

### 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 1.15 安全解析」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22回施設定期検査終了日の翌日(2017年1月7日)の決定論的安全評価から評価時点となる第25回定期事業者検査終了日(2020年12月15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 1.15 安全解析」に記載の評価範囲に対して、「第1章 1.3 安全目標及びSSCに関する設計規則」にて記載の「安全設計方針」で示されている事象を考慮して設計を行った設備並びに「第1章 1.15 安全解析」に記載の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、「第1章 1.15 安全解析」にて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 1.15 安全解析」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 1.15 安全解析」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

川内原子力発電所第1号機第2回安全性向上評価届出書(2019年1月7日付け原発本第247号)(以下「第2回届出書」という。)、川内原子力発電所第1号機第3回安全性向上評価届出書(2020年5月11日付け原発本第39号)(以下「第3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22回施設定期検査終了日の翌日(2017年1月7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、第3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22回施設定期検査終了日の翌日(2017年1月7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、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.4 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。

(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、第3回届出書及び本届出書の「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」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。

(c) 国内外の基準等

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.7 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3.1.2.1-9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。

(d) 国際機関及び国内外の学会等の情報

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報」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。

(e) メーカーからの提案

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.9 メーカーからの提案」に係る最新知見を調査した結果、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。

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回届出書及び第3回届出書の「第2章 2.2.1.3. (5) 保守管理に係る有効性評価結果」並びに本届出書の「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回届出書及び第3回届出書の「第2章 2.2.1.3. (5) 保守管理に係る有効性評価結果」並びに本届出書の「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回届出書及び第3回届出書の「第2章 2.2.1.3 (4) 保守管理に係る実績指標」並びに本届出書の「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3.1.2.1-11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3.1.2.1-12表、第3.1.2.1-13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	全社組織・業務運営体制の見直し	2017年4月1日に改組し、原子力発電本部を社長直轄組織とした。 土木・建築関係の本店分掌業務は、テクニカルソリューション統括本部土木建築本部原子力土木建築部門が原子力発電本部と連携しながら実施している。 この結果、原子力の自主的・継続的な安全性向上を迅速かつ柔軟に実施可能となった。	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
	安全品質保証統括室課長の増置	2020年度より導入される原子力規制検査制度の準備の一環として、2019年7月に安全品質保証統括室に課長2名を増置した。 この結果、体制強化が図られた。	
	安全品質保証統括室副室長の増置他	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月に統括室員を増員した。この結果、業務体制の強化が図られた。	
社内マニュアル	品質方針の見直し	社長は2017年6月1日に品質方針を見直し、原子力発電への地域・社会の皆さまからの信頼をこれまで以上に高めて行くこと、原子力安全に対する更なるパフォーマンス向上に向け、より高みを目指す姿勢及びリスクマネジメントの強化を示す内容とした。さらに2018年6月28日の社長交代に伴い、現状の方針を継続した上で、新社長の「原子力安全に対する思い」を加え、改めて品質方針が設定された。 これにより、新社長のコミットメントが示された。	
	品質方針の見直し	社長は2019年6月3日に「新検査制度等を踏まえた原子力発電所のリスクマネジメント」及び「地域・社会の皆さまの安心と信頼に繋げる活動」をより強く示す観点から、品質方針の見直しを行った。 これにより、社長のコミットメントについて更に充実化が図られた。	

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(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	安全上重要な設備及び構築物等に関する工事の設計・開発における要求事項への適合性を確保するための設計プロセスの見直し	<p>2013年7月の新規制基準施行以降、新規制基準を始めとする設計要求事項への適合を確実に対応するための設計プロセスを構築し、新規制基準に伴う工事計画認可申請等多くの設計案件への適用実績を積み重ねてきている。この設計プロセスは、各種様式を作成しながら進めることになる。このうちのある様式(工認設計結果)は設計の結果をとりまとめ、設計要求事項への網羅性を担保するとともに検査との繋がりを管理することを目的として作成しているが、同じ詳細設計結果を用いて作成する工事計画認可申請書の作成と時期が重複し、また、複数の工認案件の作業も輻輳していることにより人的過誤を引き起こしやすい状況にあった。この状況を踏まえ、2019年4月から、設計管理の目的を変えことなく業務を確実に実施できるよう、様式(工認設計結果)の作成のタイミングを『「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」各条文への適合性を確保するために、設計対象設備に必要な詳細設計を実施する設計プロセス後』から「適合性確認検査の計画立案前」とした。この見直しに伴い、設計対象設備に必要な詳細設計を実施する設計プロセスのアウトプットは、「様式(工認設計結果)の作成」から「工事計画認可申請又は届出書の作成に必要な詳細設計結果の作成」に変更となった。この結果、設計・調達管理プロセスの充実及び明確化が図られた。</p>	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
	是正処置プログラム(CAP)システムの試運用の実施	<p>2020年度の新検査制度施行に向けた品質マネジメントシステムのさらなる高度化のため、CAPシステムの構築運用要領の策定に取り組み、2018年10月からCAPシステムの試運用を開始した。この結果、新検査制度における是正処置の運用について明確化され、活動の充実が図られた。</p>	
	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	<p>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、当社におけるCAPプロセスが確立された。</p>	
	リスク情報を活用した意思決定(RIDM)プロセスの構築	<p>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て、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。</p>	

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
教育・訓練	ヒューマンエラー低減ツールの十分な活用のための改善	<p>2017年度にJANSIが推奨するヒューマンエラー低減ツールの情報を入手し、川内原子力発電所への展開を検討した。当所への展開が有効なものを選定し、具体的な使用方法として取りまとめた。</p> <p>この結果、ヒューマンエラーの更なる防止が期待できる。</p>	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
	規定文書制定改廃書、規定文書作成チェックリストの様式の使用に関する教育の実施	<p>2019年度に本店において規定文書を改正する際、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に規定される正規の様式を用いて審査すべきところ、誤って「文書管理基準(一般)」に規定される様式を用いて審査した。この結果、チェックリストの相違箇所に関する審査が適切に行われなかった。原因は、次のとおりである。</p> <p>担当者は、初めて主担任として実施する業務であったため、適用すべき規定文書を、規定文書管理システムを用いて検索した。この際、本来使用すべき基準と類似した名称の「文書管理基準(一般)」を参照した。</p> <p>これに過去の改正記録のものと同様式が含まれていたことから、本件の業務に適用すべき規定文書と思い込み、基準の適用範囲を理解しないまま業務に着手した。また、様式への記入後に十分に再確認しないまま業務を進めたことである。</p> <p>このため、グループ内教育を実施し、本不適合の経緯、原因並びに原子力発電本部の文書管理に係る基準の種類及び適用対象の概要について説明し、再発防止に向けた意識付けを図った。また、類似事象を防止するための留意点として、業務の実施に当たっては、規定文書等の内容を十分に理解するとともに、当該業務に適用すべき規定文書に間違いがないことを確認すること、作成した文書等について、規定文書、様式例等に示された必要事項を確実に記入していることを確認すること及び審査・承認者は、担当者が適切な規定文書に基づいて業務を行ったこと、作成された文書等に必要事項が確実に記入されていることを確認することについて注意喚起を行った。</p> <p>この結果、規定文書制定改廃の確実な実施が期待できる。</p>	
	改善措置活動(CAP)に関する教育	<p>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。</p> <p>この結果、異常を未然に防ぐ意識の向上が図られた。</p>	



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2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、特重施設を含む発電用原子炉施設の運転管理及び発電課業務に対する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	再循環サンプスクリーンの巡視点検強化	川内1号機第1回安全性向上評価届出の確率論的リスク評価から抽出された追加措置として、2017年度に再循環サンプスクリーンの巡視点検を強化した。 この結果、事故時の再循環機能の喪失の可能性の低減が図られた。	決定論的安全評価に係る設備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
	プラント起動・停止時の蒸気ボイドによる余熱除去システム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で、かつポンプ上流側である1次冷却材温度が高温状態においての1次冷却材喪失事象を想定すると、余熱除去ポンプ上流側にて減圧沸騰に伴う蒸気ボイドが発生し、低圧注入機能が喪失する可能性がある。そのリスクを低減し、崩壊余熱除去機能と低圧注入機能を確保する必要があることから2019年7月に社内マニュアルを改正した。 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。	
	蒸気発生器細管漏えい時の放射能汚染拡大防止処置手順の充実化	2019年12月に、事故時対応のパフォーマンス向上のため、蒸気発生器細管漏えい時の放射能汚染防止処置手順のうち、中央制御室操作をマニュアルに一連に並べ、現場操作を別紙に記載した。 この結果、事故時対応の更なるパフォーマンスの向上が図られた。	
	運転操作の明確化に伴う社内マニュアル改正	2020年2月に、「タービン起動時におけるグランド蒸気スピルオーバーライン切替操作のタイミングの明確化」及び「余熱除去システムフラッシュ対策」の実績を受けたウォーミング操作の手順見直しを行った。 この結果、当該操作に関する記載が充実し、操作をより確実に実施できるよう図られた。	

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	プラント起動・停止時の蒸気ボイドによる余熱除去システムの機能喪失の可能性への対応	2020年10月に、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。	決定論的安全評価に係る設備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
	定期試験に係る立会区分の見直し	試験・検査基準に基づき、保安活動の重要度に応じて定期試験に係る立会区分を見直し、2020年11月に社内マニュアルを改正した。 この結果、立会者運用の合理化が図られた。	試験に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を課員へ配付	運転員の更なるパフォーマンス向上及び人的過誤防止を目的に、2017年度に原子力発電所運転員への要求事項を具現化した「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を作成し、課員へ配付した。 この結果、運転員のパフォーマンスの更なる向上及び人的過誤の防止が期待できる。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	炉心溶融解析コード(MAAP)を導入した運転訓練の実施	過酷事故時の事象を連続して模擬できるように重大事故解析コード(MAAP)を導入した運転シミュレータによる運転訓練を実施した。 この結果、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動等に関する運転員の知識及び運転操作技術の更なる向上が図られた。	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	高pH運転導入に伴う対応	2017年1月に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ため高pH運転を導入し、必要な設備を設置した。 この結果、プラント性能低下抑制、蒸気発生器長期信頼性向上等が図られた。	決定論的安全評価に係る設備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
	運転シミュレータ設備の実機改造反映工事	原子力訓練センターの運転シミュレータ設備は、運転員の各種操作の習熟を図る必要があり、実機改造に併せて、適宜、当該改造等を反映させる必要がある。 そのため、第25回定期事業者検査時に原子炉安全保護盤等の更新工事を実施したことから、運転シミュレータ設備への実機改造反映工事を行った。 この結果、運転員の知識及び運転操作技術が更に向上することにより、プラントの安全性向上が図られた。	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

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	保修課副長職位の増置	2018年1月に保修課副長を1名増置した。 この結果、保守管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。	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
	安全対策担当課長職位の設置	2018年9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。	
	SA設備担当課長職位の設置	2018年12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。	
	保修課副長職位の増置	2018年12月に重大事故等発生時における保修対応要員の交代勤務体制強化を目的として、保修課副長を1名増置した。 この結果、保守管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。	
	保修課副長職位の増置	2020年4月に、重大事故等発生時の初動対応能力向上を目的として、保修課副長を1名増置した。 この結果、施設管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。	
社内マニュアル	保守管理の実施方針の見直し	社長は、2018年6月7日に保守管理の実施方針を見直し、安全上重要な設備のみならず、異常により発電停止に至る可能性がある設備を含めて発電所全体の保全レベルの向上を図る必要があること及び僅かな変化を気付き事項として認識し異常を未然に防ぐ意識を持って点検・巡視を行うことを追記した。また、川内1、2号機の再稼働に続き、玄海3、4号機の再稼働に向けた対応が着実に進んでいることを踏まえ、新規制基準への対応に限定せず発電所設備全体に対する安全対策の観点及び再稼働後の安全・安定運転の継続の観点からの記載とした。さらに2018年6月28日の社長交代に伴い、現状の方針を継続した上で改めて保守管理の実施方針が設定された。 これにより更なる保全レベル向上の方針が示された。	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
	予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備の追加に伴う社内マニュアルの変更	再稼働後の設備・機器の運用及び玄海原子力発電所の保安規定審査結果を踏まえ、重大事故等対処設備のうち原子炉下部キャビティ水位及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等について、予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合の措置を追加するため2018年1月に社内マニュアルを変更した。 この結果、更なる予防保全の充実が図られた。	点検に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-3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	屋外配管について配管外観点検及び外装板保温材点検の長期点検計画表の策定	玄海3号機調整運転時における脱気器空気抜管近傍からの蒸気漏れに対して、川内1、2号機においても教育(兆候を見逃さない意識、屋外設備を重視する意識)、点検・保守(屋外の蒸気配管については、外装板の付いた状態で目視点検)、経年的な変化の把握及び共有する仕組みの構築を行うことで対応しているが、新たな対策として2018年度に使用環境(風雨や海水の影響を受ける環境)による腐食の発生しやすさ及び安全重要度を考慮し、屋外配管について配管外観点検及び外装板保温材点検の長期点検計画表を策定した。 これにより屋外配管の更なる確実な点検・保守が図られた。	点検に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	火気作業における監視人の運用の明確化	川内2号機タービン建屋で火気作業時に監視員が一時不在であった事象に対して、社内マニュアルに火気作業における監視人の運用として、監視人を常時必要とする作業と監視人を常時必要としない作業の対象を明記した。 この結果、火気作業に対する明確なルールによる火気取扱の安全意識向上が図られた。	火気作業に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	検査要領書の作成時に使用する「定期事業者検査要領書チェックシート」の改訂に伴う係内教育の実施	川内1号機第22保全サイクル定期事業者検査のうち、プラント状態監視設備機能検査に係る検査用計器の一部が記載されていない。要領書作成時に、検査対象にアクシデントマネジメント用格納容器圧力計を追加したが、これに使用する当該検査用計器の記載を失念したことが原因であった。再発防止として、検査要領書の作成時に使用する「定期事業者検査要領書チェックシート」の改訂を行い、係内教育を実施するとともに、本事象及び改訂内容について定期事業者検査を実施する検査担当箇所へ周知した。 この結果、検査対象計器を追加した場合の確認事項が明確化された。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	定期事業者検査のうち、総合インターロック検査の検査手順書の改訂に伴う係内教育の実施	川内2号機第22保全サイクル定期事業者検査の総合インターロック検査の実施にあたり、系統構成として界磁遮断器の投入操作を実施したが、投入できない事象が発生した。原因は手順書の投入条件確認に関する記載が不十分であったこと及びお互いの思い込みにより不適合発生を防止できなかったことであった。再発防止として、検査手順書の改訂を行い、係内教育を実施するとともに、本事象について係内教育を実施するとともに、本事象について係内及び定期事業者検査を実施する検査担当箇所へ周知した。 この結果、総合インターロック検査が確実に実施されることとなった。	
	足場及び仮置資機材の管理	安全上重要な機器の上部に足場や仮置物を設置する際に、防護ネットを設置する旨を社内マニュアルに明記するとともに、定期事業者検査前における品質管理及び安全作業教育の中で社員及び協力会社の関係者に周知した。 この結果、安全に対する意識の向上が図られた。	

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(3/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	原子炉容器冷却材出口管台保全工事	第23回施設定期検査時に、600系ニッケル基合金溶接部の1次系環境下応力腐食割れ(以下「PWSCC(Primary Water Stress Corrosion Cracking)」という。)による国内の損傷事例を受け、予防保全として原子炉容器出口管台溶接部の内面補修(690系ニッケル基合金化)工事を実施した。 この結果、原子炉容器出口管台の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の低減が図られた。	決定論的安全評価に係る設備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
	発電機回転子取替	第23回施設定期検査時に、発電機の運転時間が回転子コイルの運転可能累積時間に達する前に、至近の回転子点検時期に合わせて発電機回転子を取り替えた。 この結果、発電機回転子の絶縁低下に対する信頼性向上が図られた。	
	空調用冷凍機取替	空調用冷凍機に使用している冷媒(フロン)は、2020年度原則全廃となり、設備対応が必要であった。また、構成部品についても製造中止品があったため、第23回施設定期検査時に空調用冷凍機を取り替えた。 この結果、設備のメンテナンス性向上が図られた。	
	主給水配管取替工事	第23回施設定期検査時に、主給水配管については、配管曲がり部等において、流れ加速型腐食による減肉が想定されることから、一部の配管について、炭素鋼に比べ耐腐食に優れた低合金鋼製の配管へ取り替えた。 この結果、主給水管の耐腐食性が向上した。	
	発電機負荷開閉装置設置工事	原子力発電所の外部電源については、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を受け、保安規定上の要求が発電所の停止時期(モード外)を含めて2回線から3回線に強化されている。これにより、外部電源受電設備の停止条件が制限され、起動変圧器本体やGISユニット設備の長期停止を伴う点検保守が著しく困難となっている。このため、第23回施設定期検査時に発電機負荷開閉装置を設置した。これにより、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電が可能となった。 この結果、外部電源受電システムの信頼性向上が図られた。	

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	主変圧器冷却器交流制御電源回路の分割	主変圧器冷却器交流制御電源回路はユニット式冷却方式を採用しており、施設定期検査ごとの外観点検の実施、劣化部品の早期交換や制御盤の一式更新等を行うことで予防保全を図ってきた。発電機負荷開閉器設置により、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電系統が新たに設置されることで主変圧器に対する運用上の重要度が増すことから、第23回施設定期検査時に、交流制御電源回路の分割を行った。 この結果、交流制御電源回路を構成する電気品の単一故障により冷却機能が全喪失する可能性がなくなり、主変圧器の信頼性向上が図られた。	決定論的安全評価に係る設備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
	保護継電器設定値変更工事(HEAF対応)	第24回施設定期検査に、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の改正に伴い、高エネルギーアーク放電による重要安全施設への電力供給に係る電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置を講じるよう追加要求されたことから、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備について、必要な措置を講じた。 この結果、高エネルギーアーク損傷火災の発生防止が図られた。	
	発電機保護装置、変圧器保護装置及び系統保護装置取替	第24回施設定期検査に、発電機保護装置、所内変圧器保護装置、主変圧器保護装置、予備変圧器保護装置及び事故継続分離保護装置について、既設設備の構成部品であるアナログ式保護継電器が製造中止となっているため、長期保守安定性に優れたデジタル式保護盤への取替えを実施した。 この結果、保守性、信頼性が向上した。	
	警報表示装置更新工事	既設の警報表示装置は、電磁リレー式で構成されたアナログ設備であり、設置後30年以上が経過し、構成部品が製造中止となっており、代替品もない状態であるため、第25回定期事業者検査時にデジタル設備へ更新した。 併せて、今後の設備更新による警報窓の増加に対応できるようにした。 この結果、設備の拡張性及び長期保守安定性の向上が図られた。	

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(5/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	原子炉安全保護盤取替工事	既設の原子炉安全保護盤は、電磁リレー式で構成されたアナログ設備であり、設置後30年以上が経過し、構成部品が製造中止となっており、代替品もない状態であるため、第25回定期事業者検査時にデジタル設備へ更新した。 併せて、ロジックの4ch化、原子炉非常停止信号の設定値見直し等の機能改善を実施した。 この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。	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
	燃料取替用水タンク安全性向上工事	川内1号機第3回安全性向上評価届出の火山灰ハザード(火山灰層厚さ25cm)に対する安全裕度評価を踏まえ、燃料取替用水タンクの火山(降灰)に対する更なる裕度確保のため、第25回定期事業者検査時に、自主的に安全性向上工事として胴板に溶接された上部形鋼と屋根板の溶接部について溶接線脚長を伸長する工事を実施した。 この結果、火山(降灰)に対して更なる裕度の確保が図られた。	決定論的安全評価に係る設備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3.1.2.1-4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	原子炉停止からSFPへの燃料取出し期間の管理に関する社内マニュアルの変更	2017年度に玄海3、4号機新規規制基準適合性審査の対応状況を踏まえ、燃料取替実施計画に工事計画書の添付資料(SFP遮蔽能力及び冷却能力計算書の評価条件)を満足させることを追加した。 この結果、燃料取替時における確認項目の更なる明確化が図られた。	燃料取替時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
	「取替炉心の安全性確認規程」(JEAC4211-2018)発刊に伴う社内マニュアルの変更	「取替炉心の安全性確認規程」(JEAC4211-2018)発刊に伴い、2019年5月に社内マニュアルを変更し、確認項目の追加(出力運転時ほう素濃度)及び表記変更(水平方向ピーキング係数、核的エンタルピ上昇熱水路係数、熱流束熱水路係数等)を行った。 この結果、更なる取替炉心の安全性の確保が図られた。	取替炉心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
	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
教育・訓練	社外提出資料(公文書)の重要性に関する教育の実施	社内マニュアルを改正して、鹿児島県等に報告する川内原子力発電所に関する安全協定に基づく定期報告書の作成手順を明確化し、作成時に使用するチェックシートの項目を充実させた。また、社外提出資料(公文書)の重要性を含め、本内容を関係者に教育を実施した。 この結果、社外提出資料(公文書)の重要性について周知徹底が図られた。	教育に係る事項であり、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(1/2)

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	更なる集積線量低減に向けた社内マニュアルの変更	被ばく低減については従来から積極的に実施しているが、集積線量に関する中長期の数値目標の設定及び更なる線量低減に向けた綿密な検討や継続的な監視を行うための社内マニュアルの変更を行い、2017年4月より運用を開始した。 この結果、更なる線量低減に向けた放射線管理を実施することができるようになり、集積線量に関する中長期の数値目標の達成に向けた活動の充実が図られた。	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
	B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理の充実	B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つため、2017年度に管理の充実として、C、D区域からB区域へ退域する際に作業放射線管理員による衣服サーベイを実施することの社内マニュアル及び教育資料での明確化、汚染物品の保管管理についての教育資料の更なる明確化、衣服汚染に対する汚染報告書のフォーマットの改訂による運用の改善及び安全管理課員が定期的に行っている汚染物の保管場所の状況確認のチェックシートにおける明確化を行った。 この結果、B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理方法の更なる充実が図られた。	
	騒音等でAPDの警報が聞こえにくい場合の運用の明確化	2019年4月に、騒音や防護具着用によりAPDの警報が聞こえにくい場合は、APDバイブユニットを使用させることを社内マニュアルに追加した。 この結果、被ばく線量低減の更なる充実が図られた。	
	工事期間中の放射線管理遵守事項の追加	2020年9月に、ALARAの観点から、高線量区域等での鍵の借用が必要な場合は、安全管理課員に連絡し借用することを社内マニュアルに追加した。 この結果、放射線管理の厳正化が図られた。	
	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。	
教育・訓練	放射線業務従事者への汚染防護のための教育の実施	汚染防護に関する指導の強化のため、管理服汚染及び身体汚染について原因分析を実施し、対策を放射線管理員教育資料に記載し、各協力会社の放射線管理責任者等の関係者に教育を実施した。 この結果、放射線管理の更なる充実が図られた。	

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(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	簡易型体表面モニタ導入	2017年度に管理区域内で汚染作業を行った作業者の身体サーベイ時における汚染の早期発見及び作業効率の向上を目的に、簡易型体表面モニタを2台新規導入した。 この結果、身体サーベイを行う放射線管理員の作業負担が低減し、より確実な汚染検知が実施可能となった。	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
	放射線管理用計算機更新	放射線管理用計算機が、2015年度に廃型となり、メンテナンス及び性能を維持する部品の入手が困難になったこと、及び緊急時被ばく限度見直しに関する法令改正に対応するため、2019年度に更新を行った。 この結果、設備の信頼性向上が図られた。	

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(1/2)

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	放射性輸送物運送計画書安全確認申請書に係る低レベル放射性廃棄物輸送物データの誤りを防止するための社内マニュアルの改正	<p>2018年度搬出予定の低レベル放射性廃棄物(320本)を収納した輸送容器(40個)について、当所から提出した輸送物データを基に原燃輸送(株)にて作成され、国土交通省に申請された放射性輸送物運送計画書安全確認申請書において、危険物標札を第二種黄標札と記載しており、第三種黄標札の誤りである旨、国土交通省から指摘を受けた原燃輸送(株)より連絡があった。このため、危険物標札選定の元データとなる輸送容器表面から1mの線量当量率記録及び輸送指数を確認したところ、輸送容器すべてにおいて輸送指数が1を超えており、第二種黄標札ではなく第三種黄標札の誤りであることが確認された。また、危険物標札の選定に係る工事記録及び輸送容器に貼付けている危険物標札にも誤りがあることを確認した。</p> <p>原因は、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記されておらず、使用した作業手順書及びチェックシートでは危険物標札の選定については別紙を参照するようになっており、かつ輸送指数の算出方法が明記されておらず分かり難いものであったこと及び危険物標札の選定についての重要性の認識や知識が十分でなかったことである。</p> <p>このため、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記した。また、廃棄体確認自主検査開始前に実施する教育テキストに今回の不適合事象及び危険物標札の選定方法を追加するとともに、作業手順書及びチェックシートに、危険物標札の選定方法を明記した。この結果、今後同様な誤りが発生しないことが期待される。</p>	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
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	<p>玄海で発生した「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。</p> <p>この結果、本事象における更なる再発防止の徹底が図られた。</p>	

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(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	廃棄体の放射エネルギー測定用演算プログラムの改修	<p>2016年度に玄海原子力発電所から搬出する際に低レベル放射性廃棄物の廃棄物埋設確認申請書に記載した廃棄体データのうち、1本に誤りを確認した。この原因はデータの提出前チェックが不十分であったこと、廃棄体の放射エネルギーの測定に用いた演算プログラムが一部正常に処理を行わなかったこと及び放射エネルギー演算に処理異常があっても低レベル放射性廃棄物敷地外搬出設備が動作を継続して検査結果の誤りに気づけなかったことであった。これに対する川内原子力発電所での予防処置として、2017年度に廃棄体の放射エネルギーの測定に用いる演算プログラムを改修し、システム異常を検知する警報機能を強化した。</p> <p>この結果、確実に廃棄体の放射エネルギーの測定を行うことが期待できる。</p>	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
	雑固体焼却設備プロパン気化器取替工事	<p>雑固体焼却設備に使用しているプロパン気化器が2010年に製造中止され、型式変更となっている。これまで取替部品の供給は可能であったが、取替部品の保有期間が2018年初旬までとなり、現在は供給不可能である。故障等によりプロパン気化器が長期停止となった場合、焼却炉が運転できず、固体廃棄物貯蔵庫の保管余裕に影響を与えるため、プロパン気化器の更新を実施した。</p> <p>この結果、設備の信頼性向上が図られた。</p>	

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(1/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	防災業務体制の強化	<p>防災課は、原子力防災、火災及び自然災害等発生時の体制の整備、出入管理等に関する業務等多岐にわたる業務を所掌していることから、2018年7月より「防護管理課」を設置し、防災課長が所掌している周辺監視区域や保全区域への出入管理の業務を移管することとした。</p> <p>また、防護管理課設置に伴う業務の見直しに併せて、防災課が所掌する核物質防護措置に関する業務を防護管理課へ移管することとした。</p> <p>この結果、原子力防災、火災及び自然災害等発生時の体制の整備、出入管理等に関する業務等に係る体制の強化が図られることが期待できる。</p>	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
	防災課副長職位の増置	<p>2019年7月に防災課副長を1名増置した。</p> <p>この結果、緊急時の措置に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。</p>	
	原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実	<p>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。</p> <p>この結果、重大事故等対策要員の体制の維持、強化が図られた。</p>	

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(2/5)

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	外部電源受電システムの増強	<p>人吉変電所からの受電に加え、独立性を有する受電系統として霧島変電所から新鹿児島変電所を経由するルートから受電できる運用を追加する計画だったが、2017年4月4日の保安規定に定める外部電源に係る運転上の制限の逸脱を契機に再検討を行い、2017年9月に川内火力発電所の開閉所又は新鹿児島変電所を経由した受電可能なルートの運用の追加を行った。</p> <p>この結果、独立性を有する受電系統を追加することにより、外部電源の信頼性が更に向上した。</p>	<p>決定論的安全評価に係る設備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</p>
	地震時、原子炉補機冷却水(以下「CCW」という。)保有水量の監視強化	<p>川内1号機第1回安全性向上評価届出の確率論的リスク評価から抽出された追加措置として、2017年度に地震時、CCW保有水量の監視強化を実施することとした。</p> <p>この結果、地震によるCCWの減少を早期発見できることとなり、CCW系統機能喪失の可能性が低減した。</p>	
	降下火砕物(火山灰)対策	<p>2017年12月、実用炉規則が改正され、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備が新たに求められたことから、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を、2018年12月に保安規定及び社内マニュアルに定めた。</p> <p>また、万一の高濃度の火山灰による影響等を考慮し、ディーゼル発電機の吸気消音器や可搬型ディーゼル注入ポンプの吸気口に接続するフィルタコンテナを設置した。さらに、降下火砕物によってディーゼル発電機が給電不可となり全交流電源喪失が発生した場合、発電所内外への通信連絡設備の機能の維持及び蓄圧タンク出口弁の閉止操作が必要となるため、通信連絡設備用発電機からこれら設備への給電対策を実施した。また、吸気用のフィルタコンテナは定期的にフィルタを清掃する必要があるため、清掃に使用するコンプレッサ用の電源設備設置工事を実施した。</p> <p>この結果、更なる降下火砕物対策が図られた。</p>	
	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	<p>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。</p> <p>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。</p>	

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(3/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
教育・訓練	重要シナリオの所員への教育・訓練強化	川内1号機第1回安全性向上評価届出の確率論的リスク評価から抽出された追加措置として、2017年度に重要シナリオの所員への教育・訓練強化を実施した。 この結果、重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力が向上した。	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
	クリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練	川内1号機第1回安全性向上評価届出の安全裕度評価から抽出された追加措置として、2017年度にクリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練を実施した。 この結果、設計基準を超える地震及び津波が起こった際に予想されるプラント挙動を知ることにより、緊急時対応要員の対応能力が向上した。	
	メタクラ保護継電器のリフト処置の手順作成、教育・訓練	川内1号機第1回安全性向上評価届出の安全裕度評価から抽出された追加措置として、2017年度に地震評価における炉心(出力運転時、運転停止時)のクリフエッジシナリオで期待しているメタクラ保護継電器のリフト処置について、手順を作成し、教育・訓練を実施した。 この結果、処置がより確実にできるよう習熟が図られた。	
	大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順作成、教育・訓練	川内原子力発電所2号機第1回安全性向上評価届出の安全裕度評価から抽出された追加措置として、2017年度に大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順を作成し、教育・訓練を実施した。 この結果、処置がより確実にできるよう習熟が図られた。	
	緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化に関する社内マニュアルの変更	2016年度に緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化のため、社内マニュアルを変更した。 この結果、要員に必要とされる力量の更なる明確化が図られた。	
	安全裕度評価から抽出された手順等の教育・訓練	安全裕度評価から抽出された「換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順」等の教育・訓練を2018年度に実施した。 この結果、緊急時の措置の習熟が図られた。	

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(4/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
教育・訓練	安全裕度評価結果の所員への教育・訓練	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伴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2019年度に実施した。 この結果、緊急時対応要員の対応能力の向上が図られた。	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。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
設備	海水ポンプ無給水軸受化工事	第23回施設定期検査時に、緊急安全対策のうち中長期対策として、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行った。 この結果、無給水軸受を採用したポンプに取り替えることにより、ポンプ再起動時の信頼性向上が図られ、非常用所内電源喪失、最終ヒートシンク喪失の可能性が低減した。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、影響なし
	宮山池取水堰周辺の整備	2016年度、重大事故等が発生した場合の取水源の一つである宮山池(淡水源)からの取水を行う作業において、大型自動車の移動や資機材の搬入等をより円滑に行えるように、宮山池取水堰周辺の敷地勾配を平坦化した。 この結果、重大事故等発生時の対応手段について、効率化され、安全性の向上が図られた。	
	中央制御室空調用ダンパ操作架台設置工事	2017年度、重大事故等発生時に実施する空調ダンパ操作時の操作性向上のため架台を設置した。 この結果、重大事故等対策要員の更なる作業性の向上が図られた。	
	MAAP導入	2018年7月に、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動を連続して模擬できるように、原子力訓練センターの運転シミュレータにMAAPを導入した。 この結果、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動及びその対応に関する運転員の知識、重大事故等時の運転操作技術が更に向上することにより、プラントの安全性が向上することが期待される。	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



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(5/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	常設直流電源設備(3系統目)設置工事	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)及び蓄電池(重大事故等対処用)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。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、影響なし
	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の対策でないことから、影響なし
	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、2020年11月11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。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、影響なし

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(1/4)

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(発電所)の改正	2017年度に、発電所の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、安全文化指標見直しの検討を踏まえたもの(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加)及び運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加)である。 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
	安全文化醸成活動に係る社内マニュアル(本店)の改正	2017年度に、本店の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、安全文化指標見直しの検討を踏まえたもの(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加)及び運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加)である。 この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。	
	リーダーシップに関する更なる浸透・定着のための活動の実施	リーダーシップに関する更なる浸透・定着を図るため、安全文化醸成活動の一環として、原子力安全教育を継続的に実施しており、その中で安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた意識向上を図っている。 この結果、本店組織の要員及び発電所員に対して、更なるリーダーシップの浸透・定着が図られた。	
	他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応の社内マニュアルへの追加	2019年3月に、発電所の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応の社内マニュアルへの明確化である。 この結果、安全文化醸成活動のより確実な実効性の向上が図られた。	

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(2/4)

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。	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。	

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(3/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
安全文化要素	安全文化醸成に関する方針及びスローガンの周知	安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、社長のコミットメントの内容と整合を図った安全文化醸成重点活動計画を策定し、安全文化醸成に関する方針及び年度スローガンの浸透を図るため、所内及び協力会社の各所へのポスター掲示や、小冊子及び携帯カードにまとめて配付する等の周知活動を継続的に実施している。	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
	発電所長による安全文化に関する訓話等の実施・周知	発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。	
	川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故の教訓を風化させない活動の実施	2010年1月に発生した川内1号機人身事故から得た安全に対する教訓を風化させない活動として、2011年度から、当該事故が発生した日を「安全再確認の日」と定め、毎年度、協力会社を含めた全社員が参加する全体集会等を開催している。	
	原子力安全文化醸成方針に関する方針及びスローガンの周知	安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、社長のコミットメントの内容と整合を図った安全文化醸成重点活動計画を策定し、原子力安全文化醸成方針及び年度スローガンの浸透を図るため、所内及び協力会社の各所へのポスター掲示や、小冊子及び携帯カードにまとめて配付する等の周知活動を継続的に実施している。	
	発電所長による安全文化に関する訓話等の実施・周知	発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。	
	川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故の教訓を風化させない活動の実施	2010年1月に発生した川内1号機人身事故から得た安全に対する教訓を風化させない活動として、2011年度から、当該事故が発生した日を「安全再確認の日」と定め、毎年度、協力会社を含めた全社員が参加する全体集会等を開催している。	
	原子力の安全性・信頼性を確保する活動の実施	原子力の安全性・信頼性を確保する活動として、関係各課及び協力会社との連絡調整を行い、施設定期検査の対応を確実に実施した。また、新規制基準対応工事等について、工程管理、関係箇所との情報共有、懸案事項処理等を着実にいった。	

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(4/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
安全文化要素	安全文化に関する教育の実施	<p>発電所における保安に関するすべての活動は原子力安全文化を基礎としており、安全文化に関する知識の習得及び原子力安全の重要性を理解させ、安全意識の向上及び安全文化の醸成を図るため、原子力安全教育を実施している。</p> <p>また、2014年度から、発電所員に対し、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識及び日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりが安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。</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
	協力会社とのコミュニケーション活動の実施	<p>協力会社への安全文化醸成活動の更なる浸透を図るため、協力会社との意見交換会の実施、受注者品質保証監査を利用した安全文化に関する情報等の紹介、各課委託先とのミーティング等のコミュニケーション活動等を継続的に実施している。</p>	

第3.1.2.1-9表 「2.2.2.7 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 NA1-2012) (JSME S NA1-2013 <sup>追補</sup> ) (JSME S NA1-2014 <sup>追補</sup> )	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3.1.2.1-10表 「2.2.2.8 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3.1.2.1-11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3.1.2.1-12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)	○	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。
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。
		○	実機では生じないと考えられる炉心状態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。
		○	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。
	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。
		○	アルゴリズム不足によるエラーであるが、従来よりポスト処理でアルゴリズム不足を補う処理を行っており、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。

第3.1.2.1-13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)	○	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。
		○	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。
		○	実機では生じないと考えられる炉心状態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。
		○	リスタート計算でのエラーであり、リスタート解析を実施しないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
	コードエラー (CV内パラメータ評価モデルのエラー)	○	実機と異なる体系で生じるエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	実機では生じないと考えられる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。
		○	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。
		—	異なるCV型式でのエラー。
		—	BWRに対するモデルのエラー。
		○	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。
	コードエラー (系統構成モデルのエラー)	○	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。
		○	他プラントの系統構成で生じるエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	異なる物性値データを使用しているため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	ユーザーが定義した変数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)日本原子力学会において「統計的安全評価の実施基準:2008」(AESJ-SC-S001:2008)の改定作業が進められているところであり、改定内容等を踏まえ、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㈱が開発した解析コードSPARKLE-2<sup>※</sup>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2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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・3次元動特性モデル</li> <li>・核定数フィードバックモデル</li> </ul>
	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・乱流混合モデル</li> <li>・混合相3保存式</li> <li>・気相質量保存式</li> </ul>
	沸騰・ボイド率変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・二相圧力損失モデル</li> <li>・サブクールボイドモデル</li> <li>・気液相対速度</li> </ul>
	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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプ水力特性モデル</li> <li>・運動量保存式</li> <li>・壁面熱伝達モデル</li> </ul>
	圧力損失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・圧力損失モデル</li> <li>・運動量保存式</li> </ul>
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2流体モデル</li> <li>・壁面熱伝達モデル</li> </ul>
	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

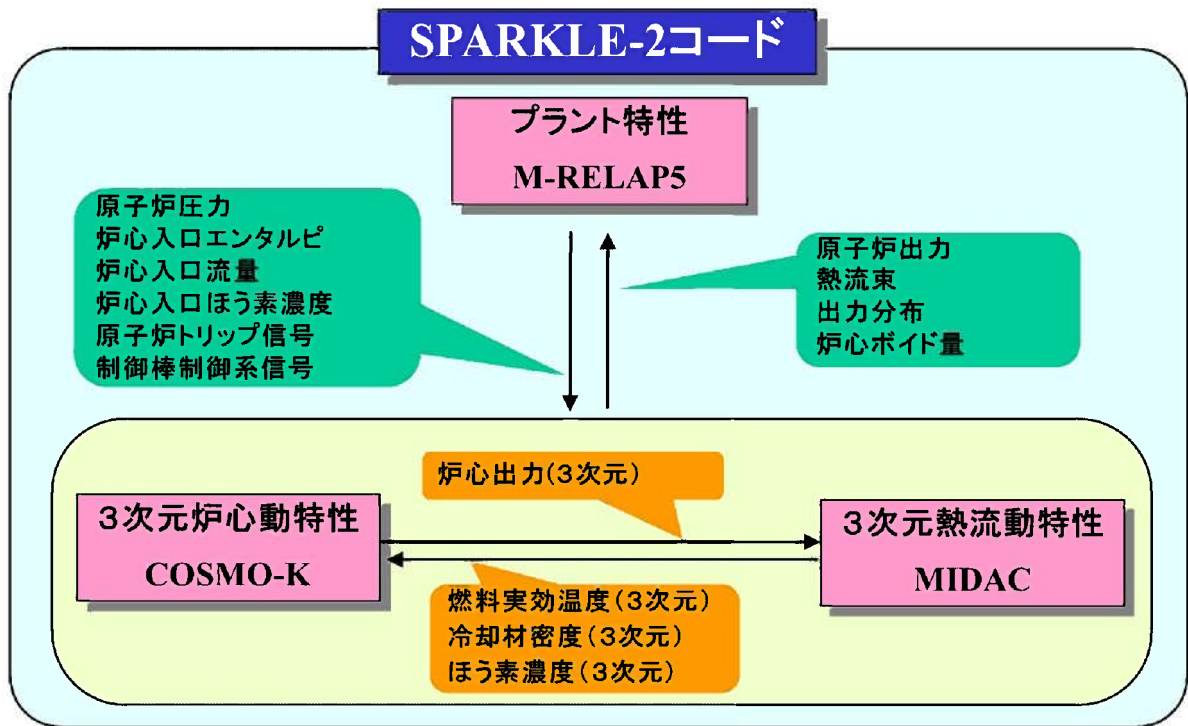
第 3.1.2.2-3 表 重要現象に対する不確かさ(炉心(核、燃料、熱流動))

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)

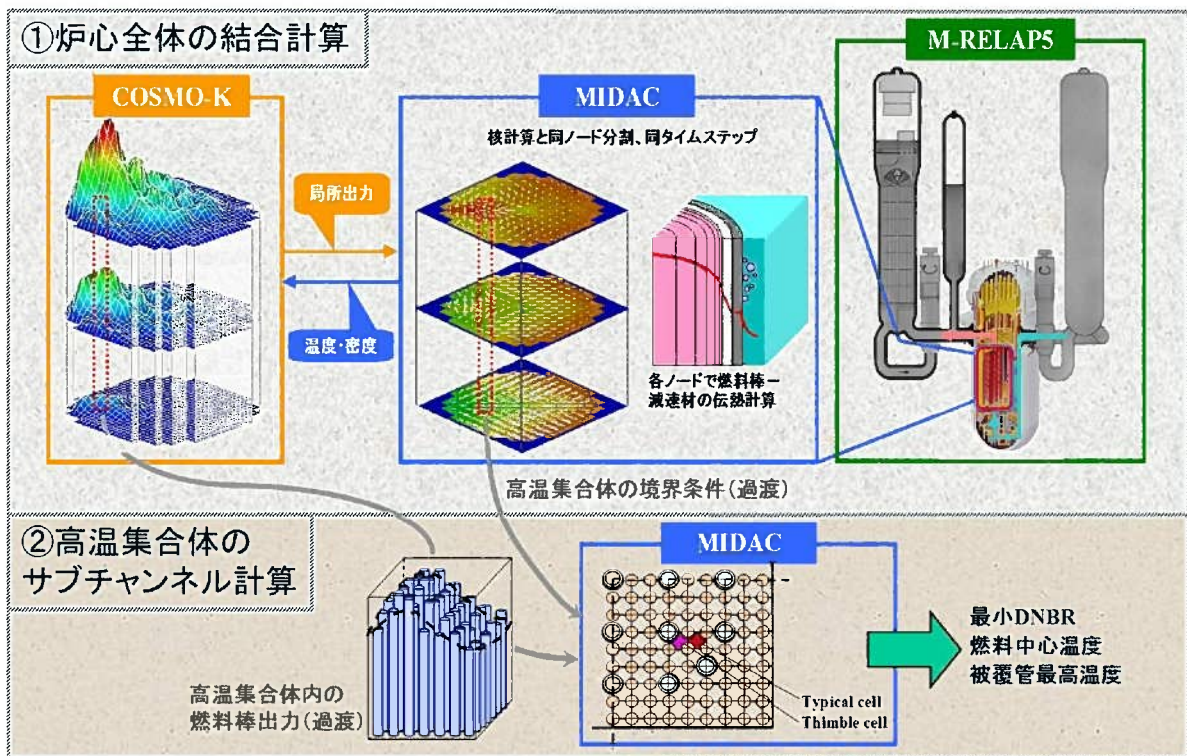


第 3.1.2.2-4 表 重要現象に対する不確かさ(1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器)

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を含める
	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: $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 1 次系圧力: $\pm 0.2\text{MPa}$
	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り、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、SPARKLE-2の評価では高温チャンネルにおいても局所沸騰が生じなかったため、DNBRは相関式では計算されず、有意な値となることはなかった。

従前の安全解析ではDNBRは有意な低下を示しており、最小DNBRの結果に大きな違いが生じているが、これはDNB相関式の違いよりも、第3.1.2.2-3図で示しているように出力(熱流束)がSPARKLE-2により大幅に低下したことが主な要因である。

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が異なるためである。

#### 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。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。

第3.1.2.2-8図のとおり事象進展に伴い $F_{\Delta H}^N$ は増大する方向であることから、SPARKLE-2適用解析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。

これは、SPARKLE-2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(MARVEL)ではこの出力分布の歪み増大の効果を減速材反応度帰還効果に対しては反応度荷重係数で考慮しているものの、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ためである。

なお、SPARKLE-2は炉心3次元動特性モデルを採用していることで炉心状態に応じた出力分布変化が評価されるのに対し、従前の安全解析コード(MARVEL)では炉心1点炉近似モデルが採用されており出力分布は特定の炉心状態を想定した固定条件である。

#### ニ 1次冷却材平均温度について

1次冷却材平均温度の応答の主たる支配要因は、1, 2次系間の伝熱量と1次系内(主に炉心)での発熱量である。

##### 【事象初期】

事象初期に伝熱管上部が一時的にボイド雰囲気になった際にSPARKLE-2適用解析の方が1次系の冷却効果が相対的に低下することから、第3.1.2.2-

4図に示すとおり事象初期における1次冷却材平均温度はSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ高めに推移している。

これは、1, 2次系間の伝熱に関して、従前の安全解析コード(MARVEL)では蒸気発生器内を飽和と仮定して扱っているのに対し、SPARKLE-2は蒸気発生器内の沸騰の状態に応じて伝熱特性が変化するモデルを用いているためである。

#### 【事象中期】

事象中期においては、第3.1.2.2-3図に示される熱流束(炉心での発熱量)が低めである影響を受け、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適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めとなっている。

#### 【事象後期】

1次系の冷却は蒸気発生器ドライアウトまで継続するが、第3.1.2.2-6図及び第3.1.2.2-7図に示すとおり従前の安全解析の方が蒸気発生器ドライアウトによる蒸気放出停止の時間が遅いため、事象後期において、1次冷却材平均温度は従前の安全解析の方がSPARKLE-2適用解析と比べ低めとなっている。

#### ホ 原子炉圧力について

原子炉圧力の応答の主たる支配要因は、1, 2次系間の伝熱量と1次系内(主に炉心)での発熱量である。

1次系の発熱量(熱流束)が小さいSPARKLE-2適用解析の方が、2次側冷却による圧力低下の抑制効果が小さいため、第3.1.2.2-5図に示すとおり原子炉圧力は事象初期の原子炉容器頂部で減圧沸騰が生じた後の応答においてSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めとなっている。

へ 蒸気流量及び蒸気発生器2次側保有水量について

蒸気流量のSPARKLE-2適用解析と従前の安全解析の差は、概ね1次系の熱量(第3.1.2.2-4図の1次冷却材平均温度)に対応して生じたものである。また、蒸気発生器2次側保有水量の差はこの蒸気流量の差に対応している。

第3.1.2.2-6図に示すとおり蒸気流量は補助給水隔離(約649秒)以降において従前の安全解析の方がSPARKLE-2適用解析と比べ大きめとなっている。

これは、従前の安全解析では蒸気発生器2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蒸気発生器伝熱管が冠水しているとみなして伝熱量の低下を抑えるモデルを用いているためである。

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が、高濃度ほう酸水の炉心到達に伴う出力低下に合わせて、出力分布の歪みは再び増加する。



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		55GWd/t 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		0.43 %	同左
即発中性子寿命		21 μsec	同左
減速材反応度帰還効果		解析コードが直接計算 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup> (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		1.8 %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 <sup>※2</sup> )	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		充てん/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		主蒸気流量高と 主蒸気ライン圧力低の一致	同左
ECCS ほう素濃度(燃料取替用水タンク)		2,700ppm	同左
ECCS ほう素濃度(ほう酸注入タンク)		20,000ppm	同左
DNB 相関式		MG-NV 相関式 <sup>※2</sup>	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

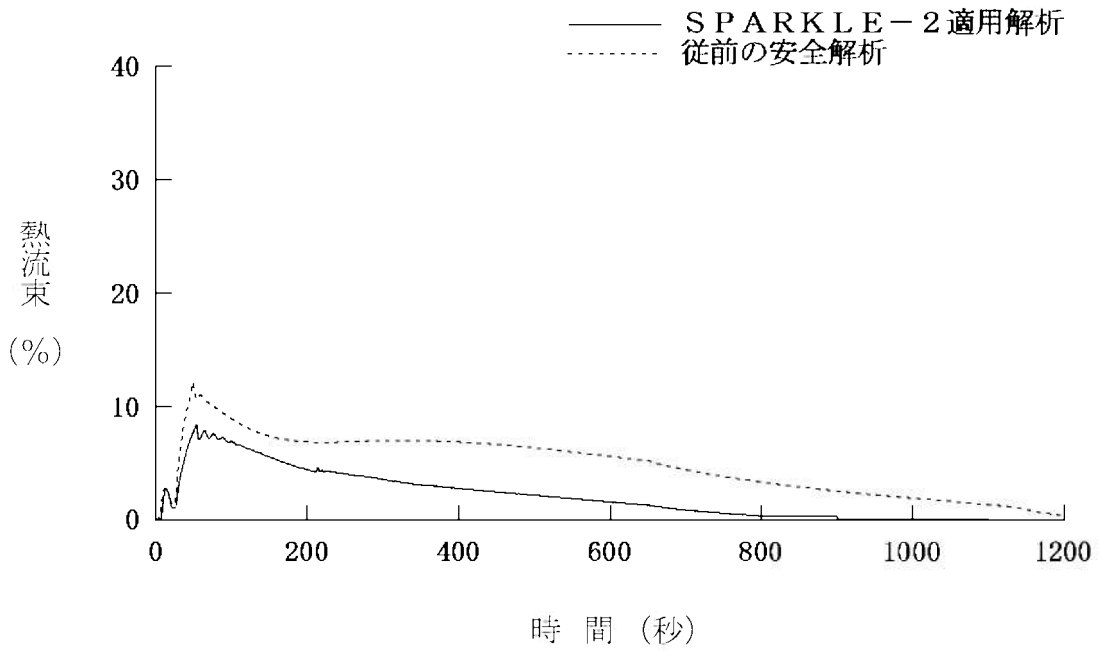
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
主蒸気管破断発生(秒)	0.0	0.0
主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致 ECCS 作動限界値到達(秒)	2.0	2.0
主蒸気隔離弁全閉(秒)	10.0	10.0
充てん／高圧注入ポンプ作動(秒)	17.0	17.0
臨界(秒)	21.6	17.6
高濃度ほう酸水のループ到達(秒)	49.6	47.0
最大熱流束(秒)	53.4	48.5
最小 DNBR(秒)	—※	48.5
破損側蒸気発生器への補助給水停止(秒)	649.0	649.0

※有意に低下しない(局所沸騰が生じず計算されない)

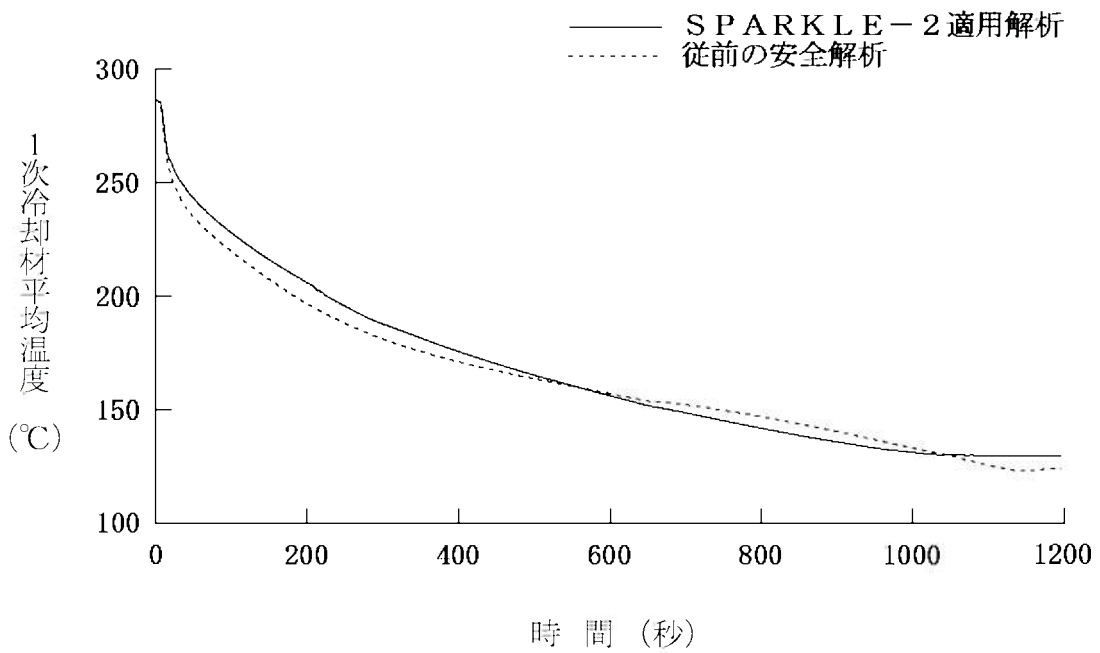
第 3.1.2.2-7 表 「主蒸気管破断」の主要解析結果

	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析	判断基準
最大熱流束(%)	約 8	約 12	—
最小 DNBR	—※ (MG-NV 相関式)	約 2.47 (W-3 相関式)	MG-NV:1.22 W-3:1.30

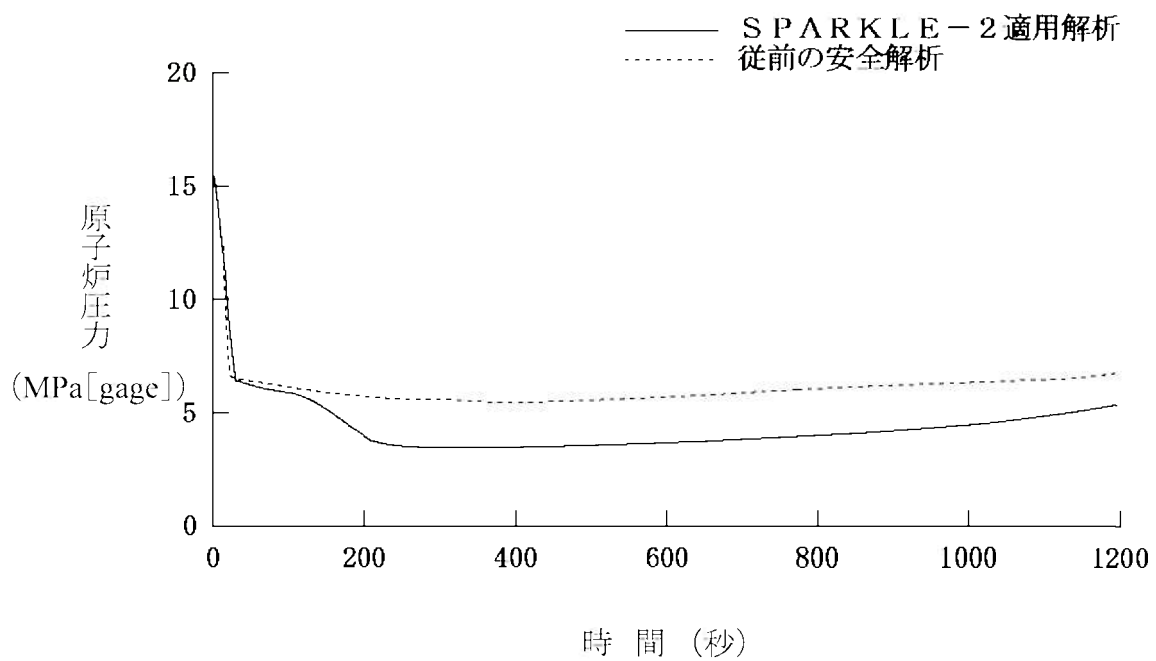
※有意に低下しない(局所沸騰が生じず計算されない)



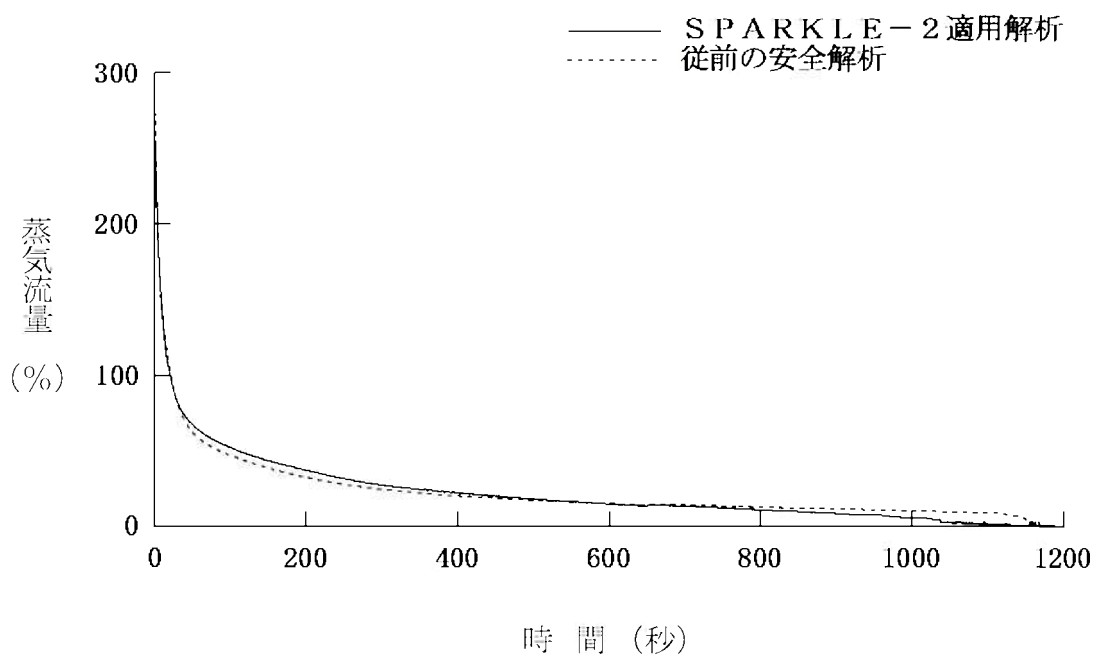
第 3.1.2.2-3 図 「主蒸気管破断」解析結果(1)



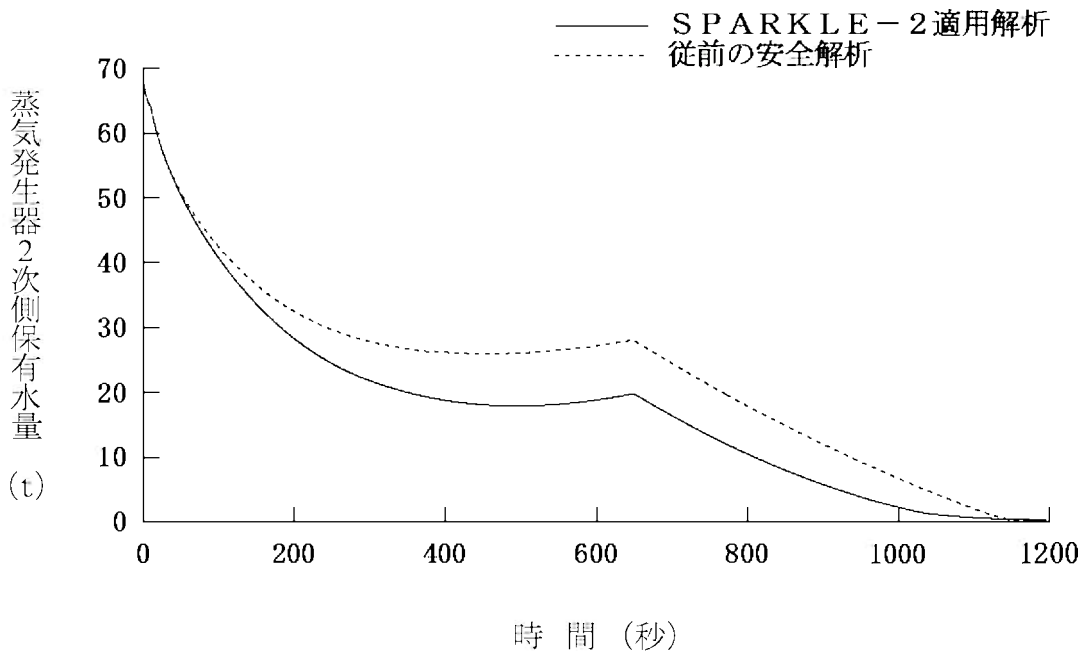
第 3.1.2.2-4 図 「主蒸気管破断」解析結果(2)



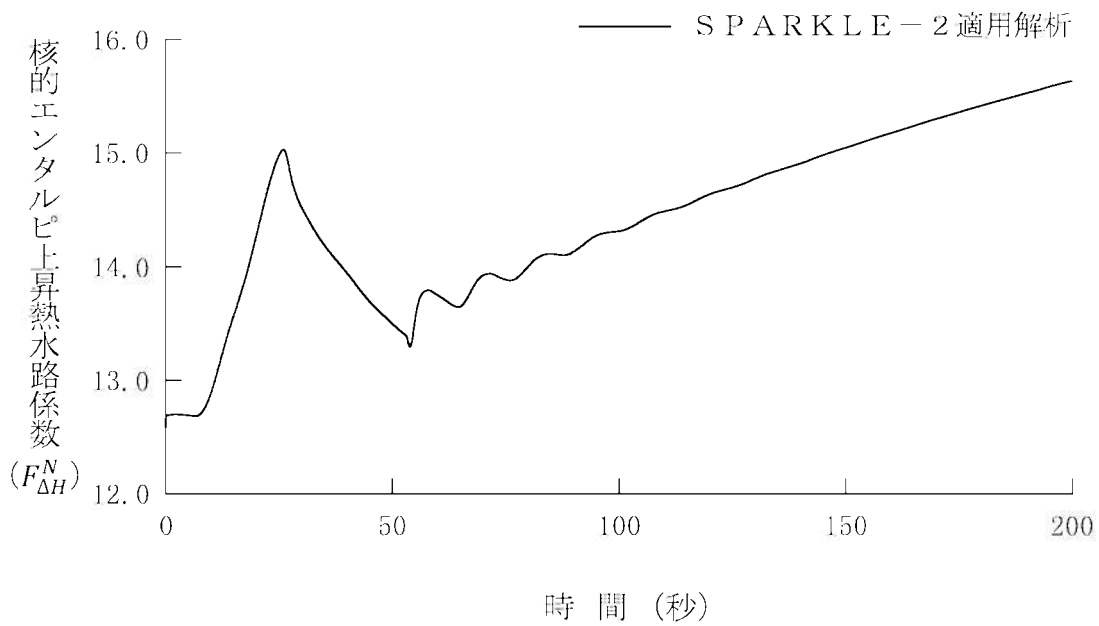
第 3.1.2.2-5 図 「主蒸気管破断」解析結果 (3)



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3.1.2.2-11図に主要なパラメータの過渡応答図を、第3.1.2.2-12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3.1.2.2-13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 $791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ に対してSPARKLE-2適用解析の結果

果は384kJ/kg・UO<sub>2</sub>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12.1kJ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0.2%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、事象開始直後の炉心下端部での変化は中性子束増加への寄与が小さくなる。

【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3.1.2.2-12図及び第3.1.2.2-13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		55GWd/t 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)	1.0 % $\Delta k/k$	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 <sup>-7</sup> %	同左
	1 次冷却材平均温度	288.3 °C	同左
	原子炉圧力	15.20 MPa[gage]	同左
熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> )	制御棒飛び出し後	26	同左
	時間変化	解析コードが直接計算	経時変化モデル <sup>※1</sup>
実効遅発中性子割合		0.43 %	同左
即発中性子寿命		9 $\mu$ sec	同左
減速材反応度帰還効果		解析コードが直接計算 <sup>※2</sup>	同左
ドップラ反応度帰還効果		解析コードが直接計算 <sup>※2</sup>	解析コードが直接計算 <sup>※2</sup> + 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

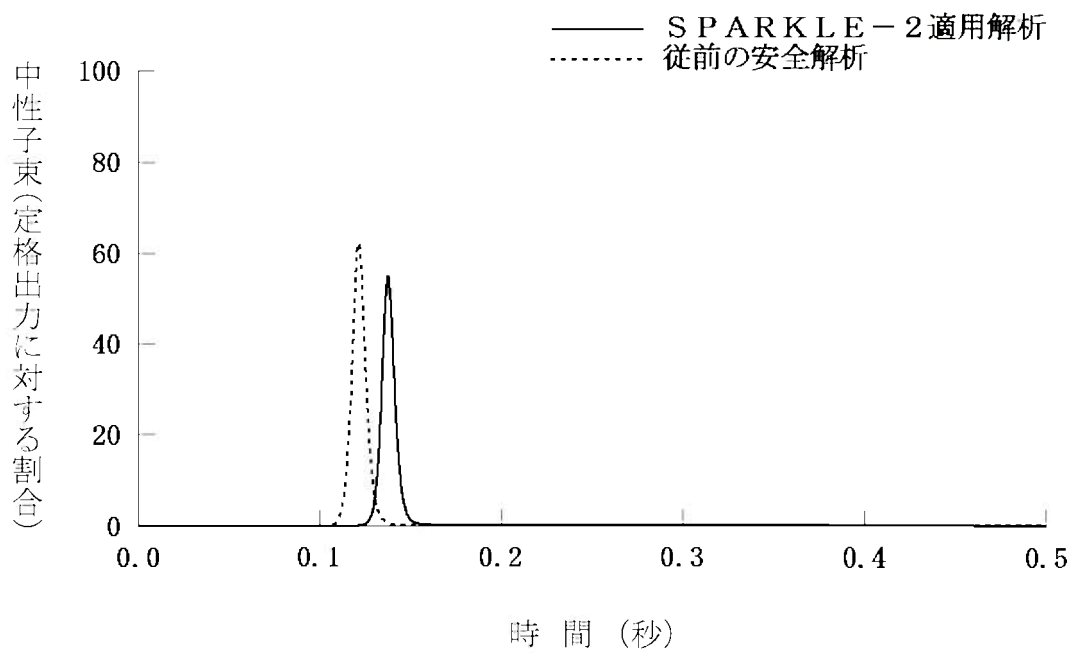
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
出力領域中性子束高トリップ 限界値到達時刻(秒)	0.12	0.11
最大過渡出力時刻(秒)	0.14	0.12
制御棒クラスタ落下開始時刻(秒)	0.62	0.61
ピーク出力部終端時刻(秒)	0.15	0.13
最大燃料エンタルピー時刻(秒)	0.21	1.13

第 3.1.2.2-10 表 「制御棒飛び出し」の主要解析結果

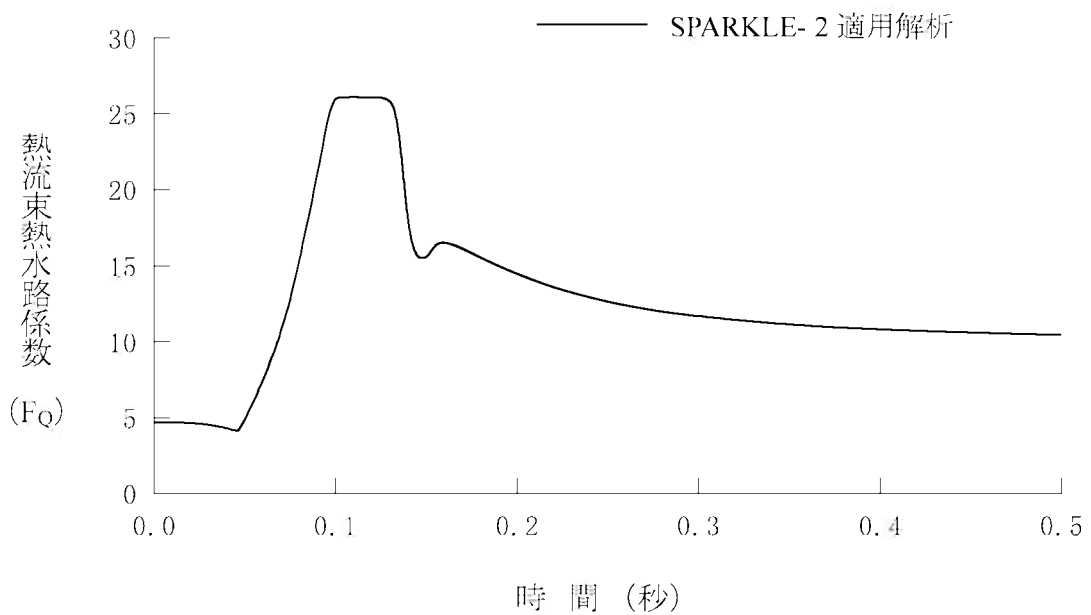
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析	判断基準
最大過渡出力 (定格比)	54.8	62.2	—
燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg・UO <sub>2</sub> )	384	461	791 <sup>※1</sup>
ピーク出力部燃料エンタルピー増分 (kJ/kg・UO <sub>2</sub> )	299	372	—
PCMI 破損及び浸水燃料の破裂 (kg)[炉心での重量割合(%)]	約 19 <sup>※2</sup> [0.02]	約 112 [0.13]	—
PCMI 破損及び 浸水燃料の破裂によって 発生する衝撃圧力の持つ 機械的エネルギー(kJ) [衝撃圧力のもつ機械的エネルギーの原子炉 压力容器の吸収可能な歪エネルギーに対す る比(%)]	12.1 [0.2]	90.5 [1.2]	原子炉圧力 容器の吸収 可能な歪エ ネルギーを上 回らないこ と

※1 圧力波発生限界である 963 kJ/kg・UO<sub>2</sub> (230cal/g・UO<sub>2</sub>) 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、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及び 10wt%ガドリニア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

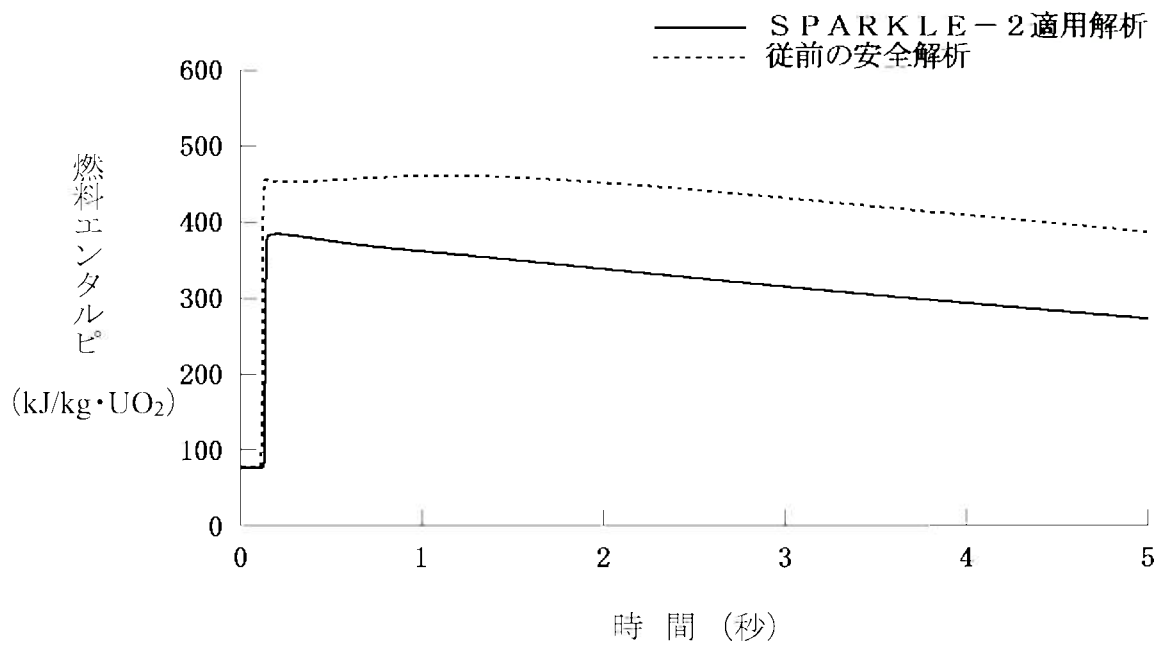


第 3.1.2.2-9 図 「制御棒飛び出し」解析結果(1)

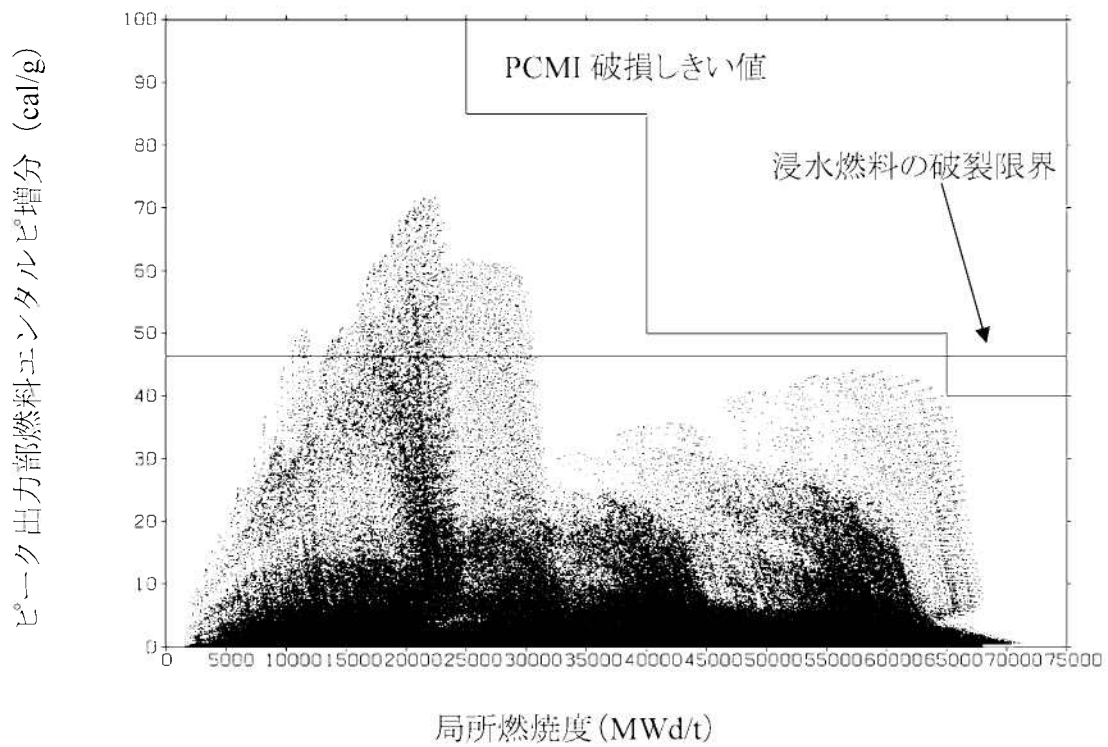


※ 従前の安全解析では F<sub>Q</sub> の時間変化は入力条件であり、過渡解析結果の応答図はない。

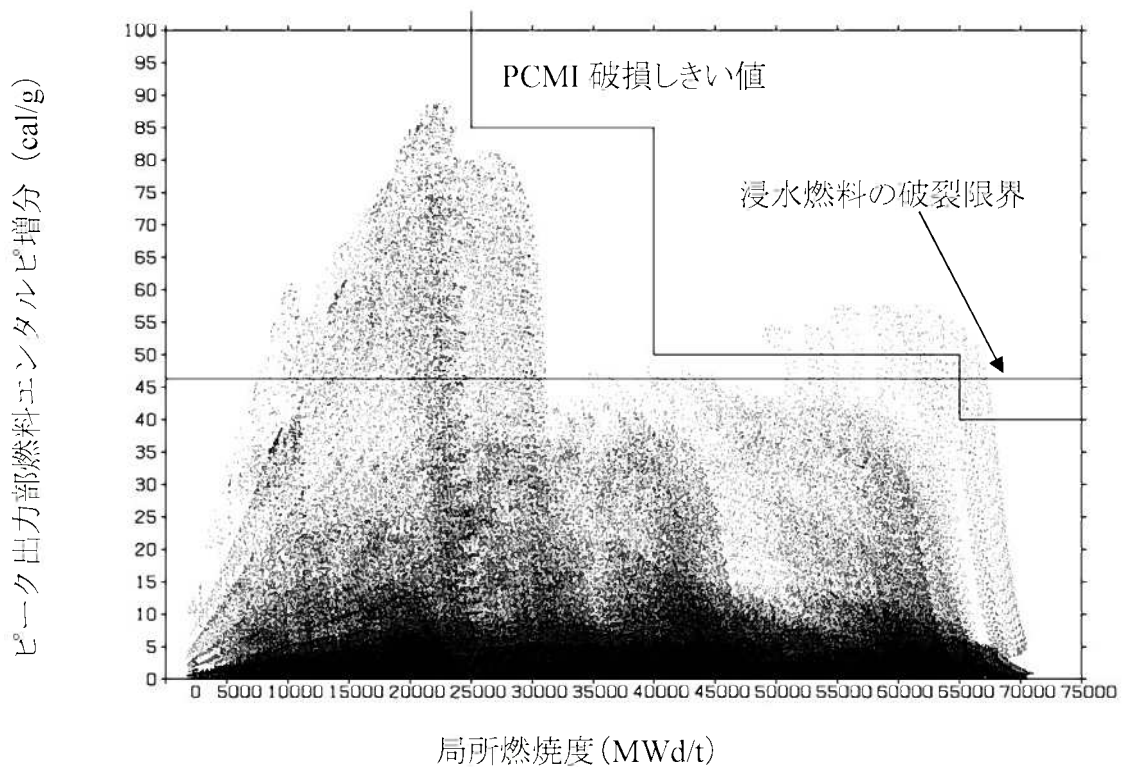
第 3.1.2.2-10 図 「制御棒飛び出し」解析結果(2)



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 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 特定重大事故等対処施設に係る現実的なプラント挙動

#### (1) 概要

特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の原子炉設置変更許可申請において示した保守的な解析に対して、現実的なプラント挙動を把握するために解析条件を見直した評価を実施した。

#### (2) シナリオ選定

特重施設の原子炉設置変更許可申請において示している「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗(全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失、直流電源機能喪失の重畳を考慮)」(以下「特重大LOCA解析(設置変更許可)」という。)のシナリオを対象とした。

本シナリオは、事象進展が早く、特重施設を用いた事故時の防災対応においてベースとなるシナリオであり、同シナリオの現実的な挙動を把握するのは有益と考えられることから選定したものである。

#### (3) 解析条件

特重大LOCA解析(設置変更許可)で使用した解析条件に対して、炉心熱出力・1次系圧力・1次冷却材平均温度等の初期条件に定常誤差を含めない定格値を用い、現実的な値に変更(以下「特重大LOCA解析(現実的な条件)」という。)した。具体的な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

特重大LOCA解析(設置変更許可)に対して、現実的な解析条件を用いていることから、炉心溶融開始は約1分、原子炉容器破損は約31分遅くなる。これは、主に炉心熱出力の初期条件について、特重大LOCA解析(設置変更許可)より特重大LOCA解析(現実的な条件)の方が低く、崩壊熱が小さいことから事象進展が遅くなったと考えられる。

また、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に到達して特重施設によるベントを開始する時間は約17時間遅くなる。これは、崩壊熱が小さいこと、また、特重設備(貯水槽)の容量を現実的な条件としたことにより原子炉格納容器内注入量が大きくなり、特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイの停止時間が遅くなったことから事象進展が遅くなったと考えられる。

#### (6) まとめ

特重施設に係る現実的なプラント挙動を把握するために、原子炉設置変更許可申請において示した解析に対し、解析条件を現実的に見直した評価を実施した。その結果、原子炉設置変更許可申請において示した解析結果より事象進展が遅くなることを確認した。



### 3.1.2.4 重大事故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

重大事故時において、特重施設を活用した場合の効果を確認するために、現状の事故対応手順に基づいた評価を実施した。

#### (2) シナリオ選定

原子炉設置変更許可申請において示しているシナリオのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」のシナリオを対象とした。

本シナリオは、事象進展が早く、Cs-137の放出量の観点で厳しいシナリオであり、事故時の防災対応に資する事象として選定した。

解析は特重施設を構成する設備(以下「特重設備」という。)による代替格納容器スプレイや代替炉心注入を活用した以下のシナリオ(以下「過圧破損(特重活用)基本解析」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。また、特重施設を活用しない格納容器過圧破損事象(現実的な条件)と比較し、Cs-137の放出量評価への影響についても確認した。

##### ・過圧破損(特重活用)基本解析

格納容器過圧破損事象＋特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイ、代替炉心注入＋B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入

なお、特重施設を活用した解析の操作条件の概略を第3.1.2.4-1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)を用いた代替格納容器スプレイ又は代替炉心注入を実施する。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、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による炉心注入開始以降、格納容器スプレイは燃料取替用水タンクを水源とする常設電動注入ポンプから特重設備(貯水槽)を水源とする特重設備(ポンプ)による対応に切り替える。

### (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

主要な解析結果を第3.1.2.4-1表に示す。その他の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

Cs-137の総放出量について、格納容器過圧破損事象(現実的な条件)の評価結果は約3.2TBq(原子炉格納容器貫通部における沈着効果(DF10)を考慮した場合、約0.32TBq)であるが、過圧破損(特重活用)基本解析では、代替格納容器スプレイを早期に実施することにより、事故初期のCs-137の格納容器浮遊量が小さくなることから、約2.5TBq(DF10を考慮した場合、約0.25TBq)と2割程度低減された。

また、格納容器過圧破損事象(現実的な条件)では、炉心注水を実施しないことから、炉心溶融の進展により事象発生約2時間で原子炉容器破損に至っているが、過圧破損(特重活用)基本解析では、炉心注水を実施し、炉心溶融の進展が緩和され、また、特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイを実施することで、燃料取替用水タンクのほう酸水を有効活用できることから、原子炉容器破損に至る時間が約60時間遅くなる。なお、本解析においては、燃料取替用水タンクの枯渇により炉心注水を停止し原子炉容器破損に至っているが、燃料取替用水補助タンク等の活用による炉心注水継続により、原子炉容器破損に至る時間を更に遅延できる可能性がある。

## (6) 炉心注水を優先した場合の影響について

過圧破損(特重活用)基本解析では現状の事故対応手順に基づき特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイを優先して実施したが、現状の事故対応手順と異なる特重設備(ポンプ)による代替炉心注入を優先して実施した場合の感度解析(以下「過圧破損(特重活用)感度解析」という。)を実施した。特重施設を活用した解析の操作条件の概略を第3.1.2.4-1図に示す。

解析条件及び解析結果については参考資料Ⅱに示す。

過圧破損(特重活用)基本解析では、事象発生約62時間後に原子炉容器破損に至っているが、過圧破損(特重活用)感度解析では、事象発生約60時間後に原子炉容器破損に至っている。したがって、より早く炉心注水を実施する過圧破損(特重活用)感度解析の方が早く原子炉容器破損に至っている。過圧破損(特重活用)感度解析は、過圧破損(特重活用)基本解析より早く炉心注水を開始し、溶融炉心の冷却が早くなるため、炉心部燃料の溶融進展は過圧破損(特重活用)基本解析より緩和され、溶融炉心の全量が炉心部に残存する。両シナリオとも、事象発生約53時間後に燃料取替用水タンク水位3%到達により炉心注水が停止し、原子炉容器内水位は低下する。その後、過圧破損(特重活用)基本解析では、炉心注水により冷却されていた下部プレナム内溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドを緩やかに加熱する。一方、過圧破損(特重活用)感度解析では、炉心部から原子炉容器下部ヘッドに落下する比較的高温の溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドを急に加熱する結果、過圧破損(特重活用)基本解析より早く原子炉容器破損に至ったと考えられる。

Cs-137の総放出量については、過圧破損(特重活用)基本解析の評価結果は約2.5TBq(DF10を考慮した場合、約0.25TBq)であるが、過圧破損(特重活用)感度解析では約3.1TBq(DF10を考慮した場合、約0.31TBq)と大きくなる。これは、過圧破損(特重活用)基本解析の方が炉心溶融(事象発生約19分後)の後、早期に特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイを実施(事象発生約30分後)することで、気相部から

Cs-137が早期に除去されるため、事故初期の格納容器浮遊量が小さくなり、放出量が小さくなったと考えられる。

(7) まとめ

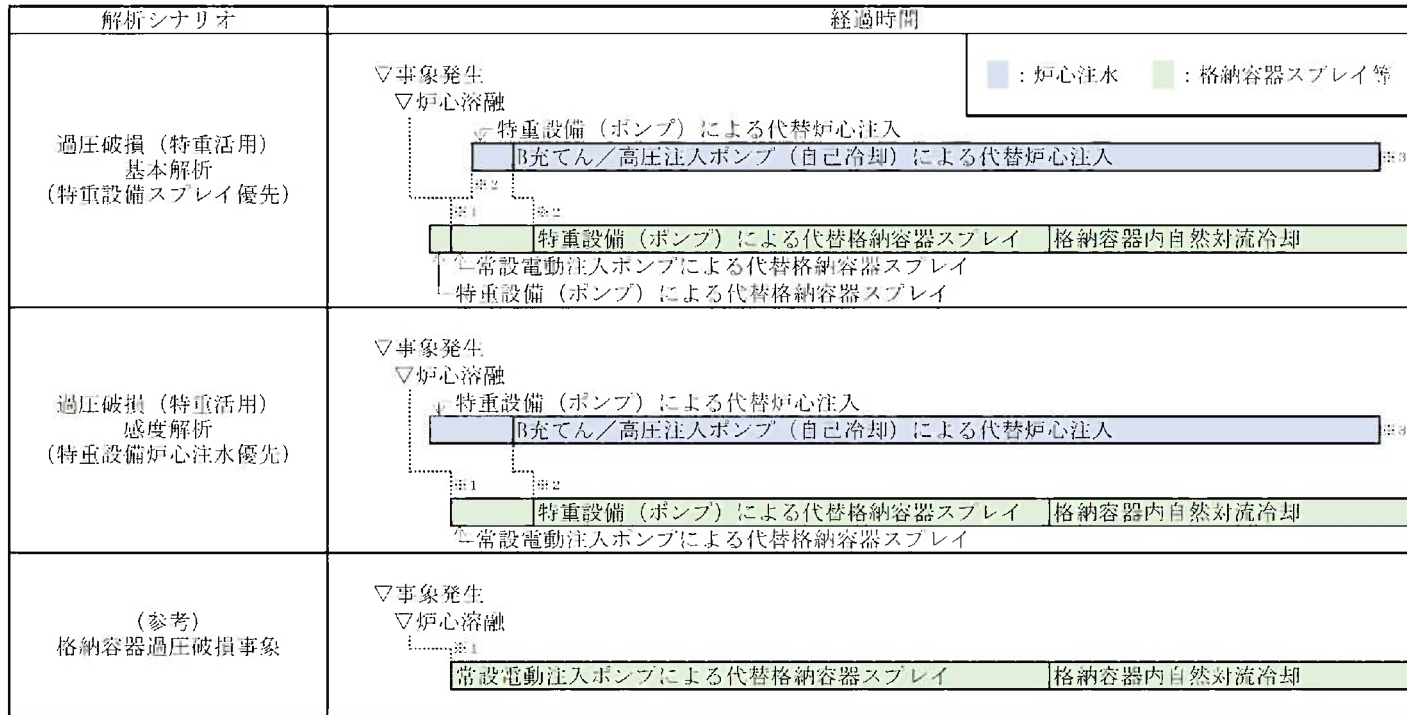
重大事故時において、特重施設を活用した場合の評価を実施し、特重施設を活用しない場合と比較して、Cs-137放出量の低減、原子炉容器破損時間の遅延の効果が確認できた。したがって、早期に準備可能である特重施設を活用する現状の事故対応手順が有効であると考えられる。

現状の事故対応手順と異なる特重施設による代替炉心注入を優先して実施する過圧破損(特重活用)感度解析を実施したが、現状の事故対応手順に基づいた特重施設による代替格納容器スプレイを優先する過圧破損(特重活用)基本解析の方が、Cs-137放出量の低減、原子炉容器破損時間の遅延の効果は大きい。

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 3.1.2.4-1 表 主要な解析結果

項目	過圧破損(特重活用) 基本解析 (特重設備スプレイ優先)	過圧破損(特重活用) 感度解析 (特重設備炉心注水優先)	(参考) 格納容器過圧破損事象
原子炉容器下部ヘッドへの 溶融炉心落下開始	約 1.0 時間	約 57 時間	約 1.0 時間
原子炉容器破損	約 62 時間	約 60 時間	約 2.0 時間
Cs-137 放出量 (DF10 を考慮)	約 2.5TBq (約 0.25TBq)	約 3.1TBq (約 0.31TBq)	約 3.2TBq (約 0.32TBq)



※1：炉心溶融から30分後 ※2：切替時間考慮 ※3：燃料取替用水タンク3%で炉心注水停止

第 3.1.2.4-1 図 特重施設を活用した解析の操作条件の概略