

川内原子力発電所の安全性向上評価におけるPRAについて

PRA in Safety Improvement Assessment on Sendai Nuclear Power Station

九州電力(株)	山田 真也	Shinya YAMADA	Non-Member
九州電力(株)	井上 政春	Masaharu INOUE	Non-Member
九州電力(株)	河辺 幸成	Yukinari KAWABE	Non-Member
九州電力(株)	平塚 大悟	Daigo HIRATSUKA	Non-Member

Sendai Nuclear Power Station is the first one in Japan which has restarted the units under new regulatory requirements after Fukushima-Daiichi Nuclear Disaster. For these restarted units, Safety Improvement Assessment is mandated to be conducted every outage by the new regulatory requirements. The assessment shall be reported to Nuclear Regulatory Authority (NRA) and disclosed on the Web. Kyushu Electric Power Company submitted the assessment report including Probabilistic Risk Assessment (PRA) to NRA for Sendai unit 1 and 2 in compliance with this requirement.

This paper describes the overview of PRA in Safety Improvement Assessment on Sendai Nuclear Power Station.

Keywords: Safety improvement, Safety analysis report, Probabilistic Risk Assessment, Risk Informed Decision Making

1. はじめに

川内原子力発電所1号機は、「新規制基準への適合性審査」に国内で初めて合格、平成27年9月に通常運転に復帰、その後、約13か月間、安全・安定運転を続けた。平成28年10月から施設定期検査を開始し、平成29年1月に終了、通常運転に復帰した。

再稼働した原子炉施設は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき、施設定期検査終了毎に、施設定期検査終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後6ヶ月以内に安全性向上評価を実施し、その後、原子力規制委員会に遅滞なく届け出ることとされており、当社は国内で初めて平成29年7月6日に川内1号機の初回届出を行い、この結果を公表した。川内2号機についても再稼働後、施設定期検査を平成29年3月に終了したことから、同様に、安全性向上評価を平成29年9月25日に届け出、公表した。

安全性向上評価では「保安活動の実施状況調査」、「確率論的リスク評価(PRA)」、「安全裕度評価」及び「総合評価」を実施している。本稿では、このうちPRAの概要を紹介する。

連絡先:山田真也、〒810-8720 福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号、九州電力(株) 原子力発電本部 リスク管理・解析グループ、
E-mail: Shinya_Yamada@kyuden.co.jp

2. 評価対象

2.1 プラント状態

今回実施したPRAでは、施設の脆弱性を把握し、自主的・継続的な安全性向上を図るという目的から、施設の現状を踏まえた評価を実施するため、新規制基準の施行前より自主的に整備していた安全対策に加え、新規制基準に基づき整備したシビアアクシデント対策を考慮した。

2.2 評価対象範囲及び評価指標

当社は、従前から定期安全レビュー(PSR)及び重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際してPRAを実施している。これらの実績、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」^[1]の記載内容及び評価手法の成熟状況を踏まえ、以下の範囲及びリスク指標を評価対象とした。なお、評価に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会より発行されている各種PRA実施基準を参照した。

<評価対象範囲>

- ・内部事象出力運転時(レベル1及びレベル2)
- ・内部事象停止時(レベル1)
- ・地震出力運転時(レベル1及びレベル2)

- ・津波出力運転時（レベル1及びレベル2）
- <評価対象リスク指標>
- ・炉心損傷頻度（CDF）
 - ・格納容器機能喪失頻度（CFF）
 - ・事故時のセシウム137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度
 - ・格納容器健全時の敷地境界における実効線量

3. 評価結果

川内1号機の各事象に対するCDF及びCFFを図1、図2にそれぞれ示す。ここでは、新規規制基準の施行前より自主的に整備していた安全対策及び新規規制基準に基づき整備したシビアアクシデント対策（SA対策）がないと仮定した場合との比較の形で示しており、SA対策によるリスクの低減効果が確認できた。なお、事故が発生し、格納容器機能喪失に至る場合にはセシウム137の放出量が必ず100TBqを超えると考え、その発生頻度はCFFと同じとした。

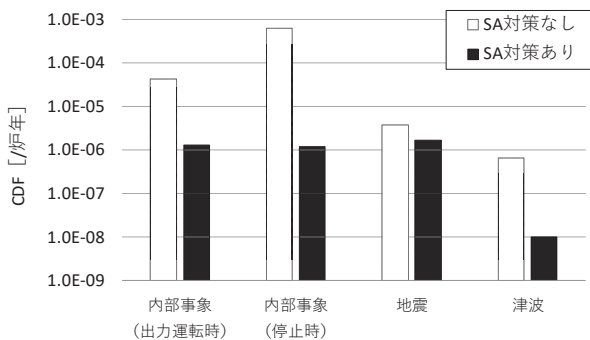


図1 CDF 評価結果

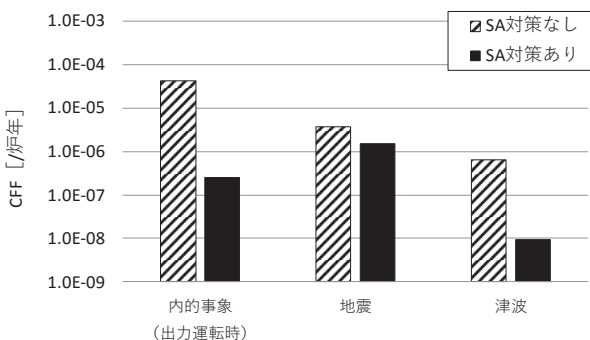


図2 CFF 評価結果

4. 安全性向上対策の抽出

当社は、PRAを施設における相対的な脆弱点を把握するためのツールと考えており、今回はFV重要度*を活用して結果を分析し、得られた脆弱点に対する安全性向上対策を抽出した。

内部事象PRAでは、事故時の人的過誤が重要な事象として抽出されたことから、重要シナリオに対する教育・訓練を強化することにより事故時の対応能力向上を図ることとした。また、地震PRAでは、アナログ式のメタクラ保護継電器の損傷が重要となっていることから、保護継電器をデジタル式に更新することにより耐震信頼性の向上を図ることとした。

（表1参照）

*: 各機器の故障等がCDF、CFFに寄与する割合

表1 PRAの結果から抽出した安全性向上対策

安全性向上対策	期待される効果
重要シナリオに対する教育・訓練の強化	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、事故時の対応能力を向上させる。
メタクラ保護継電器のデジタル化	耐震信頼性の向上及び地震時のCDF、CFFの低減に期待できる。 (CDF (1/年) : 1.7E-6→8.5E-7) (CFF (1/年) : 1.5E-6→6.3E-7)

5. まとめ

川内原子力発電所の第1回安全性向上評価のうち、PRAの概要について紹介した。今後も施設の脆弱点を把握するために、PRAの不確実性や保守性の排除を目指し、PRAの高度化に向けた取り組むことで、自主的・継続的な安全性向上へ繋げていく。

なお、今回のPRAから得られたリスク重要度は、川内原子力発電所の保全プログラムにおける保全重要度の設定に活用している。

参考文献

- [1] 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”、平成29年3月29日