

## 志賀原子力発電所2号機 配管分岐部の応力計算における不備について

平成20年4月10日  
北陸電力株式会社

当社は、志賀原子力発電所の配管の応力を計算するプログラムの一部に不備があったことを確認しましたが、2号機分について再評価した結果、許容応力を十分満足しており、構造強度・安全上の問題がないことを再確認し、本日、原子力安全・保安院および関係自治体へ自主的にお知らせいたしました。

これは、本年3月27日に開催された原子力安全・保安院の審議会<sup>\*1</sup>で東京電力(株)から報告された柏崎刈羽原子力発電所7号機の配管の構造強度評価結果の一部が、その検証を行う独立行政法人原子力安全基盤機構の報告と異なっていたことを受け、当社を含む関係する電力会社が情報を共有しながら調査を進めていたところ、志賀原子力発電所の配管分岐部の応力を計算するプログラムの一部にも不備があり、本来得られるべき応力計算結果とは異なる値が算出されていることが判明したものです。

このため、志賀原子力発電所1号機および2号機の該当する配管のうち、2号機分について、修正した計算機プログラムを用いた応力計算を実施し直した結果、許容応力を十分満足しており、構造強度に問題がなく、安全上の問題もないことを確認いたしました。

1号機については、現在、該当する配管について応力計算を実施し直しており、結果が確認でき次第、原子力安全・保安院および関係自治体へ自主的にお知らせいたします。

また、本日、原子力安全・保安院より指示文書<sup>\*2</sup>を受領いたしました。今回の自主報告を踏まえ、今後あらためて正式に報告する予定です。

以上

(別紙) 志賀原子力発電所2号機に関する確認結果の概要

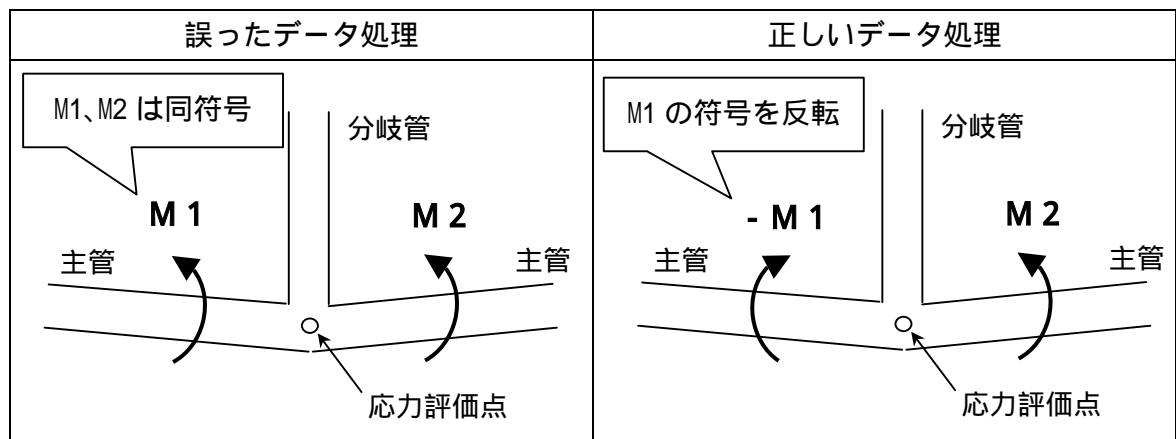
\*1：総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 中越沖地震における原子力施設に関する調査・対策委員会 運営管理・設備健全性評価ワーキンググループ 第7回設備健全性評価サブワーキンググループ

\*2：原子力安全・保安院「配管設計の応力解析における不備への対応について」  
(平成20年4月10日付)

## 志賀原子力発電所2号機に関する確認結果の概要

## 1. 事象の概要

- 配管分岐部の自重によるモーメント（物体を回転させようとする力）を計算する際、配管応力を計算する汎用的なプログラムからの出力を実態に合わせるための符号処理（主管の片側の符号を反転する = 下図中M1の符号を反転する）を行わないまま応力を計算していた。（下図参照）



- 配管応力は、内圧、地震、自重によって発生する力をそれぞれ足し合わせて求めるが、内圧と地震による力が支配的であり、自重分の影響は通常わずかである。

## 2. 確認内容

## (1) 確認範囲

- 工事計画認可申請書 添付書類
- 能登半島地震を踏まえた耐震安全性確認結果
- 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書

## (2) 確認結果

分岐部を有する配管について、修正された計算機プログラムを用いた応力計算を実施し直し、次ページの表に示すとおり、その影響はわずかで許容応力を十分満足しており、構造強度に問題がなく、安全上の問題もないことを確認した。

a . 工事計画認可申請書 添付書類 (\*)

評価対象設備	発生応力 [ M P a ]		許容応力 [ M P a ]
	従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	1 1 4	1 2 8	1 8 0
残留熱除去系配管	7 5	9 7	1 5 4
原子炉隔離時冷却系配管	5 5	5 5	1 5 4
高压炉心注水系配管	6 4	6 6	1 5 4
復水給水系配管	1 5 2	1 5 5	3 7 4
ほう酸水注入系配管	9 5	9 5	2 0 8
可燃性ガス濃度制御系配管	4	1 7	1 5 4
不活性ガス系配管	6 1	6 4	1 5 0

\* 確認を行った配管のうち各系統での発生応力 / 許容応力が最も大きいものを記載

b . 能登半島地震を踏まえた耐震安全性確認結果

評価対象設備	基準地震動	発生応力 [ M P a ]		許容応力 [ M P a ]
		従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	S <sub>2</sub>	1 7 2	1 7 3	3 7 4
残留熱除去系 配管	S <sub>1</sub>	1 8 0	1 8 0	2 0 9
	S <sub>2</sub>	2 1 2	2 1 2	3 6 3
原子炉隔離時 冷却系配管	S <sub>1</sub>	1 2 5	1 2 5	1 8 2
	S <sub>2</sub>	1 4 8	1 4 8	3 6 3
高压炉心注水 系配管	S <sub>1</sub>	8 4	8 4	1 8 8
	S <sub>2</sub>	1 0 7	1 0 7	4 3 1
復水給水系 配管	S <sub>1</sub>	1 5 1	1 5 1	1 8 2
	S <sub>2</sub>	1 6 2	1 6 2	3 6 3
ほう酸水注入 系配管	S <sub>1</sub>	8 6	8 6	1 8 7
	S <sub>2</sub>	9 5	9 5	2 0 8

c . 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性  
評価結果 中間報告書

評価対象設備	基準地震動	発生応力 [ M P a ]		許容応力 [ M P a ]
		従来の評価値	再評価値	
主蒸気系 配管	S s - 1	2 9 3	2 9 4	3 7 4
	S s - 2	2 6 5	2 6 6	
	S s - 3	2 7 0	2 7 2	

以 上