防機関へ確認することを2022年8月に社内マニュアルへ追記した。 この結果、消防用設備の取替、改造等に関する行政手続きを漏れなく確実に実施することが可能となった。	

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	前処理タンク循環ポンプケーシング損傷に伴う社内マニュアルの改正	<p>前処理タンク循環ポンプ分解点検において、ポンプケーシングの内ツバ部に損傷が確認された。</p> <p>オイルシールを取り外すためにハンマーで叩き出した際に、ポンプケーシングの内ツバ部に接触・損傷させた可能性があり、また、建設以降の点検におけるオイルシール取外し・取付作業により微細な傷が多数発生し、今回の点検作業において、その傷が拡大したことで損傷に至った可能性があるため、同型ポンプにおいて、オイルシールの取外し時にポンプケーシングに偏った力が掛からないようオイルシールプラーを使用するとともに、今回のケースのように取外しが困難な場合を考慮し専用治具を製作し、その治具を使用し取外す旨を作業要領書に明記した。</p> <p>この結果、更なる作業管理の向上が図られた。</p>	施設管理に係る社内マニュアルに関する事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	玄海変電所における火災事故を受けた対応	<p>2019年12月に玄海変電所で発生した火災の対応として、「品質管理及び安全作業教育」において教育することにより、継続して周知徹底を図ることとした。</p> <p>この結果、電気関係作業の安全に対する意識向上が継続して図られている。</p>	教育・訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	火災等の事案発生に伴う作業点検の実施	<p>火災等の事案が続いたことを受け、当社及び関係会社の社員をはじめとする玄海原子力発電所の業務に従事する全員が、原点に立ち返って、「一つひとつ、一人ひとりの行動が、地域・社会の皆さまの安心、信頼に直結していること」を念頭に、自らの取組みについて、2020年に作業点検を実施した。</p> <p>作業点検の結果、今回とりまとめた「点検項目(安全に作業を行うために必要な行為や意識)」を「安全作業及び品質管理教育」等の教育資料に反映して教育内容の充実を図り、継続的に教育を行うなどの改善を図った。</p> <p>この結果、安全作業に係る更なる安全性の向上が図られた。</p>	
	火災等の事案を根本から幅広く検証した結果と作業安全達成のための更なる取組み	<p>火災等の事案が続いたことを受け、2020年度に作業点検を実施し、管理職による現場観察や教育等を継続していたが、新たに火災等の事案が発生したことを踏まえ、原因について根本から幅広く検証を実施した。</p> <p>その結果、「安全意識の浸透」、「危険感受性」及び「原子力工事現場の特殊性への理解」について不足している部分があったことから、作業安全達成に向けた更なる取組みとして、「現場観察スキルの更なる向上」、「安全パトロールや安全教育の強化」、「請負会社との意見交換」等を実施した。</p> <p>この結果、関係者全員が問題点や安全意識を共有し、一丸となって作業安全を達成するための意識の向上が図られた。</p>	

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	タービン建屋ブラインドシャッターアクセス設備設置工事	ブラインドシャッター設置箇所には侵入防止用格子が設置してあり、かつ昇降設備が設置されていないため、点検時の作業性向上の観点から点検用格子扉及び昇降設備を設置した。 この結果、ブラインドシャッター点検時の作業性が向上した。	決定論的安全評価に係る設備等に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	2次系シーケンス盤更新工事	2020年度に、2次系シーケンス盤について、設置から20年以上が経過し、一部の部品が製造中止品になっていることから、一部の部品の交換ができない状態であり、また、経年劣化による不具合も懸念されるため、最新のデジタル式へ更新した。 この結果、設備の信頼性向上が図られた。	
	高pH運転導入に向けた高圧第7給水加熱器取替工事等	2020年度に、高pH運転導入に向け、加熱管に銅系材料を使用している高圧第7給水加熱器及び湿分分離加熱器について、新製の加熱器へ取り替えた。 この結果、高pH運転における設備の信頼性向上が図られた。	
	制御用地震計取替工事	2020年度に、原子炉非常停止信号用の地震計について、設置から20年以上が経過し、一部の部品が製造中止品になっていることから、一部の部品の交換ができない状態であり、また、経年劣化による不具合も懸念されるため、制御用地震計を機械式地震計から電気式地震計へ更新した。 この結果、設備の信頼性向上が図られた。	
	RCP電源監視盤修繕工事	2020年度に、原子炉非常停止信号用の保護リレーについて、予防保全の観点から取替えを行った。 この結果、設備の信頼性向上が図られた。	
	1次系海水配管取替工事	2020年度に、1次系海水配管のうちエポキシ塗料系ライニング施工箇所の信頼性及び耐久性向上のため、高耐久性ポリエチレンライニング鋼管へ取り替えた。 この結果、1次系海水配管の信頼性及び耐久性向上が図られた。	
	低温再熱蒸気管取替工事	2020年度に、流れ加速型腐食(FAC)により減肉している低温再熱蒸気管について、耐久性を考慮し炭素鋼(SB46)から低合金鋼(SCMV4-1)又はステンレス鋼(SUS304)に取り替えた。 この結果、低温再熱蒸気管の耐久性向上による配管破断事故の防止が図られた。	

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(4/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出配管取替工事	2020年度に、流れ加速型腐食(FAC)により減肉している3B低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管について、耐久性を考慮し炭素鋼(STPG38)からステンレス鋼(SUS304)に取り替えた。この結果、3B低圧給水加熱器ドレンポンプ吐出管の耐久性向上による配管破断事故の防止が図られた。	決定論的安全評価に係る設備等に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	ディーゼル発電機高エネルギーアーク損傷対策工事	2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震の際に、東北電力(株)女川原子力発電所1号機のメタルクラッド開閉装置で遮断器内の短絡による高エネルギーアーク損傷(HEAF)に伴う火災(HEAF火災)が発生した事象を受けて、2017年8月8日に技術基準規則の改正が行われ、「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」を実施するよう要求された。そのため、第16回定期事業者検査時にメタルクラッド開閉装置で遮断器内の短絡によるHEAF火災の発生を防止するため、ディーゼル発電機の停止やディーゼル発電機受電遮断器を早期に開放する対策として、保護継電器50リレー(母線短絡リレー)の追加等を実施した。この結果、設備のHEAF火災発生防止に対する信頼性向上が図られた。	
	発電機変圧器保護盤更新工事	第16回定期事業者検査時に、発電機変圧器保護盤をアナログ式保護リレーから運用・保守性に優れたデジタル式保護リレーへ更新した。この結果、リレーの経年的な特性の安定化、自己監視機能の充実による保守作業の省力化及び機能を2重化することによるシステムの信頼性向上が図られた。	
	原子炉容器出入口管台溶接部計画保全工事	600系Ni基合金溶接部の1次冷却材中応力腐食割れ(PWSCC)による国内の損傷事例を受け、予防保全として、第16回定期事業者検査時に原子炉容器出入口管台溶接部の内面補修(690系Ni基合金化)工事を実施した。この結果、原子炉容器出入口管台のPWSCCに対する信頼性が向上することにより、1次冷却材漏えいの可能性が低減された。	
	高pH運転の導入	蒸気発生器長期信頼性向上の観点から、蒸気発生器への鉄持込みを抑制する高pH運転に際し、必要な設備を設置し、2023年1月に高pH運転を導入する。この結果、蒸気発生器への鉄持込みを抑制することができ、蒸気発生器の長期信頼性向上が図られる。	

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(5/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	加圧器スプレイライン取替工事	加圧器スプレイラインについては、当該ラインの一部に残留応力が比較的大きいと考えられる冷間曲げ管を使用している箇所が存在することから、第16回定期事業者検査時に予防保全の観点から同一仕様(主要寸法、材料)の熱間曲げ管への取替えを行った。 この結果、加圧器スプレイライン配管の曲げ管に対する信頼性向上が図られた。	決定論的安全評価に係る設備等に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	原子炉安全保護計装盤等更新工事	第16回定期事業者検査時に、原子炉安全保護計装盤及び原子炉安全保護ロジック盤をアナログ設備から長期保守安定性に優れたデジタル設備へ更新した。 この結果、当該盤における保守性が向上した。	決定論的安全評価では、評価条件として原子炉非常用停止信号の設定値を保守的に設定していることから、影響なし

第3.1.2.1-4表 燃料管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	未照射の二次中性子源の装荷に伴う「二次中性子源の使用開始の報告」に関する運用の明確化	2020年9月に、特定放射性同位元素としての中性子源の管理について、「特定放射性同位元素防護規程」及び「特定放射性同位元素防護基準」との関連付けを明確にするため、社内マニュアルの改正を行った。 この結果、未照射の二次中性子源を原子炉に装荷した際の取扱いについて明確化が図られた。	中性子源の管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	$^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ 線源強度比に係る管理値の明確化	通常運転中の燃料管理の確認項目である $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ 線源強度比の管理値について、「運転中における漏えい燃料発生時の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程」(JEAC4213-2016)の解説に記載されている「よう素131濃度が、漏えい燃料が発生していない状態でのよう素濃度(平常値)と同程度以下の場合を除く。」旨を2021年1月に社内マニュアルへ明記した。 この結果、通常運転中の $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ 線源強度比の管理値について明確化が図られた。	燃料管理の確認項目に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-5表 放射線管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	廃棄物養生開封時における運用の明確化	2020年11月に、廃棄物を再開封する際には、事前に汚染レベルの確認を行い、必要に応じて適切な防具等を着用する旨を、管理区域立入者の遵守事項として社内マニュアルに記載した。 この結果、内部被ばく防止に係る意識の向上が図られた。	放射線管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	眼の水晶体等価線量測定用ガラスバッジを着用する場合の運用の追加	電離放射線障害防止規則等の関連法令改正に伴い、眼の水晶体の等価線量限度が引き下げられたことから、2021年4月に、眼の水晶体等価線量が管理基準値に近づく又は超えるおそれがある場合等に、眼の水晶体等価線量測定用ガラスバッジを追加着用することを社内マニュアルに追加した。 この結果、眼の水晶体の等価線量管理の厳正化が図られた。	
	1次冷却材モニタ(3R-70)の指示低下に伴う社内マニュアルの改正	原子力運転検査官から中央制御室に、3R-70の指示が低下している旨の連絡があり、当直員が当該パラメータを確認したところ指示が低下していたことを確認した。 現場を確認した結果、玄海3号機非再生冷却器上部配管室内の当該モニタ近傍での特重施設設置工事による壁面への罫書き作業にて、作業員被ばく低減の観点からモニタと非再生冷却器出口配管の間に鉛遮蔽板が設置されていた。 稼動している設備(計器含む。)周辺で実施する設備設置、改造、修繕等を伴う工事は、運転機器の機能を阻害しないことを含め、工事主管課と工事請負先にて現場で作業内容の確認(作業者の動線、作業準備(放射線防護措置等))を実施するよう社内マニュアルに明記した。 この結果、作業における運転機器の更なる安全確保が図られた。	
	簡易チェンジングエリア設置・運用手順書の新規追加	炉心損傷の事象進展が著しく早い場合におけるチェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止の観点から、より充実した対応ができるように、炉心損傷に至る前の簡易チェンジングエリアの設置・運用について整理を行い、2022年12月に手順書を定めた。 この結果、更なる汚染の持ち込み防止が図られた。	
設備	簡易型体表面汚染モニタの導入	2020年度に、汚染区域退域時の汚染の早期発見及び汚染拡大防止等の観点から簡易型体表面汚染モニタの新規導入を行った。 この結果、汚染作業後の汚染の早期発見及び汚染拡大防止等が図られた。	

第3.1.2.1-6表 放射性廃棄物管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	放射性廃棄物低減を目的とした放射性廃棄物でない廃棄物(NR)制度の導入	国の指示文書において、原子力発電所の管理区域内で発生した廃棄物であっても一定の条件を満たせばNRとして取り扱うことができることとなっている。このため、NR制度を導入し、産業廃棄物として適切に処分又は資源として有効利用するため、2021年3月に社内マニュアルを改正した。 この結果、放射性廃棄物発生量の更なる低減が図られる。	放射性廃棄物管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	雑固体溶融処理設備パレット昇降機の異常停止に伴う社内マニュアルの改正	2020年11月に発生した雑固体溶融処理設備パレット昇降機の異物混入に伴う異常停止への対応として、異物混入のおそれがある作業を抽出し、異物混入を防止するため、2022年6月にドラム缶等の蓋締付け用ボルト・ナットに緩みがないことを確認する等の注意事項を社内マニュアルに追加した。 この結果、雑固体溶融処理設備に係る異物混入防止が図られた。	
	1次系廃樹脂低減対策に伴う社内マニュアルの改正	1次系廃樹脂低減対策として、使用済燃料ピット脱塩塔の使用方法について浄化流量を原則20m ³ /hとするとともに、浄化流量の通常値を46m ³ /hから20～46m ³ /hに見直す等の社内マニュアル改正を2022年9月に実施した。 この結果、1次系における廃樹脂の低減が図られる。	
教育・訓練	放射線業務従事者線量等報告書等のトリチウム放出量の誤りへの対応	「放射線業務従事者線量等報告書等のトリチウム放出量の誤り」事象を受け、再発防止を目的に本事象について社内関係者に教育を実施した。 この結果、本事案における更なる再発防止の徹底が図られた。	
	放射性廃棄物でない廃棄物(NR)に関する教育の追加	NR制度の導入に伴い、NRの判断に関わる業務に従事する者(請負会社従業員含む。)への教育に「放射性廃棄物でない廃棄物に関する教育」を追加した。 この結果、NRの判断に必要な知識の習得が図られた。	
設備	雑固体溶融処理設備パレット昇降機の一部仕様変更	2020年11月に発生した雑固体溶融処理設備パレット昇降機の異物混入に伴う異常停止への対応として、再発防止を図るため、ガイドレールへ異物混入防止用カバーを設置するとともに、装置内の異物発生防止として、ボルトが緩み難いタイプのワッシャに変更した。 また、異物混入に伴う過大な引張力の発生により、電動機ベースボルトが抜け、装置構成品が落下したことを踏まえ、電動機ベースボルトについても高強度仕様のものに変更した。 この結果、異物混入防止等の強化が図られた。	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	SA設備担当課長職位の設置及び副長の増員	2020年4月に、SA設備に関する業務体制強化を目的として、新たにSA設備担当課長を設置し、同様の目的で副長を増員した。 この結果、SA設備安全対策に関する業務体制の強化が図られた。	決定論的安全評価に影響を及ぼさない組織・体制の変更であり、影響なし
	原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実	原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実に向け、契約社員(自衛隊OB)の採用を計画的に進めた。 この結果、重大事故等対策体制の更なる整備・充実が図られた。	
	本店原子力防災組織への地域支援班の設置	2021年9月に、事故時における要支援者避難支援、燃料補給支援等に関する業務を行う地域支援班を本店原子力防災組織に設置した。 この結果、事故時における支援体制の明確化が図られた。	
	特重施設要員の設置	2022年12月に、重大事故等及び大規模損壊発生時において、特重施設による対策を行う特重施設要員を設置した。 この結果、更なる安全性・信頼性の向上が得られた。	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	事故時運転操作手順の記載の充実	2020年4月に、継続的安全性向上のための事故時運転操作手順書の改善検討の反映に伴い、運転操作の充実を図るため、社内マニュアルを改正した。 この結果、事故時の運転操作の更なる充実が図られた。	緊急時の措置に係る社内マニュアルの充実に関するものであり、決定論的安全評価に影響なし
	有毒ガス発生時の体制の整備に係る社内マニュアルの改正	2020年11月に、社内マニュアルを改正し、有毒ガス防護対策を目的に、有毒ガス発生時の体制の整備に関する内容を明確にした。 この結果、有毒ガス発生時における対応の充実が図られた。	
	緊急時活動レベル(EAL)*判断基準の見直し	2021年9月に、社内マニュアルを改正し、EAL判断基準の対象となる設備に、事故時に使用する設備を追加した。 この結果、プラント状況に応じたEALを判断できるようになった。 ※:原子力施設の状況に応じて、緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分し、原子力施設の状況が、これらの緊急事態の区分に該当するか否かを原子力事業者が判断する基準	
	格納容器隔離弁の閉止手順追加に伴う社内マニュアルの改正	玄海3、4号機第3回安全性向上評価に当たり、最新知見である「国内原子力発電所の確率論的リスク評価用一般機器信頼性パラメータの推定」の高精度データを反映したところ、タービン動補助給水ポンプの継続運転失敗の非信頼度(機器が起動後、運転の継続に失敗し使用できない確率)が上昇し、格納容器隔離失敗による格納容器機能喪失頻度が上昇したため、P信号(格納容器隔離作動B)の発信に至らない事故事象において、加圧器逃がし弁強制開等の緩和手段の失敗時に格納容器隔離弁の閉止手順を追加する社内マニュアルの改正を2022年12月に実施した。 この結果、格納容器隔離失敗による格納容器機能喪失頻度を低減し、放射性物質を含む1次冷却材が格納容器外へ漏えいすることを防止できる。	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
教育・訓練	火山影響等発生時の対応教育に係る内容の見直し	2019年度から「火山影響等発生時の対応教育」について、教育内容の見直しを行い、必要な現場確認を含む手順確認及び実技教育(迅速性が求められる項目について想定時間内で作業できることの確認等)を実施した。 この結果、火山影響等発生時の対応に関する知識の更なる向上が図られた。	教育・訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	有毒ガス発生時の措置に関する教育の追加	2020年11月に、有毒ガス防護対策を目的に、有毒ガス発生時の措置に関する教育を新たに追加した。 この結果、有毒ガス発生時における知識向上が図られた。	
	緊急時対策支援システム(ERSS)への伝送不具合事象に係る教育	関西電力(株)大飯発電所3号機における炉内温度監視盤の取替えに伴うプログラム改造の際のERSSへのデータ伝送設定が適切に実施できていなかったために発生したERSSへのデータ伝送不具合事象について、工事担当グループ員にて教育を実施した。 この結果、工事終了後のERSS伝送状態確認の実施について共通認識が図られた。	
	重要シナリオに対する教育・訓練の強化	安全意識の高揚及び安全文化の醸成、並びにリスク意識の向上を図るために、原子力安全教育にて重要シナリオに対する教育・訓練の強化を新たに追加した。 この結果、重要シナリオに対する意識向上及び事故対応能力の向上が図られた。	
	安全裕度評価結果の所員への教育	設計基準を超える地震、津波が起こった際に予想される随件事象として溢水や火災の影響及び設計基準を超えるその他の自然現象が発生した場合に予想されるプラント挙動についての教育を2020年度の原子力安全教育にて実施した。 この結果、緊急時対応要員の対応能力の向上が図られた。	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(4/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	緊急時対策支援システム(ERSS)伝送項目追加工事	ERSSパラメータの伝送項目を追加し、緊急時における原子力規制庁との情報共有の強化を図った。 この結果、緊急時における情報共有の強化が図られた。	決定論的安全評価に係る設備等に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	運転シミュレータへの炉心溶融モデル導入	2019年度に、過酷事故時の事象を連続して模擬できるように運転シミュレータに重大事故解析コード(MAAP)を導入した。 この結果、炉心溶融等の重大事故等時の事象進展をMAAPで模擬することにより運転員の知識が更に向上することが期待される。	
	所内一斉通報システムの導入	既設の所内一斉通報装置は、前回更新から約10年が経過し、保守部品の調達困難及び搭載OSのサポートが既に終了していることから、2021年7月にビジネスチャットツールを利用した所内一斉通報システムを導入するとともに、ビジネスチャットツールからの通知確認及び返信の操作性を考慮し、所内関係者に配備されている携帯電話をスマートフォンに変更した。 この結果、更なる迅速かつ的確な通報連絡及び召集が期待できる。	
	常設直流電源設備(3系統目)設置工事	第16回定期事業者検査時に、重大事故等時の更なる信頼性向上を図るため、技術基準規則に対応した直流電源設備である蓄電池(安全防護用及び重大事故等対処用)、可搬型直流電源設備のほかに、もう1系統の特に高い信頼性を有する常設直流電源設備(3系統目)を設置した。 この結果、重大事故等時において、更なる信頼性向上が図られた。	
	海水ポンプ取替工事	第16回定期事業者検査時に、事故時におけるポンプの再起動時の信頼性向上を目的として、軸保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用した海水ポンプへの取替えを実施した。 この結果、ポンプの再起動時の信頼性向上が図られ、「非常用所内電源喪失」及び「最終的な熱の逃がし場喪失」の可能性が低減された。	
	特重施設の運用開始とその取組み	特重施設の運用に向けて体制を整備し、必要な教育訓練を実施した後、2022年12月5日に運用を開始した。 この結果、更なる安全性・信頼性の向上が図られた。	
	特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入	2022年度に、特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントを導入した。 この結果、原子炉格納容器の過圧破損のリスクが低減された。	

第3.1.2.1-8表 安全文化の醸成活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
仕組み (組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)	安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正	2020年4月に、新検査制度に合わせて発出された「安全文化ガイド」において、事業者の安全文化の育成と維持に関する活動と確認(審査又は検査)する視点が明示されたことを踏まえ、安全文化醸成活動における評価基準に対する評価視点等の明確化のため、社内マニュアルの改正を行った。 この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。	安全文化の醸成活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	「安全文化のあるべき姿」の設定	新検査制度に伴い新たに運用された「品管規則」では、健全な安全文化を育成し、維持することに関して要求されており、その規則の中において定期的な自己評価を実施し、安全文化の弱みや強化すべき事項を把握するとともに、「安全文化のあるべき姿」を設定し、健全な安全文化の育成と維持に活用することが求められている。これに伴い、社長は2020年4月に「安全文化のあるべき姿」を設定した。 この結果、社長のコミットメントについて更に充実が図られた。	
	パフォーマンスベースの効率的な安全文化醸成活動を目指した改善	新検査制度下の安全文化醸成活動の重要性はますます高くなっており、原子力規制検査の確認対象にもなっている。この状況を踏まえ、2021年4月に安全文化の適切な評価に加え、パフォーマンスベースの効率的な活動を目指した社内マニュアルの改正を行った。 この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。	
	安全文化醸成活動に係る教育の見直し等	2021年度に、原子力安全文化への意識を浸透させるため、「原子力安全教育」の教育資料、教育方法の見直し等を行い、発電所員へ「原子力安全教育」を実施した。 教育方法については、集合教育方式から映像・音声(ナレーション)を活用した個人学習方式に見直すことにより、業務負荷の軽減、新型コロナウイルス感染拡大防止を図り、協力会社に対しても、代表者への教育の実施とともに、協力会社内周知のための映像・音声(ナレーション)付きの教材(CD-R)の配付を実施した。 この結果、「原子力安全教育」の充実が図られ、発電所員に対して更なる安全文化への意識浸透が図られた。	

第3.1.2.1-8表 安全文化の醸成活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
マニ ニ ュ ア ル、 組 織 ・ 教 育 ・ 体 制 ・ 社 内 訓 練	プロセス監査見直しに伴う社内マニュアルの改正	<p>2022年11月に社内マニュアルを改正し、監査の形態を廃して「プロセス監査」を「品質保証アセスメント」と位置付け、品質保証の知識を有する者等の第三者によるアセスメントの形態とした。</p> <p>また、発電所に潜む問題を特定することを目的とし、問題の発生時、又は兆候を把握した段階で問題を特定する手段として、実施頻度を年1回から必要と判断した都度実施するようプロセスを見直した。さらに、リスクマネジメントの自己評価を実施する際の手段として活用できるようなプロセスに見直した。</p> <p>この結果、保安活動の実施状況に対するプロセスの監視及び測定強化が図られた。</p>	安全文化の醸成活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-9表 「安全に係る研究」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について

情報源	項目	概要	対応状況	決定論的安全評価に及ぼす影響
原子力規制委員会等が実施している研究開発から抽出した最新知見	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 (2019年) (原子力規制庁)	これまでコンクリートの圧縮強度低下に対する中性子照射量の閾値は $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ とされていたが、本研究により $1.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ から圧縮強度が低下する傾向があるとの知見が報告された。	高経年化技術評価実施時に反映する。	高経年化技術評価に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-10表 「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/5)

情報源	発生日月	ユニット	概要	対応状況	決定論的安全評価に及ぼす影響
その他トラブル情報から得られた教訓から抽出した最新知見	2017年 7月7日	日本原燃濃縮事業所	ディーゼル発電機の試運転を行っていたところ、発電機制御盤からの発火を確認した。原因は、電磁接触器への開放指令により取外しコイルへ通電されたものの、ラッチ機構のプランジャ固着によりラッチ機構がOFFできず、取外しコイルが連続通電状態となり加熱焼損したものと判断された。	同様な事象が発生する可能性は低いと見られるが、ディーゼル発電機について予防保全による取替えを実施した。類似設備の取替えについては実施時期も含めて検討中。	決定論的安全評価に係る設備等に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る最新知見	2021年 2月24日	川内1/2号 ／「原子力訓練センター教育訓練要領」定期レビューにおける「定期レビューチェックリスト」の不備	社内マニュアルの定期レビューにおいて、「定期レビューチェックリスト」によりレビュー項目の確認は、すべて実施し記録を作成していたが、レビュー結果に係る記録を作成していなかったことを確認した。 原因は、「定期レビューチェックリスト」にレビュー結果の作成は不要であると誤解を招くような記載があったため、レビュー結果の記録を作成しなかったと推定した。	社内マニュアルの定期レビューの作成、確認漏れの再発防止を図るため、社内マニュアルの定期レビューをシステムで実施する運用に変更する。	社内マニュアルの充実に係るものであり、決定論的安全評価に影響なし
	2021年 1月7日	川内1/2号 ／「原子力訓練センター業務要領」改正時における規定文書制定改廃書等の様式誤りについて	社内マニュアルの改正において、誤った規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストの様式を使用した。その結果、規定文書作成チェックリストの原子力安全への影響評価の審査が適切に行われなかった。 原因は、改正する社内マニュアルに応じた規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストの様式を識別する運用がなかったことと推定した。	規定文書制定改廃書及び規定文書作成チェックリストの様式の使用誤りの発生防止を図るため、文書分類に依らない共通様式に変更する。	社内マニュアルの充実に係るものであり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-10表 「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/5)

情報源	発生年月日	ユニット	概要	対応状況	決定論的安全評価に及ぼす影響
国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見	2019年 8月26日	伊方1,2号／伊方発電所1, 2号機純水装置の配管からの塩酸の漏えいについて	伊方発電所1,2号機純水装置の配管から塩酸が漏えいしていることを運転員が確認した。原因調査の結果、塩酸移送ポンプ出口配管の空気作動弁フランジ部のガスケットに劣化・減肉・変形等が確認された。塩酸環境下での長期使用、塩酸移送のポンプ運転・停止による圧力変動及び直射日光等の影響による温度上昇等による劣化により、当該ガスケットのシート力が低下し濡えいに至ったものと推定した。	同様の環境下の系統のフランジガスケットについては、1回／10年の周期で取替を実施する。なお、点検周期は、過去に発生した塩酸漏えいの発生頻度より設定する。	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	2019年 5月20日	柏崎刈羽7号／7号機非常用ディーゼル発電機(A)空気圧縮機(A, B)の電動機台座一部損傷について	非常用ディーゼル発電機の始動用空気圧縮機用電動機の点検において、電動機固定ボルトを緩めて電動機を移動したところ、電動機と基礎部の間に設置されている台座に亀裂があり、一部が損傷していることを確認した。原因は、位置決めボルトを過トルクにて締め付けたことにより、押さえプレートが変形し、変形した押さえプレートが電動機台座に局所的に当たったため応力が集中し、当該箇所が破損したと推定した。	対象機器の作業手順書に、電動機台座位置決めボルトのトルク管理等の対策を反映する。	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	2017年 8月21日	東通1号／東通発電所1号高圧炉心スプレイ系注入ライン試験可能逆止弁テスト回路動作不良について	高圧炉心スプレイ系設備の点検時において、弁の動作確認を実施したところ、正常に動作しないことを確認した。原因は、弁点検後の復旧作業時に、弁のケーブルを収納しているボックスにケーブルが挟み込まれて被膜が損傷したことにより、正常に動作できない状態になっていたと推定した。	弁点検後の復旧作業時に、ケーブルの挟み込みがないかを確認することを作業手順書に反映する。	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-10表 「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/5)

情報源	発生前 月日	ユニット	概要	対応状況	決定論的安全評価に 及ぼす影響
国内の原子力 施設等の運転 経験から得ら れた教訓に係 る新知見	2021年 7月2日	伊方3号／伊 方発電所にお ける過去の保 安規定不適合 事案について	伊方発電所において、過去に社員が宿直勤務中に無断で発電所外へ出ており、その間、一時的に保安規定に定める必要な要員数を満たしていない時間帯があったことが判明した。 原因は、原子力安全に対する意識やコンプライアンスを徹底するという意識を欠いていたこと、宿直当番者の所在の確認等、本事案を未然に防止する仕組みについて不十分な部分があったこと及び当番者の交代について、宿直勤務中に交代する場合や、平日当番者が一時的に短時間交代する場合の連絡手順が社内規程に明確にされていなかったことによる。	本事案の重大性に鑑み、事案紹介、宿直運用の必要性に係る注意喚起の所内周知、無断外出の抑止力向上を目的としたブラインドによる点呼等の対応を実施した。 また、同対応については、今後も継続的に実施することとした。	決定論的安全評価に係る体制の整備に対する更なる安全性向上の活動であり、決定論的安全評価に影響なし
	2021年 7月18日	伊方3号／伊 方発電所3号 機総合排水処 理装置の配管 からの塩酸の 漏洩について	総合排水処理装置建屋(管理区域外)内に、塩酸ガスが発生したことを示す警報が発信した。現場を確認したところ、塩酸注入ポンプ出口フランジ付近から塩酸が漏れいしていることを確認した。 原因は、配管接続部の締め付け力によりガスケットがライニング皮膜を押し付け、ライニング皮膜に膨れが発生し、膨れた箇所に応力が集中することでライニング皮膜の柔軟性の低下と相まって微小な傷が生じ、ライニング皮膜が裂け、そこから内部流体である腐食性の高い塩酸が侵入することにより鋼管の腐食が進展し、漏れいに至ったものと推定した。	排水処理装置計画整備工事塩酸注入系統の配管フランジ復旧時において、配管内部に異物がないことの最終確認及びライニング被膜の膨れ等異常がないかを確認することを作業手順書に反映する。	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-10表 「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について(4/5)

情報源	発生年月日	ユニット	概要	対応状況	決定論的安全評価に及ぼす影響
国内の原子力施設等の運転経験から得られた教訓に係る新知見	2021年 11月1日	浜岡4号／発電所敷地内(屋外)における草刈り作業中の出火	タービン建屋北側(屋外)において、給油作業中の草刈機及びその周囲の草等からの出火を確認した。 原因は、草刈機のエンジンを停止した直後に給油作業を実施(取扱説明書には、エンジンの停止直後はマフラ部が高温になっているため、マフラ部の温度が十分下がってから給油するよう記載されている。)したこと、草刈り作業中にガソリンの入った燃料補給用の缶を直射日光の当たる場所に置いており、気化したガソリンにより当該缶の内圧が上がっていたこと及び給油前に当該缶のガス抜きを実施していなかったことと推定した。	類似災害防止に万全を期すため、燃料補給時の順守事項を社内マニュアルに反映する。	施設管理に係る社内マニュアルに関する事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	2016年 8月5日	柏崎刈羽／大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクの点検期限超過について	大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク点検のための手続を行っていたところ、当該タンクの定期自主検査の点検周期が適切に設定されておらず、労働安全衛生規則に定める点検期限を超過していることを確認した。 原因は、労働安全衛生法令に基づく届出、点検自主点検に関わる運用は社内マニュアルで定めるものの、設備所管箇所に十分に共有・浸透しておらず、労働安全衛生法に係る機械等の計画の届出及び技術検討記録が適切に処理されなかったものと推定した。	安全衛生法令に係る届出等については、設備主管箇所において、社内マニュアルや保全計画を用いて適切に管理しているが、社内マニュアルに具体的な対象設備名の記載がないことから、対象設備を明確にするよう、社内マニュアルに反映する。 また、法令に基づく届出等の運用の共有・浸透を図るため、所内マニュアルの内容について、所内全体に周知を行う。	施設管理に係る社内マニュアルに関する事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-10表 「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について(5/5)

情報源	発生年月日	ユニット	概要	対応状況	決定論的安全評価に及ぼす影響
国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見	2021年12月17日	Callaway1号／復水器空気抽出系統放射線モニタドレン配管のループシール喪失対策の実施について	燃料取替停止時の巡視点検において、復水器空気抽出系統放射線モニタドレン配管のループシールが喪失していることを発見した。ループシールの喪失により、空気が流入しサンプル流体が希釈され放射線モニタのサンプリング機能が失われたことにより、1次系から2次系への漏えい監視及びトレンドの中央制御室への表示機能が喪失した。 原因は、燃料取替停止からループシールにドレンの流出がなく、70日間を経過していたことから、ループシールにドレンがなくなりループシールが喪失した。	放射線ガスモニタ周囲に設置されているループシールの機能を確認できるものがないことから、ループシール水位確認のためのサイトグラスを設置する。また、サイトグラス設置後は、巡視点検において、ループシール水位を確認する。	放射線管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
原子力規制委員会指示文書等及びその対応	—	原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書(ATENA 20-ME05 Rev.1)(2022年10月5日)	事業者が自主的にデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障(CCF)影響緩和対策を行うにあたり、多様化設備への要求事項及び有効性評価手法を技術要件として提示するとともに、手順書の整備及び教育・訓練の実施要求について取りまとめている。	デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF対策に関する実施計画書を2021年2月にATENAへ提出し、対策を実施中。基本設計を2021年10月に完了し、2023年度(第17回定検)の工事にて安全対策を完了予定。	決定論的安全評価に係る設備等に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-11表 「国内外の基準等」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について

情報源	規格名称 (規格番号)	概要	判断根拠	決定論的安全評価に 及ぼす影響
国内の規格基準から抽出した最新知見	維持規格 (JSME S NA1-2014追補)	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス2、3機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替えの検査プログラムの反映等が改訂された。	国による技術評価を受け検査計画への反映を実施中。 (～2024年度)	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-12表 「国際機関及び国内外の学会等の情報」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について

情報源	件名	概要	判断根拠	決定論的安全評価に及ぼす影響
耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見	全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書 震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム 令和元年8月7日	震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームは、全国共通に適用できる地震動の策定方法を明示することを目的として、過去の内陸地殻内地震の地震動観測記録の収集・分析を行い、これらの地震動記録について統計的な手法を用いた処理を行うことで、震源近傍での地震基盤相当面における標準応答スペクトルの策定等の検討を行った。検討概要は以下の通り。 (1) 対象地震の観測記録の収集・整理 (2) はぎとり解析及び応答スペクトルの補正 (3) 統計処理に用いるデータセットの確認 (4) 標準応答スペクトルの設定及び妥当性確認 (5) 時刻歴波形の作成方法 (6) 標準応答スペクトルに係る将来の課題	検討チームによる報告書を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されており、原子力施設の耐震安全性評価への反映が必要な知見である。	耐震安全性評価に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-13表 「メーカーからの提案」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について

件名	概要	判断根拠	決定論的安全評価に及ぼす影響
格納容器貫通部のFP漏えい時のDF説明性向上検討	本提案はSA時(CV健全)におけるCs等のエアロゾルの放出量評価を精緻化するものであり、安全性向上評価における公衆/作業員被ばく線量に適用することを目的としている。	特重施設の設置状況を踏まえて、2022年度以降の安全性向上評価届出におけるソースタームの評価実施時に反映予定。	決定論的安全評価に係る最新知見の反映に関するものであるが、現行の決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-14表 決定論的安全評価で使用している解析コードについて

解析コード名	解析コードの 評価対象	コード開発元
CHICKIN-M	DBA (運転時の異常な過渡変化 及び 設計基準事故)	ウェスチングハウス※ ¹
FACTRAN		
THINC-III		
MARVEL		
PHOENIX		
SATAN-M		
WREFLOOD		
BASH-M		
LOCTA-M※ ²		
COCO		
SATAN-M (Small LOCA)		
LOCTA-IV※ ²		
ANC		
TWINKLE		
SPAN		
SATAN-VI		
SCATTERING	SA (有効性評価)	三菱重工業
M-RELAP5※ ³		アイダホ研究所
SPARKLE-2		三菱重工業
MAAP		米国電力研究所
GOTHIC		

※1: 一部の解析コードは、三菱重工業にて改良したものがあり、調査時は現コードと元コードの両方を対象とした

※2: LOCTAは、LOCBARTをベースに改良されたものであり、調査時はLOCTAとLOCBARTの両方を対象とした

※3: M-RELAP5は、三菱重工業がRELAP5-3D(アイダホ研究所開発)をベースに改良したものであり、調査時はM-RELAP5とRELAP5-3Dの両方を対象とした

第3.1.2.1-15表 解析コードの更新・不具合情報が決定論的安全評価に及ぼす影響について(情報源:NRC(ADAMS))

解析コードの種類	分類	現状の決定論的安全評価の妥当性	決定論的安全評価に及ぼす影響
DBA	コードエラー (炉心内パラメータ評価モデルのエラー)	○	既に修正済のモデルであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
SA	コードエラー (炉心内パラメータ評価モデルのエラー)	○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	既に修正済のモデルであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	同じモデルを用いた検証解析において、問題ないことを確認しており、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
	—	BWR に対するモデルのエラー。	
	コードエラー (CV 内パラメータ評価モデルのエラー)	○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。

第3.1.2.1-16表 解析コードの更新・不具合情報が決定論的安全評価に及ぼす影響について(情報源:コード開発元)

解析コードの種類	分類	現状の決定論的安全評価の妥当性	決定論的安全評価に及ぼす影響
SA	コードエラー (炉心内パラメータ評価モデルのエラー)	—	BWR に対するモデルのエラー。
	コードエラー (CV 内パラメータ評価モデルのエラー)	○	プログラムが強制終了するエラーであり、強制終了した解析結果は採用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	解析結果に影響が出にくい原子炉格納容器内で発生するエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
	コードエラー (インプットのエラー)	○	ユーザーが定義した変数や GUI 機能に係るエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
マニュアルエラー (マニュアルのエラー)	○	解析に影響しないマニュアルの記載内容の不備に係るエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。	

3.1.2.2 BEPU手法の検討状況

(1) 概要

不確かさを考慮した最適評価 (BEPU: Best Estimate Plus Uncertainty) 手法については、(一社)日本原子力学会の「統計的安全評価の実施基準:2008」(AESJ-SC-S001:2021)(2022年3月改訂)の内容等を踏まえ、当社の決定論的安全評価への適用を引き続き検討する。

また、三菱重工業(株)が開発した解析コードSPARKLE-2[※]は、最適評価が可能な解析コードであり、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。

第1回届出書において、「SPARKLE-2を設計基準事故に適用し、より現実的な挙動を確認する。」こととしており、このSPARKLE-2を設計基準事象(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)のうち代表的な事象に適用し、現実的な挙動を確認した。

※ SPARKLE-2 :

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。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MARVEL」等に対して、SPARKLE-2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、最小限界熱流束比(以下「最小DNBR」という。)や燃料中心温度の最適評価が可能となる。

(2) SPARKLE-2の設計基準事象への適用性について

国内のPWRを対象として、SPARKLE-2の設計基準事象の安全評価への適用性を確認した内容を、MHI-NES-1072「三菱PWR 設計基準事象へのSPARKLE-2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)(以下「三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)」という。)にまとめている。

三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)ではSPARKLE-2が従来のPWRにおける「原子炉冷却材喪失」事故を除いた設計基準事象(Non-LOCA事象、第3.1.2.2-1表参照)に適用可能であることが確認されている。

a. 概要

SPARKLE-2は、汎用二相流コードM-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードである。

具体的には、第3.1.2.2-1図に示すように、プラント特性コードM-RELAP5、3次元炉心動特性コードCOSMO-K及び3次元炉心熱流動特性コードMIDACを動的に結合することで、1次系全体の熱流動変化と炉心における3次元的な核と熱流動の相互作用を評価可能とした詳細なプラント過渡特性解析コードである。

また、第3.1.2.2-2図に示すように、高温集合体内のサブチャンネル解析を別途行うことで、上述の効果を取り込んだ最小DNBR、燃料中心温度及び燃料被覆管温度が評価可能である。

b. 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象が第3.1.2.2-2表に示すとおりモデル化されている。

c. 検証／妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証／妥当性確認が実施されている。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証／妥当性確認により、その不確かさが把握されている。具体的には、第3.1.2.2-3表及び第3.1.2.2-4表に示すとおりである。

第 3.1.2.2-1 表 SPARKLE-2 の適用可能な設計基準事象

分類		事象名
運転時の 異常な 過渡変化	炉心内の反応度又は 出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
		制御棒の落下及び不整合
		原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
	炉心内の熱発生又は 熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失
		原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
		外部電源喪失
		主給水流量喪失
		蒸気負荷の異常な増加
		2次冷却系の異常な減圧
		蒸気発生器への過剰給水
	原子炉冷却材圧力又は 原子炉冷却材保有量の 異常な変化	負荷の喪失
		原子炉冷却材系の異常な減圧
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
設計 基準 事故	原子炉冷却材の喪失又は 炉心冷却状態の著しい 変化	原子炉冷却材流量の喪失
		原子炉冷却材ポンプの軸固着
		主給水管破断
		主蒸気管破断
	反応度の異常な投入又は 原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し
	環境への放射性物質の 異常な放出	蒸気発生器伝熱管破損

第 3.1.2.2-2 表 重要現象に対する解析モデル

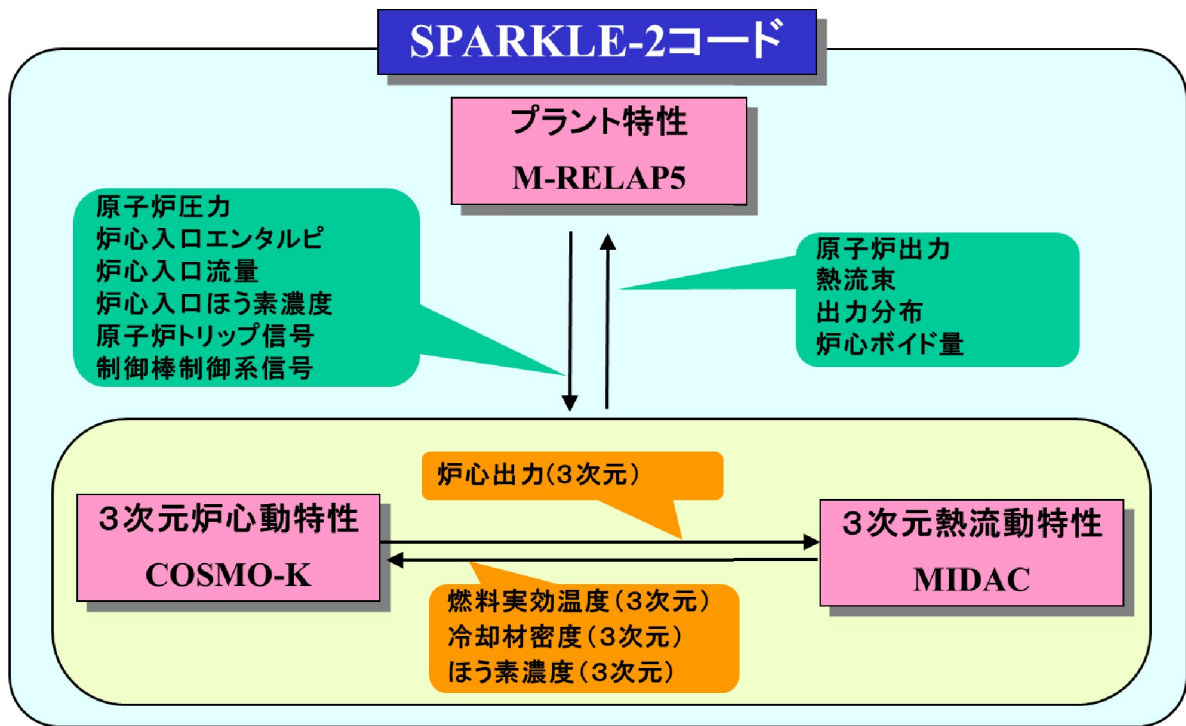
分類	重要現象	解析モデル
炉心(核)	中性子動特性(核分裂出力)	・3次元動特性モデル ・核定数フィードバックモデル
	出力分布変化	
	ドップラ反応度帰還効果	
	減速材反応度帰還効果	
	ほう素反応度帰還効果	
	制御棒反応度効果	
	崩壊熱	・崩壊熱モデル
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	・非定常熱伝導方程式
	燃料棒表面熱伝達	・燃料棒表面熱伝達モデル
	限界熱流束(CHF)	・限界熱流束予測モデル
	燃料被覆管酸化	・ジルコニウム-水反応モデル
炉心(熱流動)	3次元熱流動	・乱流混合モデル ・混合相3保存式 ・気相質量保存式
	沸騰・ボイド率変化	・二相圧力損失モデル ・サブクールボイドモデル ・気液相対速度
	圧力損失	・圧力損失モデル
	ほう素濃度変化	・質量保存式
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時又は自然循環時)	・ポンプ水力特性モデル ・運動量保存式 ・壁面熱伝達モデル
	圧力損失	・圧力損失モデル ・運動量保存式
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	・2流体モデル ・壁面熱伝達モデル
	構造材との熱伝達	・壁面熱伝達モデル
	下部プレナム混合	・炉心入口混合モデル
	ECCS等強制注入(充てん系含む)	・ポンプ特性モデル
	ほう素濃度変化	・質量保存式
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	・破断流モデル
加圧器	気液熱非平衡	・2流体モデル
	水位変化	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	・蒸気単相、二相及びサブクール臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	・伝熱管熱伝達モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	・2流体モデル
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	・臨界流モデル
	2次側給水(主給水・補助給水)	・ポンプ特性モデル

第 3.1.2.2-3 表 重要現象に対する不確かさ(炉心(核、燃料、熱流動))

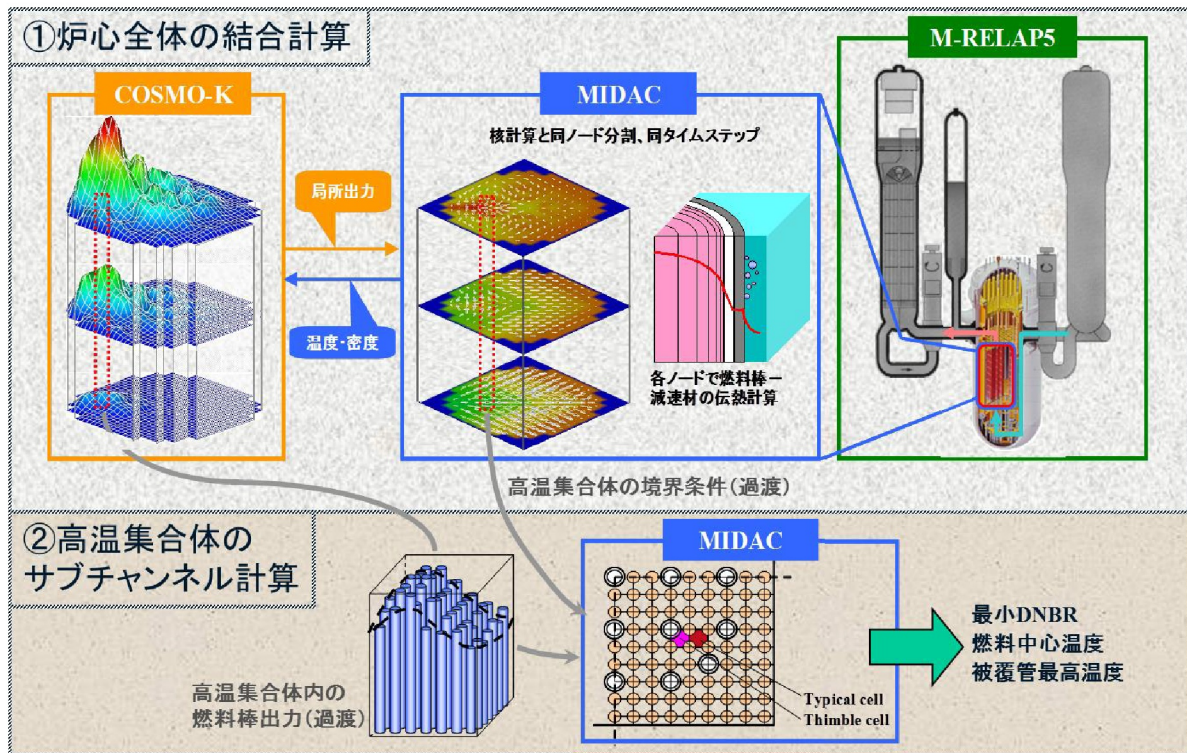
分類	重要現象	解析モデル	検証、妥当性確認	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	TWIGL ベンチマーク LMW ベンチマーク SPERT-III E-core 実験解析	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める
	出力分布変化		LMW ベンチマーク OECD/NEA/NRC MOX ベンチマーク 出力分布測定値との比較	出力分布:±10%
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析	ドップラ反応度帰還効果: ±10%
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較 炉物理検査(減速材温度係数)	減速材反応度帰還効果: ±3.6pcm/°C
	ほう素反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較 炉物理検査(ほう素価値)	ほう素反応度帰還効果:±10%
	制御棒反応度効果		モンテカルロコードとの比較 炉物理検査(制御棒価値)	制御棒反応度効果:±10%
	崩壊熱	崩壊熱モデル	不要	入力値に考慮
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	FINE コードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析 FACTRAN コードとの比較	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める(炉心解析) 入力値に考慮(熱点解析)
	限界熱流束(CHF)	限界熱流束予測モデル	管群 DNB 試験	DNBR 制限値に考慮
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	乱流混合モデル 混合相3保存式 気相質量保存式	管群流路閉塞試験 管群温度混合試験	入力値に考慮
	圧力損失	圧力損失モデル 混合相運動量保存式		
	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析 ISPRA 管群二相流分布試験	ボイド率:±8%(2σ)

第 3.1.2.2-4 表 重要現象に対する不確かさ(1次冷却系、加圧器、蒸気発生器)

分類	重要現象	解析モデル	検証、妥当性確認	不確かさ
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時又は自然循環時)	ポンプ水力特性モデル 運動量保存式	実機コーストダウン試験	入力値に考慮
	圧力損失	圧力損失モデル 運動量保存式		
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	実機での蒸気発生器伝熱管損傷	気液熱非平衡の不確かさに含める
	下部プレナム混合	炉心入口混合モデル	流水試験	入力値に考慮
	ECCS等強制注入	ポンプ特性モデル	不要	入力値に考慮
	冷却材放出	破断流モデル	不要 実機での蒸気発生器伝熱管損傷	入力値に考慮(弁からの放出) 入力条件に含める(破断流)
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1 試験解析 LOFT L9-3 試験解析	1次冷却材温度:±2℃ 1次系圧力:±0.2MPa
	加圧器水位変化		LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	二相及びサブクール臨 界流モデル	LOFT L9-3 試験解析	
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	LOFT L6-1 試験解析 LOFT L9-3 試験解析	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	臨界流モデル	不要 Semi-scale 主給水管破断試験解析	
	2次側給水	ポンプ特性モデル	不要	入力値に考慮



第 3.1.2.2-1 図 SPARKLE-2 の構成



第 3.1.2.2-2 図 SPARKLE-2 における高温集合体内のサブチャンネル解析の概要

(3) SPARKLE-2を設計基準事象に適用した現実的なプラント挙動

SPARKLE-2は、1次系全体の熱流動と連動しつつ、炉心における核と熱流動の相互作用を3次元的に取り扱うことが可能であることから、炉内流動が偏る事象や炉心出力分布が歪む事象において、コードの特性が顕著にあらわれる。そこで、設計基準事象に対し、コードの特性が顕著に表れる代表的な事象を選定する。

炉内流動が偏るのは炉心入口温度、流量が不均一になるか出力分布が歪むことによって炉内で大きな冷却材密度差が生じる場合であり、設計基準事象のNon-LOCA事象のうち、炉内流動の偏りが特に顕著かつ影響が大きい事象として「主蒸気管破断」を選定した。

また、炉心出力分布が偏るのは制御棒位置にずれが生じるか炉心入口温度が不均一になる場合であり、設計基準事象のNon-LOCA事象のうち、炉心出力分布が特に大きく歪みかつ影響が大きい事象として「制御棒飛び出し」を選定した。

a. 主蒸気管破断

(a) 解析条件

第3.1.2.2-5表に主要な解析条件について示す。

比較の観点から、解析条件は従前の安全解析と基本的に揃えた。ただし、各種反応度帰還効果、出力分布の歪み(核的エンタルピ上昇熱水路係数: $F_{\Delta H}^N$)については、SPARKLE-2と従前の安全解析コード(MARVEL)の解析モデルの違いから取扱いに差が生じる。

SPARKLE-2の中性子動特性モデルは時間依存の2群拡散方程式モデルであり、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価されるため、従前の安全解析コード(MARVEL)の炉心1点炉近似モデルのように反応度係数若しくは反応度欠損の形での入力を行わない。また、出力分布についてもSPARKLE-2は炉心状態に応じた変化が評価されるため、従前の安全解析コード(MARVEL)のような特定の炉心状態を想定した固定値の形での入力を行わない。このような出力分

布の変化の取扱いの有無は各種反応度帰還効果にも影響する。SPARKLE-2は出力分布の変化に伴う各種反応度帰還効果の変化を直接評価するのに対し、従前の安全解析コード(MARVEL)では反応度係数若しくは反応度欠損の入力とは別にその事象に重要な反応度帰還効果に対して反応度荷重係数を設定している。

加えて、炉心入口混合及びDNB相関式については、最新の知見を踏まえて開発したモデルの採用に違いがある。

イ 炉心入口混合

通常はループ間での冷却材条件に差はなく炉心入口の冷却材条件は均一であるが、1ループの2次側除熱異常が生じるNon-LOCA事象では炉心入口での冷却材条件に分布が形成される。SPARKLE-2コードでは、炉心の水平方向ノード分割に応じた各領域にループ温度により定義される混合係数を与えることで、冷却材条件の分布を模擬する。この混合係数を質量バランス及びエネルギーバランスを保つように質量流量で補正して、各領域の冷却材条件を定めている。

炉心入口混合モデルの詳細は三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)にまとめている。

ロ DNB相関式

MG-NV相関式(Mitsubishi Generalized correlation - for Non-Vane grid)は、米コロンビア大学で取得された管群DNB試験データに基づき開発された限界熱流束予測相関式であり、従来のW-3相関式(単管DNB試験データに基づき開発)に比べて、試験データへのフィッティング性の高い相関式形状を採用することで精緻な予測が可能となっており、DNBR許容限界値が1.22に下がっている。

国内燃料に対してもMG-NV相関式は上記のDNBR許容限界値の下で保守的に適用可能であることを、三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)にまとめている。

(b) 解析結果

第3.1.2.2-6表に主要な事象クロノロジを、第3.1.2.2-7表に主要な解析結果を示す。また、第3.1.2.2-3図から第3.1.2.2-8図に主要なパラメータの過渡応答図を示す。SPARKLE-2の解析ではいずれのパラメータも時間変化を示しているが、従前の安全解析では炉心の出力分布や最小DNBRは過渡変化中のある時点(熱流束最大時刻)のプラントパラメータを境界条件とした炉心3次元静特性計算により求めていることから、特定時刻の結果を示している。

本事象において炉心冷却能力が失われることがないことを確認するための評価項目であるDNBRについて、MG-NV相関式を用いる場合の許容限界値1.22に対して、SPARKLE-2適用解析では事象期間中に有意に低下することがないことを確認している。

(c) 解析結果を踏まえた考察

以下に、SPARKLE-2を適用した解析結果と従前の安全解析の結果の比較、分析を示す。

イ 事象進展全体の傾向について

SPARKLE-2適用解析におけるプラントパラメータの推移は、従前の安全解析と全体的な傾向は同じである。

ロ 最小DNBRについて

最小DNBRは、1次冷却材温度の低下に伴う出力上昇により低下するが、非常用炉心冷却設備作動限界値到達により高圧注入ポンプが起動し、炉心へのほう酸水到達に伴い出力が低下することで回復している。

最小値と許容限界値の差は、従前の安全解析よりも増大しているが、これは、第3.1.2.2-3図で示しているように出力(熱流束)がSPARKLE-2では低下したことが、最小DNBRと許容限界値との差(熱的余裕)を拡大させた原因である。

なお、DNBRの許容限界値に違いがあるのは、評価に用いた相関式の違いによるものである。

ハ 熱流束について

臨界到達までは1次系過冷却に伴う減速材反応度帰還効果の影響が支配的である。SPARKLE-2コードの減速材反応度帰還効果は、従前の安全解析で使用している減速材反応度欠損と同等となるように設定していることから、臨界到達時刻は同等である。

臨界到達後は出力上昇に伴いドップラ反応度帰還効果が有意となってくる。SPARKLE-2コードでは出力の歪み増大の効果が評価に直接取り込まれるのに対し、従前の安全解析コードではドップラ反応度帰還効果の模擬にこの効果を含めていない。第3.1.2.2-8図のとおり事象進展に伴い出力分布の歪み $F_{\Delta H}^N$ は増大する方向であることから、SPARKLE-2コードの評価ではドップラ反応度帰還効果が初期より増大し、その結果、第3.1.2.2-3図のとおり熱流束は低めに推移している。

ニ 1次冷却材平均温度について

1, 2次系間の伝熱量と1次系内(主に炉心)での発熱量の影響が支配的である。SPARKLE-2コードと従前の安全解析のモデルを比較すると、SPARKLE-2コードでは1次系から2次系への伝熱だけでなく、2次系から1次系への伝熱(逆熱伝達)も考慮されていること、及び、1次冷却材ポンプ入熱を個別に取り扱っている(従前の安全解析コードではポンプ入熱は炉心部での発熱と一体として取り扱っている)ことという違いがある。この効果があるため、出力はSPARKLE-2コードの評価結果の方が従前の安全解析よりも低くなっているにも関わらず、第3.1.2.2-4図に示すとおり1次冷却材平均温度はSPARKLE-2コードの評価結果の方が高めに推移している。

ホ 原子炉圧力について

原子炉圧力の応答は、1次冷却材温度の変化、減圧に伴う1次系内のボイドの生成、及びECCSによる注水の影響を受ける。

第3.1.2.2-5図に示すとおり事象初期に急激に原子炉圧力が低下したのち、原子炉容器頂部で減圧沸騰が生じることで低下が抑えられ、ECCSによる注水で上昇していく。SPARKLE-2適用解析の方が蒸気流量の低下が早く生じることで原子炉圧力の上昇が早めとなり、以降の原子炉圧力が従前の安全解析と比べて高めに推移している。

ヘ 蒸気流量及び蒸気発生器2次側保有水量について

第3.1.2.2-6図及び第3.1.2.2-7図に示すとおり蒸気流量は、SG保有水が十分にある事象初期の場合は1次系の温度が高めとなっているSPARKLE-2コードの方が若干大きめとなっている。一方で、SG保有水が低下した際の低下度合いはSPARKLE-2コードの結果の方が大きめとなっている。これは、SPARKLE-2コードは保有水低下に伴いSG伝熱管が露出し1, 2次系間の伝熱量が低下するモデルであるのに対し、従前の安全解析では1次系の過冷却の観点でSG2次側がドライアウトする直前まで伝熱面積を低下させずにSG伝熱管が冠水しているとみなすことで伝熱量の低下を抑えるモデルとしていることが原因である。この差により、従前の安全解析の方が蒸気流量の低下は緩慢になるとともに、SGドライアウト近傍での急激な蒸気流量の低下の有無といった応答差が生じている。

破断ループの補助給水停止後について、SPARKLE-2コードではしばらく蒸気が継続して放出されているのに対し、従前の安全解析では早期に蒸気流量がなくなっている。これは、補助給水停止時点での蒸気発生器保有水量の差に起因する。従前の安全解析は前述の通りSG2次側がドライアウトする直前まで伝熱面積が低下しない解析モデルとしていることからドライアウト以降の保有水がSPARKLE-2に比べて少ないためである。

ト $F_{\Delta H}^N$ について

第3.1.2.2-8図に示すとおり $F_{\Delta H}^N$ は、ループ間で温度差がつき、固着制御棒近傍に冷水が偏って流入することで増大していく。その後、臨界に到達して出力が発生することでドップラ反応度帰還効果により出力分布の歪みは緩和される。

第 3.1.2.2-5 表 「主蒸気管破断」の主要解析条件

項目		SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
解析コード		SPARKLE-2	MARVEL ANC THINC-III
基準炉心		48GWd/t+MOX 燃料装荷 平衡炉心	同左
燃焼度時点		サイクル末期	同左
事故条件		主蒸気管両端破断	同左
初期 条件	原子炉出力	高温停止	同左
	1 次冷却材平均温度	無負荷温度	同左
	原子炉圧力	定格圧力	同左
	1 次系ほう素濃度	0ppm	同左
実効遅発中性子割合		0.41 %	同左
即発中性子寿命		20 μsec	同左
減速材反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※1}	減速材密度と反応度の関数 + 反応度荷重係数
ドップラ反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※1}	出力と反応度の関数
ほう素の反応度価値		解析コードが直接計算 ^{※1}	ほう素濃度と反応度の関数
核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)		可変値 ^{※1} (解析コードが直接計算)	固定値 (静的計算に基づく)
停止余裕		1.6 %Δk/k	同左
固着制御棒		1 本固着を仮定	同左
炉心入口混合		混合係数による設定 (ノード分割単位 ^{※2})	混合係数による設定 (領域 6 分割単位)
外部電源		あり	同左
単一故障		高圧注入ポンプ 1 台	同左
主蒸気隔離		事象開始後 10 秒	同左
ECCS 作動信号		主蒸気ライン圧力低	同左
ECCS ほう素濃度(燃料取替用水タンク)		3,100ppm	同左
DNB 相関式		MG-NV 相関式 ^{※2}	W-3 相関式

※1 従前の安全解析と同等になるような設定。

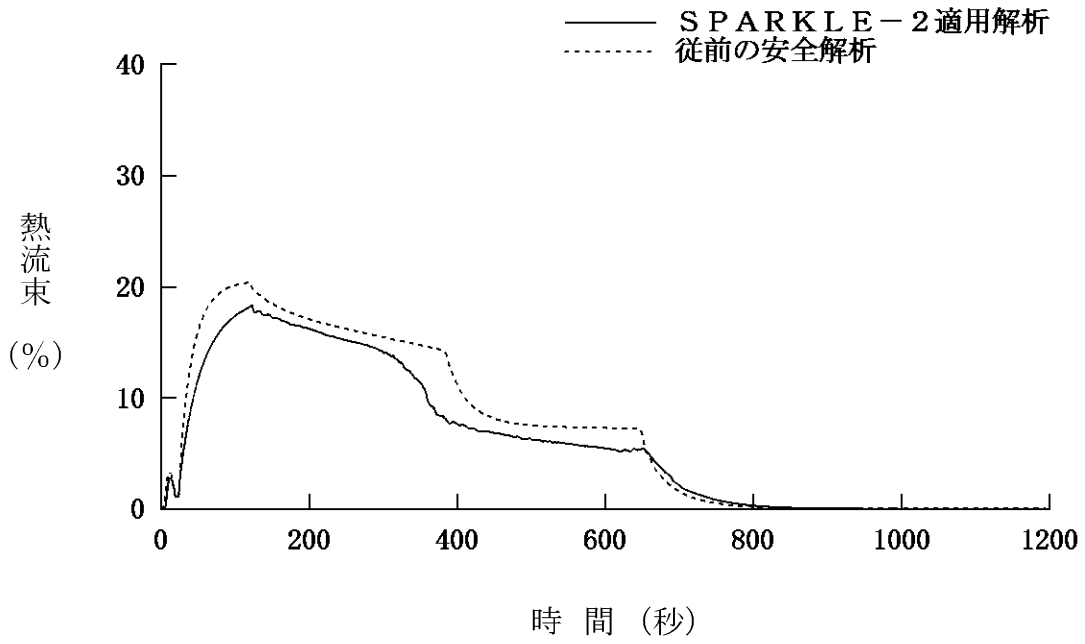
※2 三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)に記載のモデル

第 3.1.2.2-6 表 「主蒸気管破断」の主要事象クロノロジ

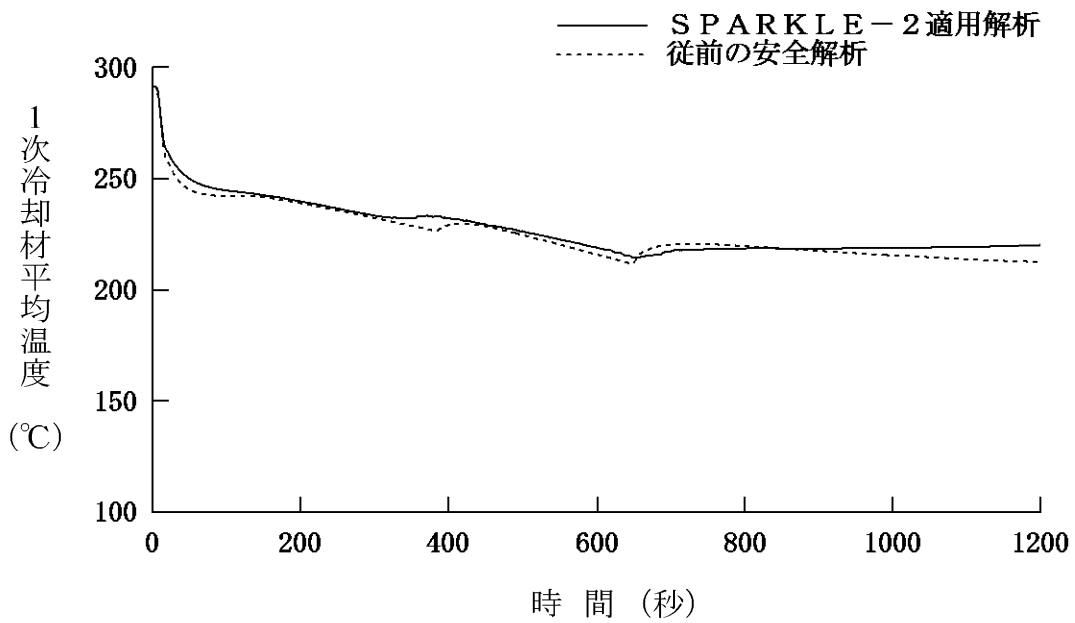
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
主蒸気管破断発生(秒)	0.0	0.0
主蒸気ライン圧力低 ECCS 作動限界値到達(秒)	1.5	1.5
主蒸気隔離弁全閉(秒)	10.0	10.0
高圧注入ポンプ作動(秒)	16.5	16.5
臨界(秒)	18.8	17.0
ほう酸水のループ到達(秒)	119.8	119.5
最大熱流束(秒)	123.4	120.0
最小 DNBR(秒)	123.1	120.0
破損側蒸気発生器への補助給水停止(秒)	643.5	643.5

第 3.1.2.2-7 表 「主蒸気管破断」の主要解析結果

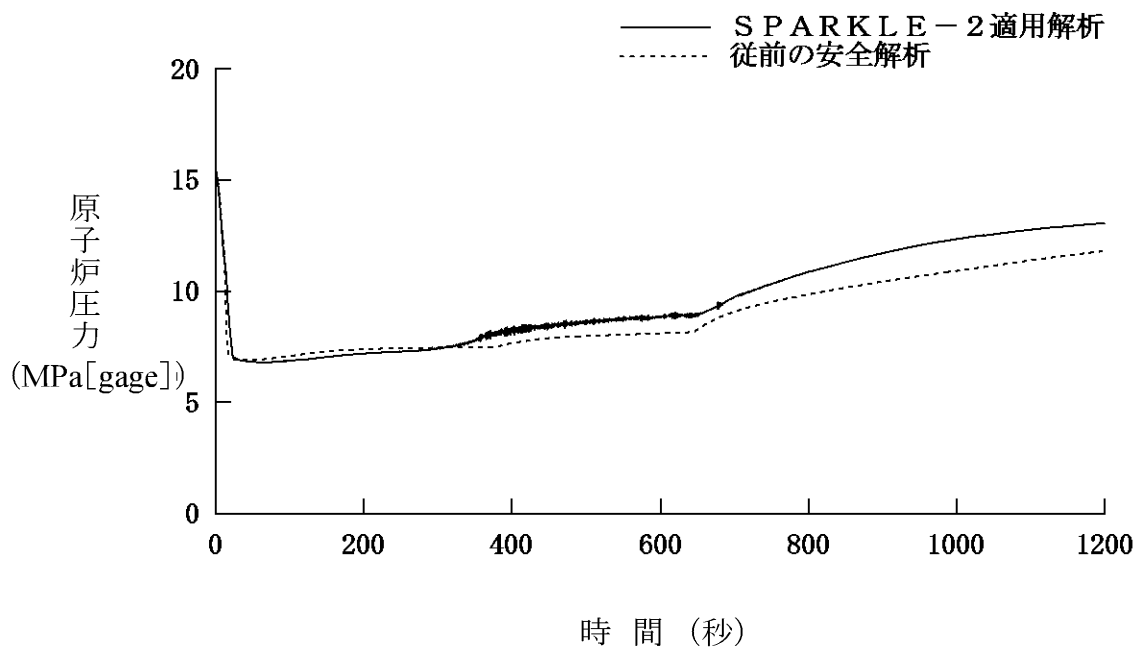
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析	判断基準
最大熱流束 (%)	約 18	約 20	—
最小 DNBR	約 2.99 (MG·NV 関連式)	約 1.79 (W·3 関連式)	MG·NV : 1.22 W·3 : 1.30



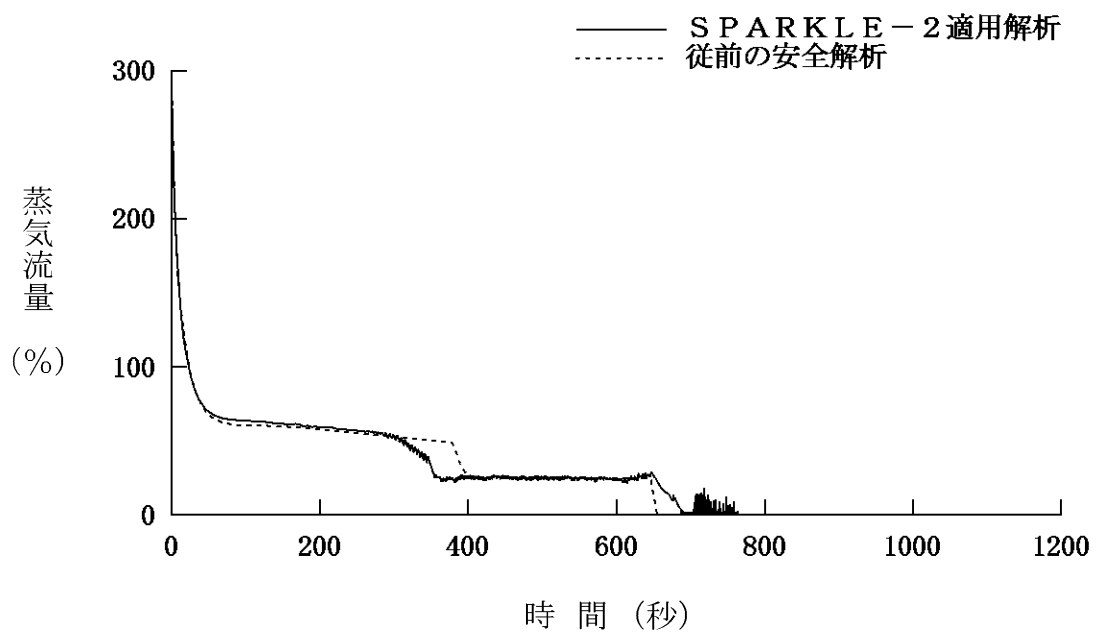
第 3.1.2.2-3 図 「主蒸気管破断」解析結果(1)



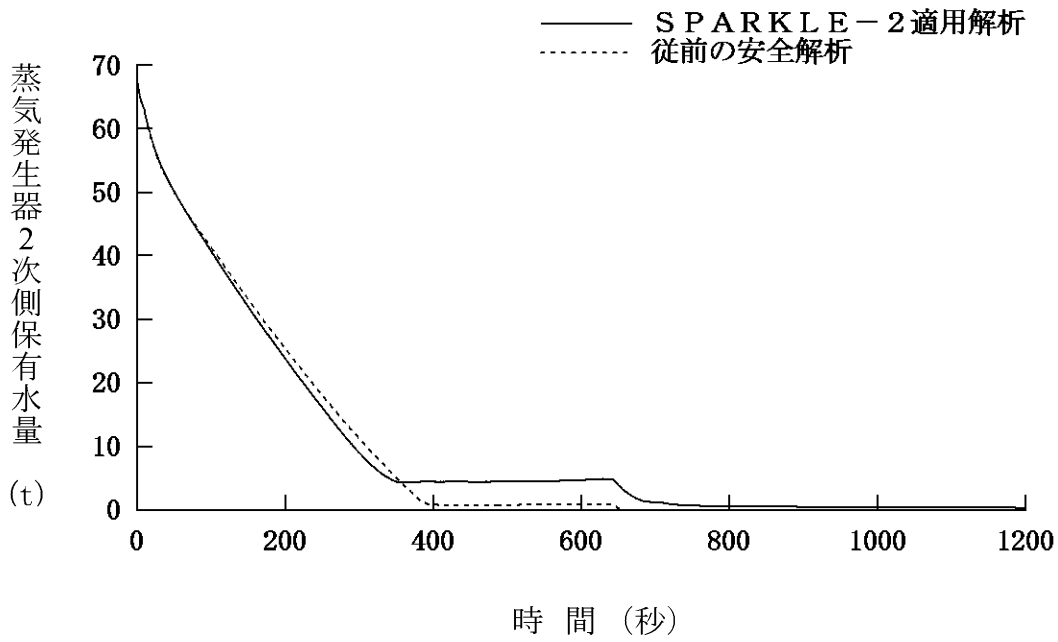
第 3.1.2.2-4 図 「主蒸気管破断」解析結果(2)



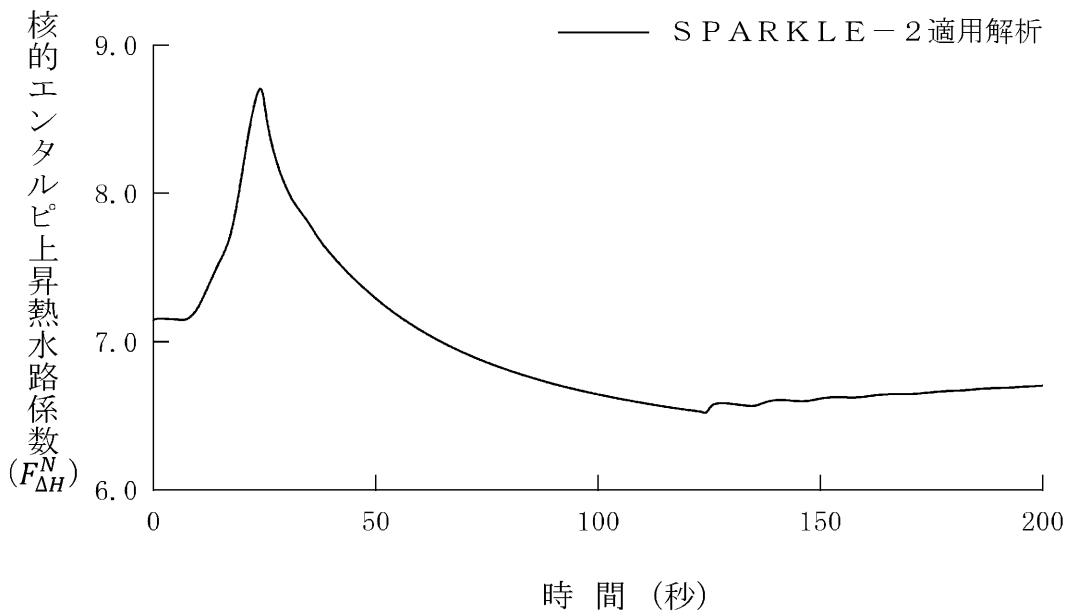
第 3.1.2.2-5 図 「主蒸気管破断」解析結果 (3)



第 3.1.2.2-6 図 「主蒸気管破断」解析結果 (4)



第 3.1.2.2-7 図 「主蒸気管破断」解析結果 (5)



※ 従前の安全解析では $F_{\Delta H}^N$ を静的計算により求めるため、過渡応答図はない。

第 3.1.2.2-8 図 「主蒸気管破断」解析結果 (6)

b. 制御棒飛び出し

(a) 解析条件

第3.1.2.2-8表に主要な解析条件について示す。

SPARKLE-2の効果が顕著に表れる条件として、出力分布の歪み(熱流束熱水路係数: F_Q)が最大、かつ、制御棒飛び出し時の添加反応度が最大である、サイクル末期の高温零出力の状態について評価を実施する。

比較の観点から、解析条件は従前の安全解析と基本的に揃えた。ただし、各種反応度帰還効果、 F_Q については、SPARKLE-2と従前の安全解析コードの解析モデルの違いから取扱いに差が生じる。

SPARKLE-2コードも従前の安全解析コード(TWINKLE)も時間依存の2群拡散方程式モデルであり、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価されるが、計算体系が3次元と1次元との違いがあり、従前の安全解析(炉心軸方向1次元体系)では事象に重要な反応度帰還効果に対して反応度荷重係数を設定する模擬となっている。出力分布については、SPARKLE-2コードは炉心状態に応じた変化を直接評価するのに対し、従前の安全解析では F_Q の変化を別途評価してモデル化して入力する。

(b) 解析結果

第3.1.2.2-9表に主要な事象クロノロジを、第3.1.2.2-10表に主要な解析結果を示す。

また、第3.1.2.2-9図から第3.1.2.2-12図に主要なパラメータの過渡応答図を、第3.1.2.2-13図にSPARKLE-2コードが評価した、ピーク出力部終端時刻時点の炉心各点の燃焼度とエンタルピ増分の関係を示す(比較対象となる従前の安全解析結果は第3.1.2.2-14図)。

反応度投入事象となる本評価において、確認すべき評価項目である燃料エンタルピについて、判断基準である833kJ/kg(UO₂燃料)/770kJ/kg(MOX燃料)に対し

てSPARKLE-2適用解析の結果はUO₂燃料で298kJ/kg、MOX燃料で298kJ/kgである。また、PCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーについては1.7kJであり、衝撃圧力のもつ機械的エネルギーの原子炉圧力容器の吸収可能な歪エネルギーに対してその大きさは0.02%となる。

(c) 解析結果を踏まえた考察

以下に、SPARKLE-2を適用した解析結果と従前の安全解析の結果の比較、分析を示す。

イ 事象進展全体の傾向について

SPARKLE-2の解析結果が示す炉心の平均的な出力応答は、従前の安全解析と傾向は同じである。

ロ 中性子束応答について

【立ち上がり時間の差について】

第3.1.2.2-9図に示すとおりSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ相対的に出力の立ち上がりが遅れる結果となった。

これは、制御棒飛び出しによる反応度添加の取扱いの差が原因である。

SPARKLE-2では1本の制御棒が飛び出すことを直接的に模擬していることで炉心への反応度の入り方が時間に対して一様でないのに対し、従前の安全解析コード(TWINKLE)では制御棒飛び出し反応度を時間に対して線型に添加している。線型に反応度を添加することで事象開始直後から中性子束の増加が開始されるが、制御棒の飛び出しを直接模擬した場合、事象開始直後の中性子束増加は炉心下端部のみであり炉心全体として中性子束増加への寄与が小さくなるため立ち上がりが遅れている。

【出力ピーク値の差について】

第3.1.2.2-9図に示すとおりSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ出力ピークが低下した。

これは、出力分布が歪んだ際のドップラ反応度帰還効果に対する取扱いの差が原因である。

従前の安全解析コード(TWINKLE)では出力分布が歪んだ際のドップラ反応度帰還効果を反応度荷重係数で考慮しているが、その反応度荷重係数の設定は制御棒飛び出し後の F_Q を合理的な範囲で小さめとしたTWINKLEによる炉心3次元計算に基づく。これに対し、SPARKLE-2では飛び出し後の F_Q を直接制限値に設定して炉心出力応答計算と燃料エンタルピ計算の F_Q 応答は同一のものを使用している。これにより、SPARKLE-2ではドップラ反応度帰還効果が出力分布の歪みに見合った適正なものとなる。

ハ 燃料エンタルピについて

第3.1.2.2-11図及び第3.1.2.2-12図に示すとおり燃料エンタルピは、出力ピーク値の低下を受けてSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めに推移する結果となった。

ニ 燃料破損量について

第3.1.2.2-13図及び第3.1.2.2-14図に示すとおり燃料破損量は、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値の低下により、SPARKLE-2適用解析ではPCMI破損は起こらず浸水燃料の破裂のみ生じる結果となっている。

そのため、第3.1.2.2-10表に示すとおり燃料破損により発生する機械的エネルギーもSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低い結果となった。

第 3.1.2.2-8 表 「制御棒飛び出し」の主要解析条件

項目		SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
解析コード		SPARKLE-2	TWINKLE (1次元モデル) FACTRAN
基準炉心		48GWd/t+MOX 燃料装荷 制御棒飛び出し向け評価用炉心	同左
燃焼度時点		サイクル末期	同左
事故条件	(反応度添加量)	0.87 %Δk/k	同左
	(飛び出し時間)	0.1 秒	同左
初期条件	原子炉出力	定格出力の 10 ⁻⁷ %	同左
	1次冷却材平均温度	293.9 °C	同左
	原子炉圧力	15.20 MPa[gage]	同左
熱流束熱水路係数 (F _Q)	制御棒飛び出し後	25	同左
	時間変化	解析コードが直接計算	経時変化モデル ^{※1}
実効遅発中性子割合		0.41 %	同左
即発中性子寿命		8 μsec	同左
減速材反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※2}	同左
ドップラ反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※2}	解析コードが直接計算 ^{※2} + 反応度荷重係数
単一故障		安全保護系 (多重構成のため機能喪失なし)	同左
原子炉トリップ信号		出力領域中性子束高(低設定)	同左

※1 3次元過渡解析に基づく局所出力比の応答を包絡するように設定したカーブ

※2 通常計算される効果よりも 20%低減するように設定。

第 3.1.2.2-9 表 「制御棒飛び出し」の主要事象クロノロジ

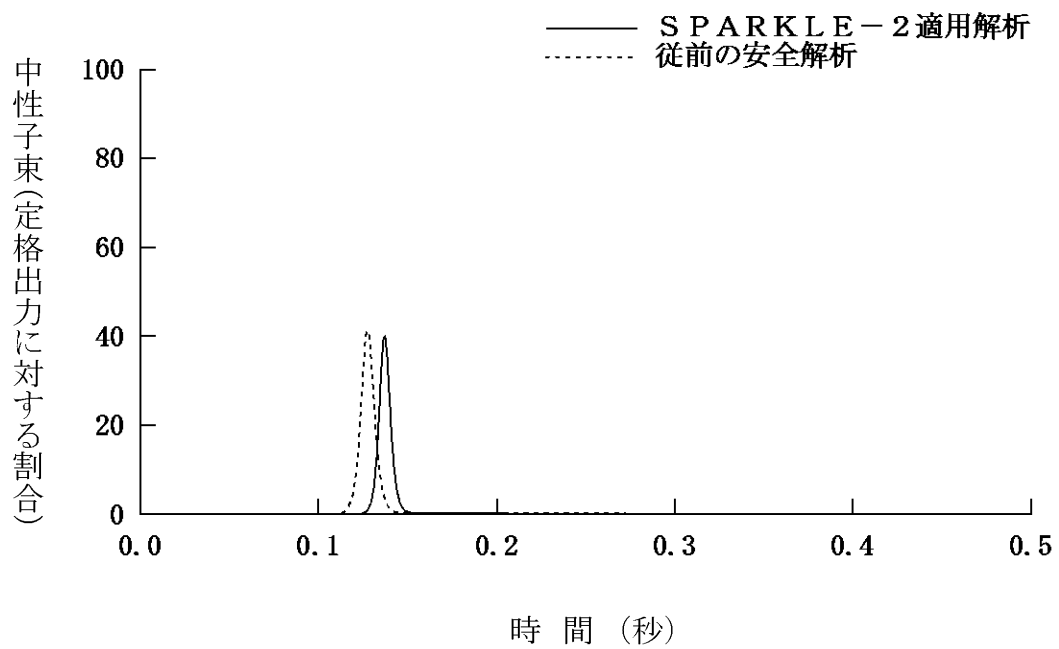
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
(対象燃料)	(UO ₂ /MOX)	(UO ₂ /MOX)
出力領域中性子束高トリップ 限界値到達時刻(秒)	0.13	0.11
最大過渡出力時刻(秒)	0.14	0.13
制御棒クラスタ落下開始時刻(秒)	0.63	0.61
ピーク出力部終端時刻(秒)	0.14	0.14
最大燃料エンタルピ時刻(秒)	0.26/0.25	1.11/1.11

第 3.1.2.2-10 表 「制御棒飛び出し」の主要解析結果

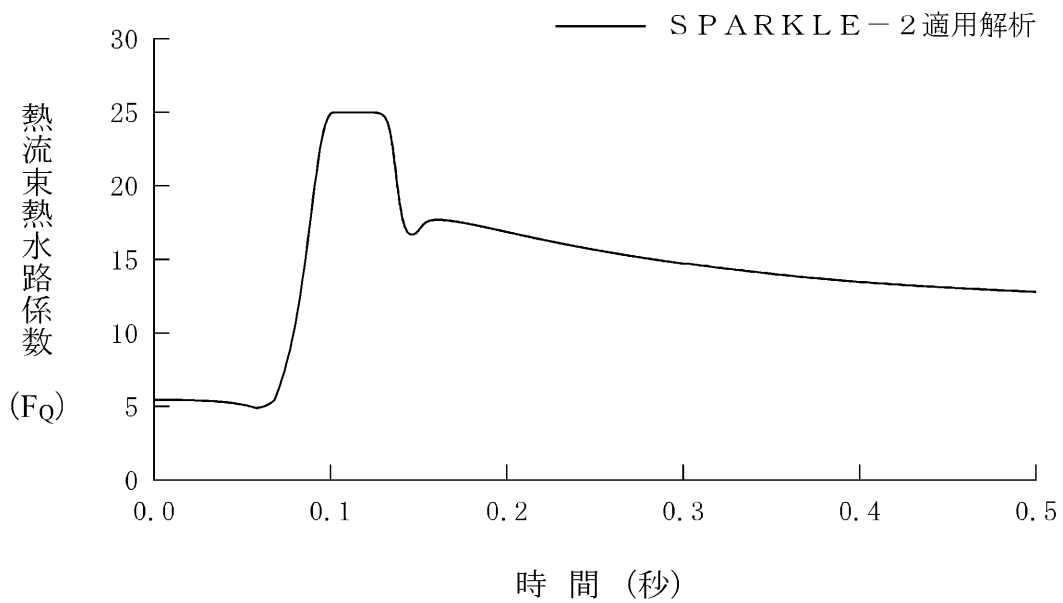
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析	判断基準
(対象燃料)	(UO ₂ /MOX)	(UO ₂ /MOX)	(UO ₂ /MOX)
最大過渡出力 (定格比)	40.0	41.2	—
燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg・UO ₂)	298/298	352/352	833/770 ^{※1}
ピーク出力部燃料エンタルピー増分 (kJ/kg・UO ₂)	213	263	—
PCMI 破損及び浸水燃料の破裂 (kg)[炉心での重量割合(%)]	約 4 ^{※2} [0.004]	約 128 [0.13]	—
PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によ って発生する衝撃圧力の持つ機械的 エネルギー (kJ) [衝撃圧力のもつ機械的エネルギーの原 子炉圧力容器の吸収可能な歪エネル ギに対する比 (%)]	1.7 [0.02]	70 [0.74]	原子炉圧力容 器の吸収可能 な歪エネルギ を上回らない こと (9.4×10 ³ kJ)

※1 圧力波発生限界である 963kJ/kg からペレット融点低下分相当のエンタルピーを差し引いた値とすることが妥当とされていることから、UO₂ 燃料では燃焼が最も進んだペレットの融点低下及び 6wt%ガドリニア添加によるペレット融点低下を考慮した値、MOX 燃料では燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びプルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮した値

※2 PCMI による燃料破損は生じておらず、浸水燃料の破裂のみ

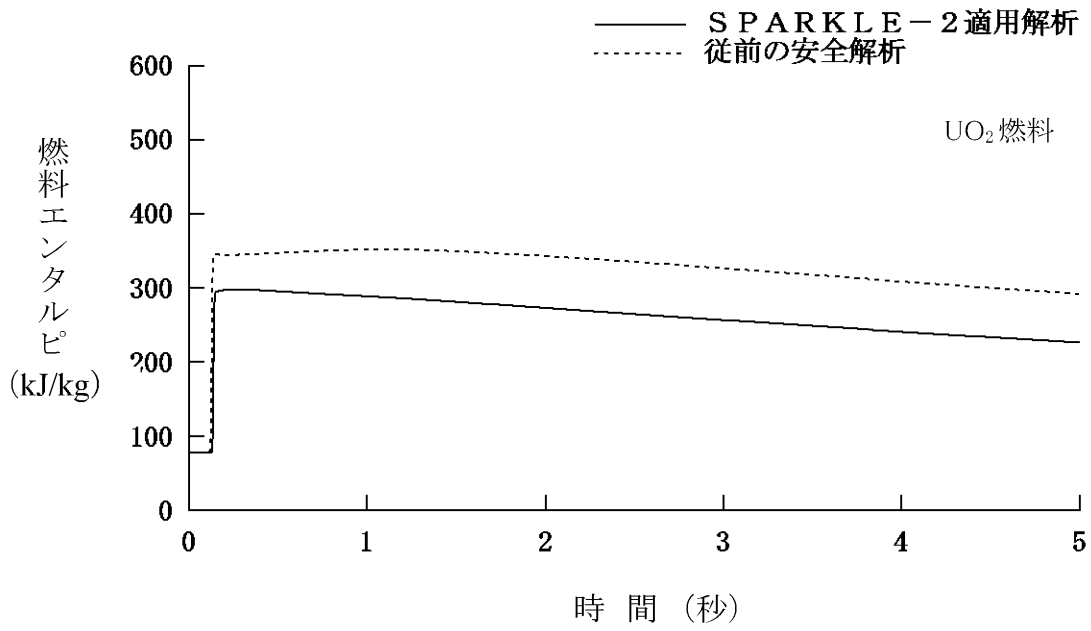


第 3.1.2.2-9 図 「制御棒飛び出し」解析結果(1)

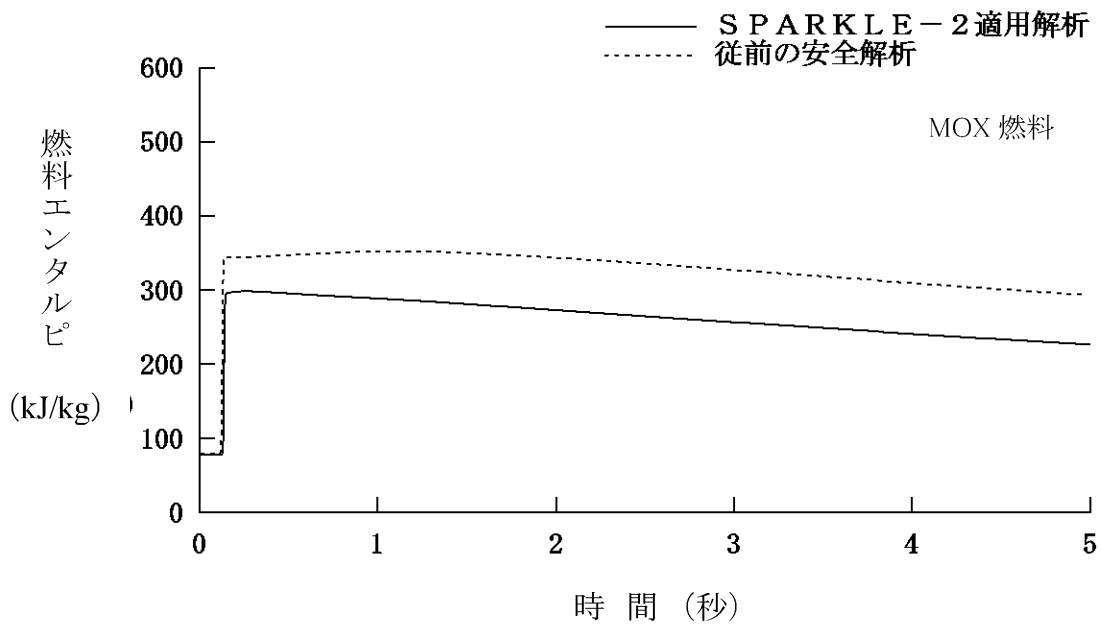


※ 従前の安全解析では F_Q の時間変化は入力条件であり、過渡解析結果の応答図はない。

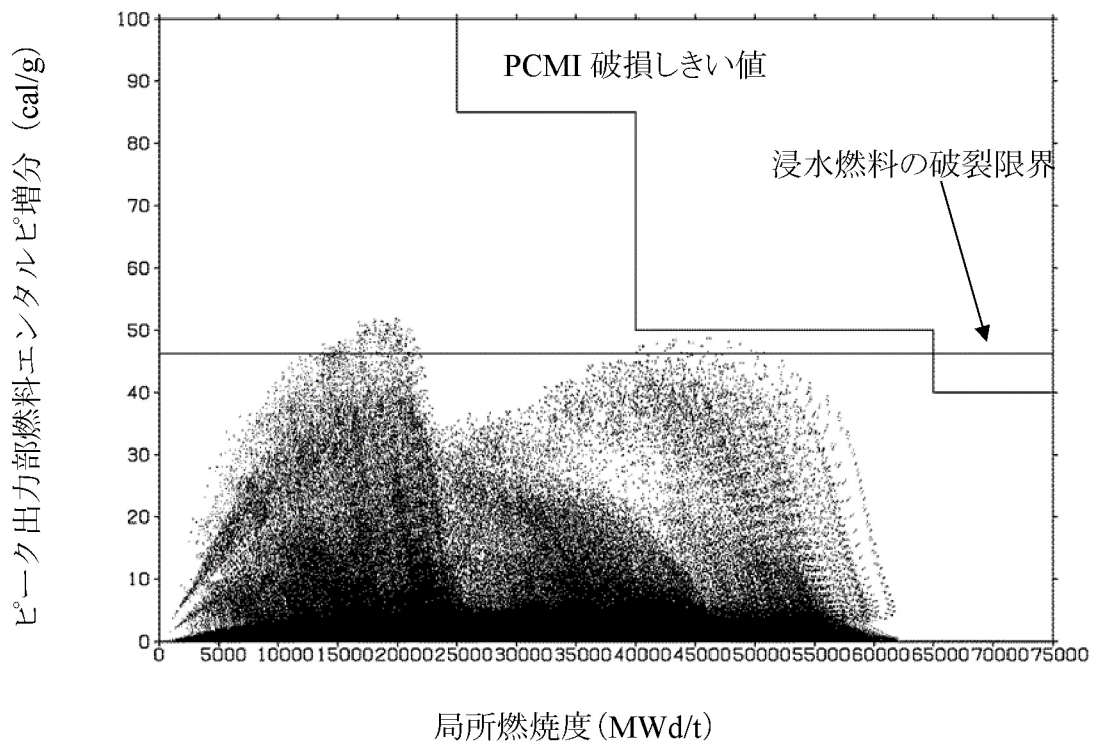
第 3.1.2.2-10 図 「制御棒飛び出し」解析結果(2)



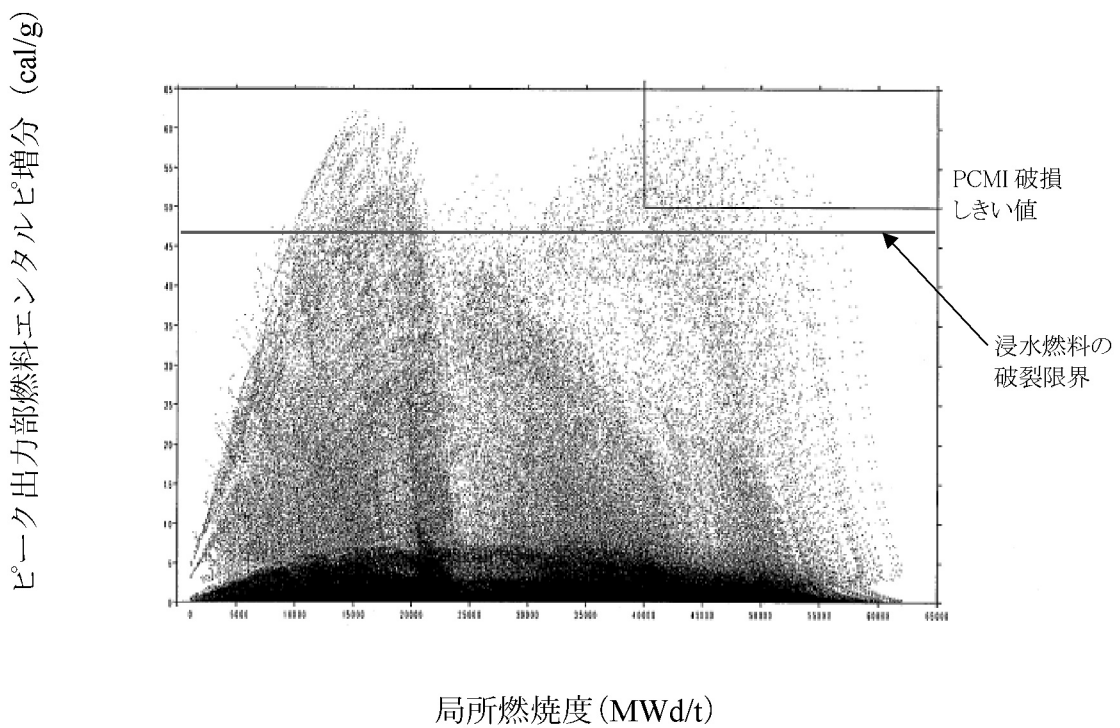
第 3.1.2.2-11 図 「制御棒飛び出し」解析結果(3)



第 3.1.2.2-12 図 「制御棒飛び出し」解析結果(4)



第 3.1.2.2-13 図 「制御棒飛び出し」解析結果(5)



第 3.1.2.2-14 図 従前の「制御棒飛び出し」安全解析結果(参考)

(4) まとめ

前述のとおり、SPARKLE-2適用解析では、過渡時の炉心出力分布の変化に伴う反応度帰還効果の変化を解析コードが直接的に取り扱えるようになったことで、従前の安全解析と比較して、評価対象であるDNBRや燃料エンタルピに対して大きな余裕が得られることが確認できた。

今後、安全性向上対策の導入にあたり、解析により有効性を確認する場合は、SPARKLE-2の適用を検討していく。

3.1.2.3 重大事故等時において特定重大事故等対処施設を活用した場合のプラント挙動

(1) 概要

重大事故等時において、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)を活用した場合の効果を確認するために、炉心溶融を防止する観点で評価を実施した。

(2) シナリオ選定

1次冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時の破断口径が比較的大きく、重大事故等対処設備のみでは炉心溶融を防止できないと考えられるシナリオを対象とした。

本シナリオは、早期に準備可能な特重施設を活用することで炉心溶融を防止できる可能性があり、事故時の防災対応に資する事象として選定した。

破断口径について、大破断LOCA時は特重施設を活用しても炉心溶融を免れないことから中破断LOCAベースのシナリオとしている。また、特重施設による早期の炉心注入により、炉心溶融を防止できる最大の破断口径をサーチしており、小中LOCAを代表した評価として中破断(6インチ)を選定している。

解析は特重施設を構成する設備(以下「特重設備」という。)による代替炉心注入等を活用した以下のシナリオ(以下「中破断LOCA(特重活用)解析」という。)とし、1次系圧力等の初期条件に定常誤差を含めない定格値等を用いた現実的な条件とした。

シナリオ:

中破断(6インチ)LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレ
イ注入機能が喪失する事故

重大事故等対策(特重施設による対策含む):

特重設備(ポンプ)による代替炉心注入

B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入

特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイ

格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

なお、特重施設を活用した解析の操作条件の概略を第3.1.2.3-1図に示す。現状の事故対応手順のうち信頼性が高い特重設備や重大事故等対処設備のみを使用する条件としており、特重設備の準備が重大事故等対処設備より早く完了すれば、特重設備(ポンプ)を用いた代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを実施する。その後、重大事故等対処設備の準備が完了した場合、重大事故等対処設備による対応に切り替える。燃料取替用水タンクのほう酸水を有効活用し、ほう酸水の炉心注水を長期間実施できるよう、格納容器スプレイは特重設備(貯水槽)を水源とする特重設備(ポンプ)による対応を実施する。

(3) 解析条件

解析条件については参考資料Ⅱに示す。

(4) 解析結果

解析結果については参考資料Ⅱに示す。

(5) 解析結果を踏まえた考察

6インチ破断の事故を想定した場合、重大事故等対処設備による炉心注入について、準備時間や注入特性の観点から炉心溶融を防止することは難しいと考えられるが、特重施設を活用することで重大事故等対処設備より早期に炉心注入することができ、炉心溶融を防止できることが確認できた。さらに、大容量空冷式発電機による給電及び移動式大容量ポンプ車による海水通水により、再循環切替条件到達後の余熱除

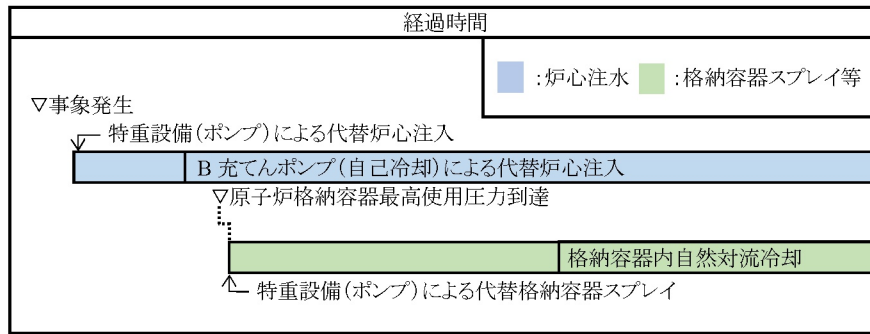
去ポンプによる低圧再循環、格納容器内自然対流冷却による除熱継続を実施することで長期的な燃料及び原子炉格納容器の健全性維持が可能と考えられる。

(6) まとめ

重大事故等時において、6インチ程度の中破断LOCAの場合に特重施設を活用することで炉心溶融を防止できることが確認できた。したがって、事故対応において早期に準備可能である特重施設の効果があることを確認できた。

一方PRAの観点からは、特重設備による炉心注水操作の時間余裕が短く、人的過誤による失敗確率が高く評価されること等からPRA上のリスク低減効果は限定的である。

引き続き、特重施設の更なる活用シナリオ等を検討し、安全性向上に資する運転手順検討等に関する解析を実施していく。また、解析により特重施設活用の効果を確認できたことから、効果が認められた活用方法についての教育を実施し、事故対応能力の向上を図る。



第3.1.2.3-1図 特重施設を活用した解析の操作条件の概略