

東海第二発電所  
新規制基準への適合性に係る  
主な変更点について

平成30年4月27日  
日本原子力発電株式会社

# 説明項目

これまでの審査会合での説明内容から基本設計を変更，追加又は明確化する事項について，報告する。また，隣接事業所敷地関連の合意文書に係る隣接事業所との協議の状況を報告する。

本日も説明

分類	No.	説明項目	区分	関連条文	頁
有効性 評価	1	LOCA時注水機能喪失における事故条件(破断面積)設定の明確化	明確化	37条	P1
	2	原子炉冷却材の流出における評価条件の変更	変更	37条	P2
設備・ 手順	3	原子炉スクラム時にATWSが発生した場合におけるSLC注入手順の追加	追加	44条、技術的能力1.1	
	4	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系(RCIC)起動操作の追加	追加	45条、技術的能力1.2	
	5	SRV(改良EPDM)の耐環境性向上のための取組みについて	(報告)	46条、技術的能力1.3	
	6	電源構成について	(報告)	57条、技術的能力1.13	
その他	7	隣接事業所敷地の管理等の対応状況について	(報告)	—	

# 1. LOCA時注水機能喪失における事故条件(破断面積)設定の明確化

## (1) 内容

LOCA時注水機能喪失における事故条件(破断面積)設定の考え方について、以下のとおり明確化した。

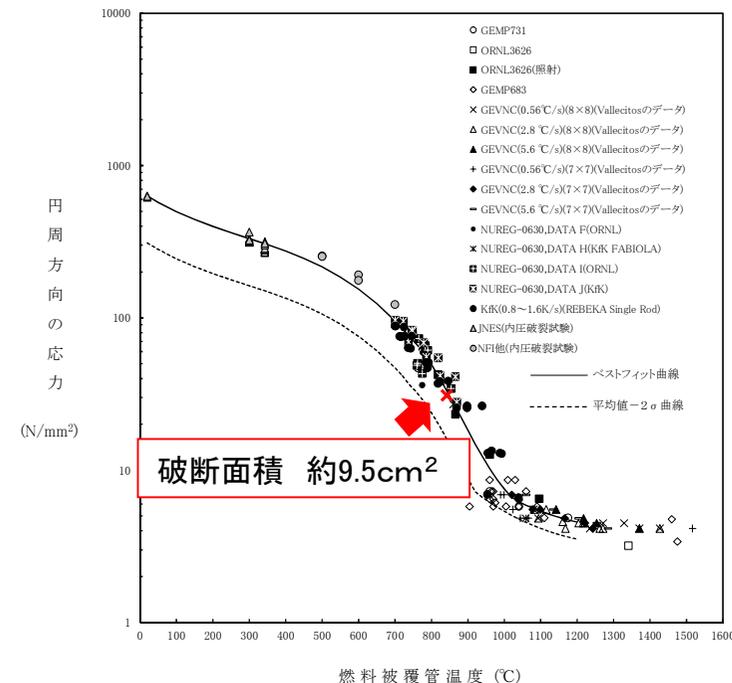
- 破断面積約3.7cm<sup>2</sup>;  
炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として設定
- 破断面積約9.5cm<sup>2</sup>;  
事故条件(破断面積)の不確かさの影響評価における感度解析の破断面積として設定
  - 原子炉減圧操作の開始時間は、確認・操作時間を考慮して設定しており、破断面積の違いの影響を受けないことから運転員等操作時間に与える影響はないことを確認
  - 感度解析により燃料被覆管の破裂発生防止が可能(燃料被覆管最高温度 約842℃)であり、かつ評価項目を満足することを確認

## (2) 記載箇所

有効性評価 2.6 LOCA時注水機能喪失

2.6.2 (2)有効性評価の条件

2.6.3 (2)解析条件の不確かさの影響評価



## 2. 原子炉冷却材の流出における評価条件の変更

### (1) 概要

運転停止中の有効性評価における「原子炉冷却材の流出」について、評価対象とするプラント状態（以下「POS」という）を、以下のように変更した。

変更前: POS-A (RPV開放工程開始～原子炉ウェル水張り完了)

変更後: POS-B (原子炉ウェル水張り完了～原子炉ウェル水抜き開始)

### (2) 変更理由

- ・変更前に評価対象としていたPOS-Aは、通常運転水位の期間においては警報や緩和設備の自動起動に期待できる場合があることや、原子炉ウェル水張り実施中においては既に原子炉注水を開始していることより、事象発生後、速やかな原子炉水位の確保が可能である。
- ・このため、警報や緩和設備の自動起動に期待できず、原子炉ウェルの水張りが完了しているPOS-Bを評価対象とすることとした。

### (3) 評価結果

- ・原子炉冷却材流出の発生後、中央制御室の巡視により事象を認知し、事象発生2時間後に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始する。その結果、右図のとおり燃料有効長頂部の冠水、必要な放射線の遮蔽は維持されており、評価条件の変更による評価項目への影響がないことを確認した。
- ・なお、POS-Aについては「5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価」における不確かさの影響項目として評価結果を記載。

### (4) 記載箇所

有効性評価 5.3 原子炉冷却材の流出

