

実用発電用原子炉の安全性向上評価届出に  
係る改善事項に対する取組み状況について  
(川内2号機第4回 安全性向上評価届出時点)

2021年 8月 20日

九州電力株式会社

## ● 安全性向上評価に係る改善事項に対する取組み方針

- 「実用発電用原子炉の安全性向上評価届出に係る改善の考え方」（平成30年1月17日原子力規制庁）に示された、実用発電用原子炉の安全性向上評価届出に係る改善事項（以下「改善事項」という）に対し、対応方針等を明確にするため、当社における今後の改善計画（以下「改善計画」という）を策定した。
- 本資料では、川内2号機第4回安全性向上評価届出書（2021年7月26日提出）における、改善計画に対する対応状況について記載した。
- 改善事項又は改善計画に限らず、今後も継続して安全性向上評価で実施する調査、分析、解析等に対し、各分野における専門家が、これらの内容を判断できる程度の記載となるよう改善に取り組む。

改善が必要な主な事項	対応状況	詳細頁
(1)-No.1 届出書の記載の深さについて、各分野の専門家も含め、広く理解される程度の記載とする。	継続的に改善	3
(1)-No.2 最新の状態 (as is) の記載について、米国のUFSARやIAEA安全ガイド (GS-G-4.1の改訂版 (DS499))等を参考にプラントの最新状態を一つの図書で把握できるように記載する。	対応中	4
(1)-No.3 確率論的リスク評価 (PRA) について、 ○PRAの目的に照らして評価手法の妥当性を判断し、目的に沿ったPRA手法への見直しを行い、その内容を明らかにする。 ○PRAの内容を分析し、その結果を明らかにする。	対応中	5~7
改善が必要なその他の事項	対応状況	詳細頁
(2)-No.1 (第2章) 国内外の最新知見について、結果だけでなく、プロセス等の詳細も記載する。	継続的に改善	8
(2)-No.2 (第2章) 追加措置 (自主設置設備) の記載について、自主的に設置した設備の記載を充実する。	継続的に改善	8
(2)-No.3 (第2章) 届出書全体について、外部評価を活用する。	継続的に改善	9
(2)-No.4 (第3章) 内部事象及び外部事象に係る評価について、結果だけでなく、プロセス等の評価も記載する	対応中	10~11
(2)-No.5 (第3章) 決定論的安全評価について、結論だけでなく、プロセス等の詳細も記載する。	対応中	12~14
(2)-No.6 (第3章) 確率論的リスク評価 (PRA) について、PRAの専門家が実施内容を理解できる程度の記載とする。	継続的に改善	15
(2)-No.7 (第3章) 中長期的な評価について、SSG-25に基づく評価を行い、その考え方と結果を記載する。	対応中	16
自主的な改善事項	対応状況	詳細頁
(3)-No.1 (第3章) 安全裕度評価に関する改善	対応中	17
(3)-No.2 (第4章) 総合的な評価に関する改善	継続的に改善	18

…川内2号第4届届出書にて改善した項目

改善事項	【改善が必要な主な事項 (1)-No.1】（全般） 届出書の記載の深さについて、各分野の専門家も含め、広く理解される程度の記載とする。
改善計画	安全性向上評価で実施する調査、分析、解析等の各分野における専門家が、これらの内容を判断できる程度の記載となるよう改善に取り組む。

## 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

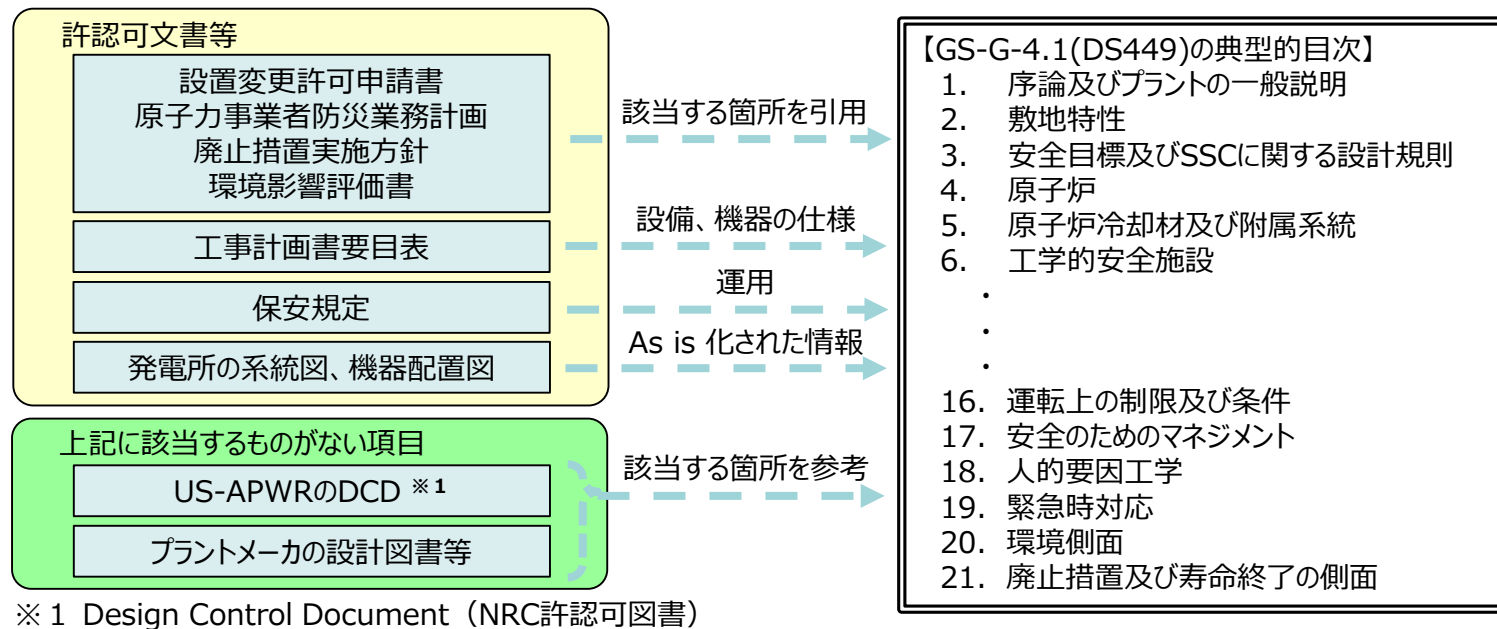
- これまでに提出した届出書にて反映した以下の改善内容について、同様に反映した。

これまでに改善を行った項目		概 要
第2章	2.2.1 保安活動の実施状況	・ 自主的に設置した設備の仕様、運用方針及び教育・訓練に関する記載の充実
	2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見	・ 収集対象とした情報源及びスクリーニング基準に関する記載の充実 ・ 収集した情報、知見に関する記載の充実
	2.5 外部評価の結果	・ 電力各社によるレビューを行い、その結果を反映したことについて追記
第3章	3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価	・ 評価対象とした全事象を記載 ・ 評価に用いた情報・知見に関する記載の充実
	3.1.2 決定論的安全評価	・ 評価で使用している解析コードの更新・不具合情報及び最新知見による評価への影響について追記
	3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）	・ モデル化の範囲、起回事象、モデル化手法、使用するデータに関する記載の充実 ・ 今回の評価と過去に公表している評価との比較を追記
	3.1.4 安全裕度評価	・ モデル化の範囲、起回事象、モデル化手法、使用するデータに関する記載の充実 ・ 今回の評価と過去に公表している評価との比較を追記
	3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価	・ IAEA特定安全ガイドSSG-25に基づく評価を行うまでの計画について追記
第4章	4.2 安全性向上計画	・ RIDMの導入に向けたPRAの基盤整備について追記

改善事項	【改善が必要な主な事項 (1)-No.2】(第1章) 最新の状態(as is)の記載について、米国のUFSARやIAEA安全ガイド(GS-G-4.1の改訂版(DS449))等を参考にプラントの最新状態を一つの図書で把握できるように記載する。
改善計画	DS449に従った第1章を作成する。

## 【川内2号機第4回届出の対応状況】

- IAEA安全ガイドGS-G-4.1(DS449)の典型的目次ごとに、最新の許認可文書等により評価時点(川内2号機; 2021.1.22)における最新のプラント状況を記載した。





## 【今後の改善計画】

- ◇ 「今後検討」と記載した項目について、継続的に記載の充実を図る。

改善事項	【改善が必要な主な事項 (1)-No.3】 (第3章) 確率論的リスク評価 (PRA) について、 <ul style="list-style-type: none"><li>○ PRA の目的に照らして評価手法の妥当性を判断し、目的に沿ったPRA 手法への見直しを行い、その内容を明らかにする。</li><li>○ PRAの内容を分析し、その結果を明らかにする。</li></ul>
改善計画	1) 外部事象のハザードを含め、モデルに含まれている過度の保守性は極力排除する。 2) 電力共通の課題については、産業界全体の取組みとして共同で研究を進める体制を電事連/NRRCを含め構築しており、更なるPRAモデルの高度化を進めていく。

## 【川内2号機第4回届出時点における取組み状況】

- 内部事象出力運転時PRAは、PWR/BWRによる高度化の取り組み等を踏まえ、原子力規制検査運用開始に向けた高度化を実施した。現在は原子力規制庁殿によるPRAモデルの適切性確認を進めて頂いているところである。
- 地震出力運転時PRAについては、現実的な評価を目指し、これまでに現状のフラジリティ評価やシステム評価の課題を抽出・整理しており、解決に向けて取り組んでいる。また、既に明確な課題とされていた課題のうち、継続中となっていた炉心損傷に直結する機器・建屋等の損傷時のシナリオ精緻化の検討についても、PRA結果への影響度の大きさ等から優先度をつけて対応しているところである。  
 スライド 6
- より現実的なハザードを設定するため、確率論的地震ハザードの再評価を実施した。  
 スライド11
- これらの取り組みは引き続き電力大の課題として、電力大研究・原子力リスク研究センター(NRRC)の活用により、より効果的な取り組みとなるよう進めている。

## 炉心損傷に直結する機器・建屋等の損傷時のシナリオ精緻化の検討

地震PRAにおける直接炉心損傷に至るとしている起因事象は、その要因となるSSC 損傷時の影響を保守的に扱くと、地震PRA結果を過大に評価し、現実的な地震リスクを評価できなくなる可能性がある。

### <課題に対する検討>

現状の地震PRAモデルにおいて直接炉心損傷に至るとしているシナリオのうち、保守性を含むシナリオの例を下表のとおり抽出した。

シナリオ (例)	現状の想定・課題	精緻化の方策の例
①SG伝熱管破損シナリオ	SG伝熱管破損本数ごとのフラジリティを評価できないことから、SG伝熱管破損は全数破損を想定し、CVバイパスにより直接炉心損傷に至る事象としている。	<ul style="list-style-type: none"> <li>○フラジリティ評価上の課題 SGへの入力に対して、損傷する伝熱管の本数を不確実さも含めて検証し、伝熱管の損傷規模（損傷本数）に対応するフラジリティ評価を行う。</li> <li>○システム評価上の課題 SG伝熱管の破損本数や破損基数をパラメータとし、また他の起因事象との重畳も考慮した成功基準解析を実施し、緩和シナリオを明確にする。</li> </ul>
②原子炉容器破損シナリオ	原子炉容器支持構造物の損傷が発生すると原子炉容器に予期しない振動が発生することで1次冷却材管や炉内構造物を損傷させることにつながると想定し、直接炉心損傷に至る事象としている。	<ul style="list-style-type: none"> <li>○フラジリティ評価上の課題 原子炉容器への入力の大さに対する各支持構造物部材の損傷程度と損傷程度に応じた1次冷却材管や炉内構造物応答の変化を検証し、1次冷却材管や炉内構造物のフラジリティ評価を行う。</li> </ul>

これらのシナリオが持つ保守性は、システム評価及びフラジリティ評価において評価技術が成熟していないものであるものの、安全性向上評価の目的を踏まえると精緻化を検討していく必要があると考えており、PRA結果への影響度の大きさ等から優先度をつけて対応していきたいと考えている。

## 今後の改善計画（第7回会合資料再掲）

届出時期 項目	～2019年度	2020年度	2021年度	2022年度	2023年度～
主なスケジュール		▽ 原子力規制検査本格運用開始 ▽ 玄海3号機初回届出 ▽ 玄海4号機初回届出	▽ 川内1号機4回届出 ▽ 川内2号機4回届出	▽ 川内1号機5回届出 ▽ 川内2号機5回届出	
	RIDM導入※1・フェーズ1 （既存ツールを用いたリスク情報活用 実践による機能の整備及び仕組みの 構築等）				
	フェーズ2（改善及び活用範囲拡大）				
内部事象PRA	モデル高度化（高度化内容を段階的に反映）				
地震PRA	評価手法高度化※2				
	評価技術の個社適用検討				
津波PRA	評価手法高度化※2				
	評価技術の個社適用検討				
内部溢水PRA※3	パイロットプラントによる試行				
	適用性確認 評価技術の個社適用検討				
内部火災PRA※3	研究開発				
	パイロットプラントによる試行・適用性確認				
レベル2PRA	評価手法高度化※2※3				

※1 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」（2020年6月19日電気事業連合会公表）に基づく計画  
 ※2 原子力研究センター（NRRC）の研究の進捗を踏まえて、適宜、評価モデルに取り込むとともに、届出に反映  
 ※3 「NRRC研究ロードマップ」（2020年7月22日NRRC公表）に基づく計画



改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.1】 (第2章) 国内外の最新知見について、結果だけでなく、プロセス等の詳細も記載する。
改善計画	最新知見に係る評価のインプットとして安全を高める知見（メーカー提案等）を取り込む。

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- これまでに提出した届出書にて反映した以下の改善内容について、同様に反映した。
  - ・ 収集対象とした情報源及びスクリーニング基準に関する記載の充実
  - ・ 収集した情報、知見に関する記載の充実（反映不要新知見を追記、反映要否の検討状況を追記）
  - ・ 最新知見に係る評価のインプットとして、メーカー提案を追加

改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.2】 (第2章) 追加措置（自主設置設備）の記載について、自主的に設置した設備の記載を充実する。
改善計画	多様性拡張設備及び自主的に設置した設備の、仕様及び運用方針並びに教育・訓練について記載する。

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- 評価期間中において、追加された自主設置設備はなかったことから、当該記載箇所については、前回届出書と同様の内容を記載している。

改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.3】(第2章) 届出書全体について、外部評価を活用する。
改善計画	<ul style="list-style-type: none"><li>○ 外部有識者の客観的かつ第三者的な視点により、専門的・技術的観点から議論を深めるとともに、その視点を更なる安全性向上に活かすことを目的に、安全性向上評価の骨子に関する大所高所からの外部評価について、今後も実施する。</li><li>○ 評価、調査・分析・解析等が広く理解されるものとなるよう、記載が適切であるかの観点での届出書全体についての外部評価は、電力間レビューにより実施していく。</li></ul>

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- 外部評価として、下記項目を実施し、その結果を反映した。

- ・ 電力間レビュー
- ・ 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会※1

※1 外部有識者※2により原子力の安全性向上の取組み状況（PRA 等による原子力発電のリスクの分析・評価など）をモニタリングし、より専門的・技術的観点から議論を深めるとともに、その視点を、更なる安全性向上に活かすことを目的とした外部評価。

※2 川内2号機第4回届出においては、以下の方（敬称略）に評価して頂いた。

野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター センター長）

出光 一哉（九州大学大学院 工学研究院 教授）

高田 孝（日本原子力研究開発機構 システム安全解析評価グループ グループリーダー）


天日 美薫（九州環境管理協会 技術部 品質管理課長）

藤本 望（九州大学大学院 工学研究院 教授）

松田 尚樹（長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授）

改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.4】(第3章) 内部事象及び外部事象に係る評価について、結果だけでなく、プロセス等の詳細も記載する。
改善計画	1) 特定重大事故等対処施設(以下、「特重施設」という)の設置後の届出時に実施するPRAに併せて、最新の解析手法を採用したハザード解析を実施する。この場合、その手法の妥当性について併せて記載する。 2) 設置変更許可で対象外とした内部事象及び外部事象も含めた評価を、SSG-25に基づく評価時に実施する。

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- 特重施設の設置後の届出時に実施するPRAに併せて、より現実的なハザードを設定するため、確率論的地震ハザードの再評価を実施した。  
 [スライド 11](#)
- 以下の内容について、SSG-25に基づく評価に合わせて内部事象及び外部事象に係る評価の記載を充実した。
  - SSG-25に記載の“代表的な内部ハザード”及び“代表的な外部ハザード”のリストを参考に、当該敷地の立地条件を踏まえ、川内原子力発電所において確認すべきと考えられるものを対象に記載した。
  - 外部事象のうち、敷地特性(敷地概況、敷地周辺の地形)、気象(最高気温、落雷)、社会環境(人口分布)、天文(隕石、太陽フレア・磁気嵐)等について、記載項目を充実した。
  - 気象学的ハザードについて、気候変動についての知見収集を行い、気候変動の影響を踏まえてもハザードの想定に見直しの必要がないことを確認した。

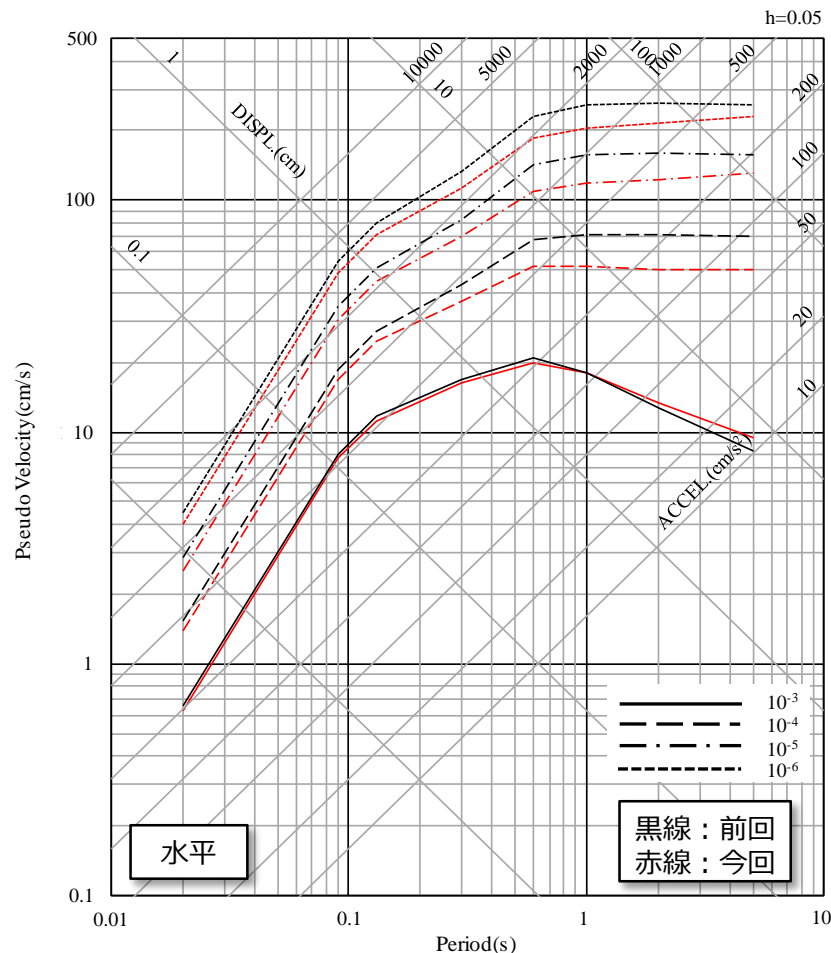
## ●川内2号機第4回届出書における確率論的地震ハザードの再評価

- 確率論的地震ハザード評価については、より現実的なハザードを設定するため、前回評価(第1回届出)に対して、震源モデルや地震動伝ばモデルに関する不確かさをロジックツリーの分岐に追加した。
- 年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルは前回評価 (第1回届出) に対して低減する傾向。

ロジックツリーの分岐に考慮した不確かさの例  
(飢断層帯飢区間による地震)

モデル	ロジックツリーの分岐に考慮した不確かさ
震源モデル	・ 基本モデル (L40.9km, 傾斜角90度)
	・ 不確かさ考慮モデル (L40.9km, 傾斜角60度)
	・ 不確かさ考慮モデル (L43.0km, 傾斜角90度)
	・ F-A断層, F-B断層の個別活動 (L18.3km, 14.9km), 傾斜角90度
地震動伝ばモデル	・ F-A断層, F-B断層の個別活動 (L18.3km, 14.9km), 傾斜角60度
	・ Noda et al. (2002) による距離減衰式
	・ 断層モデルを用いた手法による地震動評価

□ : 前回評価に対して、追加した分岐



一様ハザードスペクトルの比較

改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.5】(第3章) 決定論的安全評価について、結論だけでなく、プロセス等の詳細も記載する。
改善計画	不確かさを考慮した最適評価 (BEPU) 手法を含めた最新の評価手法の調査を継続し、決定論的安全評価への適用を検討していく。

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- 不確かさを考慮した最適評価(BEPU)手法を含めた最新の評価手法の調査として、最適評価が可能な解析コードであるSPARKLE-2を設計基準事故に適用し、より現実的な挙動を確認した評価結果を記載した。

 スライド 13

## ● 不確かさを考慮した最適評価 (BEPU) 手法

- ▶ 不確かさを考慮した最適評価(BEPU)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」(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続き検討する。
- ▶ 設計基準事故における現実的な挙動の把握
  - ・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SPARKLE-2※<sup>1</sup>は、最適評価が可能な解析コードであり、このSPARKLE-2を設計基準事故に適用し、より現実的な挙動を確認した。
  - ・**SPARKLE-2の解析結果は、従前の安全解析結果と比べ大きく緩和されており、判断基準に対し更なる余裕を有することが確認できた。**

### ✓主な解析結果

#### 【主蒸気管破断※<sup>2</sup>】

- ⇒出力(熱流束)が従前の安全解析に比べて低下(熱流束最大:約12%↓約8%)
- ⇒従前の安全解析は局所沸騰が生じていたが、DNBR相関式の違いよりも主にSPARKLE-2※<sup>1</sup>を用いることによる効果により、**局所沸騰が生じなかった**

#### 【制御棒飛び出し※<sup>2</sup>】

- ⇒燃料エンタルピが従前の安全解析結果に比べて低下(461↓384kJ/kg・UO<sub>2</sub>)
- ⇒**燃料破損により発生する機械的エネルギーが低下(90.5↓12.1kJ)**  
(PCMI(燃料ペレット/被覆管機械的相互作用)破損は起こらず浸水燃料の破裂のみ)

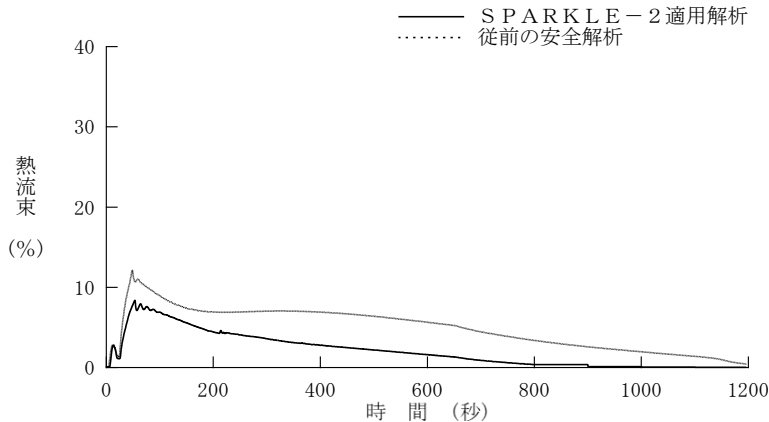
※1 SPARKLE-2:三菱重工業(株)が開発した1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コード

※2 SPARKLE-2の3次元炉心動特性の特徴が表れやすい事象として、炉内流動が偏る事象(主蒸気管破断)、炉心出力分布が歪む事象(制御棒飛び出し)を選定

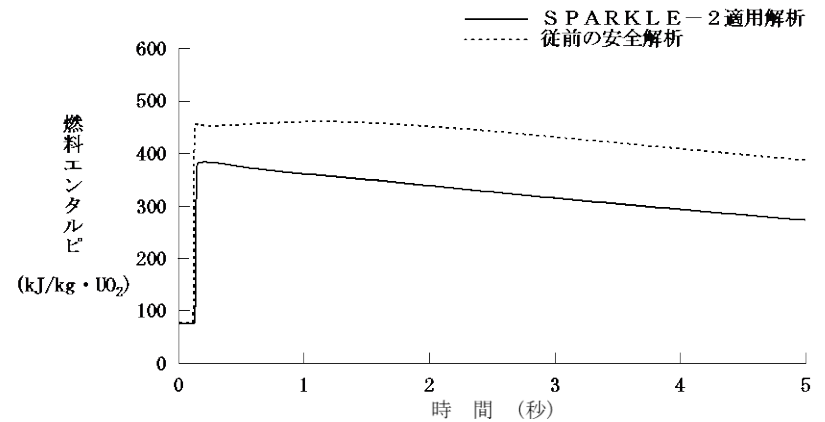
## SPARKLE-2コード主要解析結果

対象事象	項目	SPARKLE-2適用解析	従前の安全解析	判断基準
主蒸気管 破断	熱流束最大 (%)	約8	約12	—
	最小DNBR	<b>局所沸騰せず</b> (MG-NV相関式)	約2.47 (W-3相関式)	MG-NV※ : 1.22 W-3 : 1.30
制御棒 飛び出し	燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg・UO <sub>2</sub> )	384	461	791 (圧力波発生限界)
	PCMI破損及び浸水燃料の破裂(kg) [炉心での重量割合(%)]	約19[0.02] (PCMI破損なし)	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)	<b>12.1</b>	90.5	$7.3 \times 10^3$ (原子炉圧力容器が吸収可能な歪みエネルギー)

※ MG-NV相関式は、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DNB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）に比べてより精緻な予測が可能となっており、DNBR制限値が1.22に下がっている。



「主蒸気管破断」解析結果 (熱流束)



「制御棒飛び出し」解析結果 (燃料エンタルピー)

改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.6】(第3章) 確率論的リスク評価 (PRA) について、PRA の専門家が実施内容を理解できる程度の記載とする。
改善計画	安全性向上評価で実施する調査、分析、解析等の各分野における専門家が、これらの内容を判断できる程度の記載となるよう改善に取り組む。

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- これまでの届出で反映した以下の改善内容について、同様に反映した。
  - モデル化の範囲、起因事象、モデル化手法、使用するデータに関する記載の充実
  - 過去に公表しているPRAから変更した内容、変更理由、手法の妥当性及び結果の変化に関する分析の実施
  - 地震PRAにおける条件付炉心損傷確率が1となる加速度領域までの評価の実施
  - 被ばく評価について、評価目的に照らし記載の充実・改善を実施



改善事項	【改善が必要なその他の事項 (2)-No.7】(第3章) 中長期的な評価について、SSG-25 に基づく評価を行い、その考え方と結果を記載する。
改善計画	○ 新規制基準への適合性審査合格後約5年の運転経験が蓄積する、特定重大事故等対処施設の設置後の届出時に実施する。 ○ 評価に使用したインプット、得られたアウトプット、その判断根拠を記載する。

### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- 特重施設の運用開始に伴う評価に併せ、IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25「原子力発電所の定期安全レビュー」に基づき、以下の安全因子 (SF; Safety Factor) 毎に、最新の国内外の知見等を参考にプラントの安全性についてレビューし、今後実施すべき改善事項を抽出した。

#### 〈安全因子〉

- SF1 : プラント設計
- SF2 : 安全上重要なSSC\*の現状
- SF3 : 機器の性能認定
- SF4 : 経年劣化
- SF5 : 決定論的安全評価
- SF6 : 確率論的リスク評価 (PRA)
- SF7 : ハザード解析
- SF8 : 安全実績
- SF9 : 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用
- SF10 : 組織、マネジメントシステム及び安全文化
- SF11 : 手順
- SF12 : 人的要因
- SF13 : 緊急時計画
- SF14 : 環境への放射線影響

\* : 構築物、系統及び機器

### IAEA Safety Standards

for protecting people and the environment

### Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants

Specific Safety Guide

No. SSG-25



改善事項	【自主的な改善事項 (3)-No.1】 (第3章) 安全裕度評価に関する改善
改善計画	1) 津波に対する評価に、フラジリティの適用を検討する。 2) 地震・津波の随伴事象、火山噴火、竜巻、雷等、その他の外部事象に対する安全裕度評価を実施する。 3) モデルに含まれている過度の保守性は極力排除する。 4) クリフエッジエフェクトを防止（緩和）するために実施可能な措置を多様化する。

#### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

- 特重施設の供用開始に伴い、主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目し、特重施設の活用によるリスク低減効果を確認した結果、クリフエッジシナリオの起因事象が発生した場合、特重施設を活用することで、格納容器機能喪失を防止する成功パスが多様化された。
- 炉心損傷防止対策を含む特重施設の重大事故等への活用を踏まえた評価については、川内2号機第6回届出時に実施する。

改善事項	【自主的な改善事項 (3)-No.2】 (第4章) 総合的な評価に関する改善
改善計画	安全性向上評価で実施する調査、分析、解析等の各分野における専門家が、これらの内容を判断できる程度の記載となるよう改善に取り組む。

#### 【川内2号機第4回届出書における対応状況】

内容を判断できる程度の記載となるように、継続的に取組みを行っている。

なお、RIDMプロセスの構築については、以下のとおり、取組みを行っている。

- リスク情報の活用を行う項目の検討を行い、2020年4月よりRIDMプロセスを運用開始した。
- 川内1号機第1回届出書の補正(2018年3月30日提出)において記載した計画に基づき、引き続き PRA に係る情報活用の取組みを継続する。

第7回、第8回 実用発電用原子炉の安全性向上評価の  
継続的な改善に係る会合における意見交換を踏まえた今後の取組み

カテゴリ	今後検討となっている事項	今後の取組方針
全般	他社の安全性向上策の水平展開スキームについて	自社へ反映する必要があるか検討を行っているが、明示的なスキームとなっていないため、届出書への記載を含め検討する。
PRA	条件付炉心損傷確率、条件付格納容器破損確率といった指標を用いた評価の検討について	川内1/2号機第5回以降の届出にて検討予定。玄海3/4号機については、特重施設の設置状況を踏まえて、2022年度以降の届出にて検討予定。
PRA	DB/SA設備が使えない場合における特重施設のシステム信頼性評価について	川内1/2号機第5回以降の届出にて検討予定。玄海3/4号機については、特重施設の設置状況を踏まえて、2022年度以降の届出にて検討予定。
ST	津波の安全裕度評価の高度化について	津波評価に関する最新知見を引き続きフォローし、より現実的な評価手法について適用を検討する。
被ばく	希ガス、よう素、セシウム等の線量への寄与が大きい核種上位5核種などを今後の届出で記載することについて	川内1/2号機第4回届出にて記載。玄海3/4号機については、特重施設の設置状況を踏まえて、2022年度以降の届出にて記載予定。