

配管の構造強度評価結果の一部誤りについて

1. 経緯

平成 20 年 3 月 27 日に開催された新潟県中越沖地震を受けた設備の健全性を審議する原子力安全・保安院の審議会^{*1}において、当社より報告した柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の配管に係る構造強度評価結果の一部が、原子力安全基盤機構が実施した「柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 新潟県中越沖地震に対する配管の地震応答解析」の結果と異なっていた。このため、その原因を調査したところ、当該プラントを含めた当社の複数のプラントにおいて、解析を実施したメーカーが使用している計算機プログラムの一部に問題があったため、配管の構造強度評価結果の一部に誤りが生じたことを確認いたしました。

このため、本日、本事象について、原子力安全・保安院に報告いたしました。

^{*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. 内容

原子力発電所の耐震重要度が高い配管の耐震安全性を確認する際には、地震によって配管に発生する力（以下「応力」）が評価基準値以下であることを確認することが求められています。通常、地震による応力を計算する場合には、計算機を用いた評価を行います。

(1) 配管に応力を発生させる要因

- 配管に応力を発生させる要因は、概ね、以下の通りです。
- ・配管の内部に含まれている流体（水、蒸気）による荷重（内圧）
 - ・地震荷重、機械荷重 等
 - ・配管の重さによる荷重（自重） 等

(2) 今回の事象

今回の事象は、上記の荷重のうち「自重」により発生する応力を計算する際に、配管分岐部のデータ処理を取り違えていたため、計算された応力に誤りが生じたものです（なお、データ処理は、当該メーカーが開発したプログラムにより自動的に処理）。取り違えの概要は次の通りです。

今回、図 1 の配管分岐部の応力を算出する場合、計算機にて算出する自重によるデータ（モーメント^{*2}）の処理を次の通りとしていました。

(これまでの処理例)

分岐管のモーメント：200
主管のモーメント：+100, +300 で+の同符号としてモーメント 0 と処理



計算機プログラムにおいて、+300 から -300 への変換が必要であった

(正しい処理例)^{*3}

分岐管のモーメント：200
主管のモーメント：+100, -300 で+と-の異符号としてモーメント 100 と処理

^{*3} 日本機械学会で定める規格では、モーメントが同符号であれば「0」、異符号であれば絶対値が小さい方（上記例では 100 < 300 なので 100）と処理するように定めています。本事象は、符号を取り違えたため、応力の計算を誤ったものです。

3. 再評価結果

本事象を踏まえ、正しくデータを処理して再計算した評価結果を表 1 に示します。今回の事象は「分岐がある配管」のみが対象となり、自重が応力に影響する度合いは、他の応力を発生させる荷重要因に比べて小さいことから、ほとんど数値に影響はありません。

表 1 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 再評価を実施した配管の評価結果

系統	再評価前 (MPa)	再評価後 (MPa)	評価基準値 (MPa)	備考
主蒸気系	134	136	281	数値変更
給水系	92	92	274	変更無し
原子炉冷却材浄化系	89	-	274	(再評価対象に該当しない)
放射性ドレン移送系	68	-	188	(再評価対象に該当しない)
制御棒駆動系	153	-	283	(再評価対象に該当しない)
ほう酸水注入系	73	73	132	変更無し
残留熱除去系	199	205	274	評価点 A (再評価前報告点)
	177	239 ^{*4}	274	評価点 B (再評価の結果当該部位を報告点とする)
原子炉隔離時冷却系	94	-	182	(再評価対象に該当しない)
高圧炉心注水系	96	-	220	(再評価対象に該当しない)
燃料プール冷却浄化系	50	-	188	(再評価対象に該当しない)
非常用ガス処理系	32	-	214	(再評価対象に該当しない)
可燃性ガス濃度制御系	51	-	211	(再評価対象に該当しない)
不活性ガス系	81	-	201	(再評価対象に該当しない)

^{*4} 残留熱除去系配管評価点 B の再評価後の数値が比較的大きくなっているのは、評価点 B が他の評価点に比べ、自重を受ける特殊な配管の取り回しになっているためです。

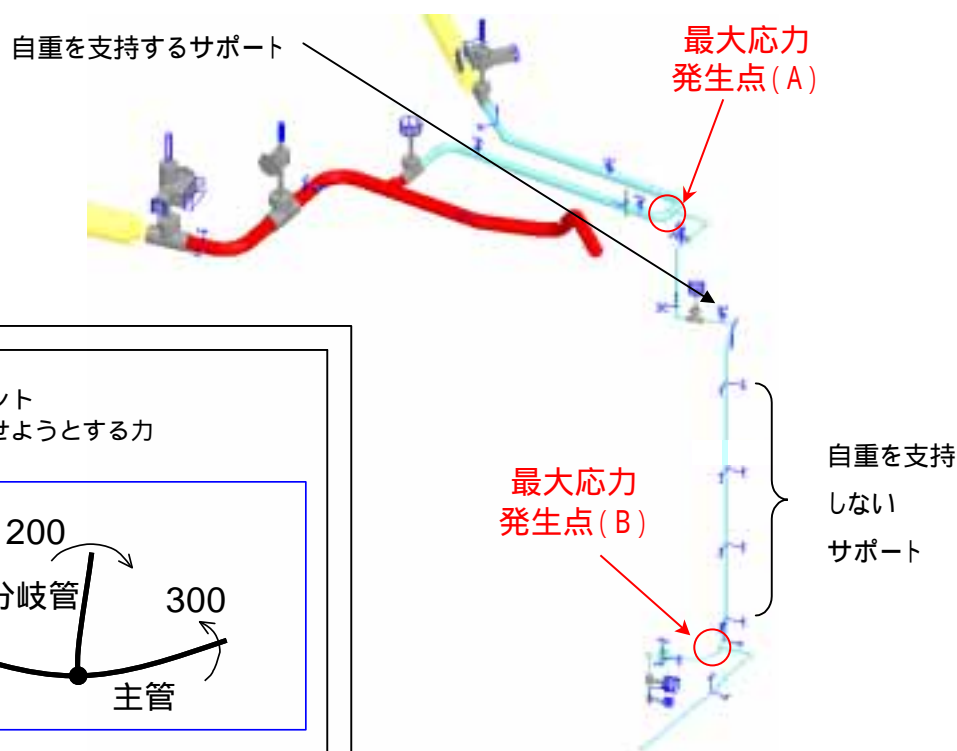


図 1 配管分岐部のモーメントの例

図 2 残留熱除去系配管の評価例

4. 影響の程度

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の設備の健全性評価以外で、運転中の福島第一原子力発電所 1 号機、福島第二原子力発電所 2 号機における工事計画認可申請書に関する構造強度評価、ならびに福島第二原子力発電所 4 号機の耐震安全性評価結果中間報告書を確認したところ、表 2 - 1、2 のとおりとなっており、影響の度合いは小さいことを確認しています。

なお、当社の原子力発電所において、当該メーカーが過去に同様の構造強度評価を実施しているプラントは、福島第一原子力発電所 1 号機、4 号機、福島第二原子力発電所 2 号機、4 号機、柏崎刈羽原子力発電所 4 号機、5 号機、7 号機の 7 プラントです。

表 2 - 1 - 1 福島第一原子力発電所 1 号機 工事計画認可申請書

系統	再評価前 (MPa)	再評価後 (MPa)	許容値 (MPa)
原子炉再循環系	220	220	310
原子炉再循環系	113	113	235
格納容器スプレイ冷却系	27	27	154
格納容器スプレイ冷却系	24	47	154
原子炉格納容器スプレイ系	36	36	154
原子炉格納容器スプレイ系	40	40	154
原子炉停止時冷却系	41	51	154
原子炉停止時冷却系	42	45	154
高圧注水系	63	63	183

表 2 - 1 - 2 福島第二原子力発電所 2 号機 工事計画認可申請書

系統	再評価前 (MPa)	再評価後 (MPa)	許容値 (MPa)
原子炉再循環系	99	110	260
原子炉再循環系	101	112	260
原子炉隔離時冷却系	15	15	154
残留熱除去系	66	66	154
残留熱除去系	51	51	154
残留熱除去系	58	57	154
残留熱除去系	36	36	154
残留熱除去系	53	59	150
残留熱除去系	68	68	150
高圧炉心スプレイ系	82	66	150
低圧炉心スプレイ系	44	72	189

表 2 - 2 福島第二原子力発電所 4 号機 耐震安全性評価結果中間報告書^{*5}

系統	再評価前 (MPa)	再評価後 (MPa)	許容値 (MPa)
主蒸気系	157	157	309

^{*5} 平成 18 年「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」改訂に伴う耐震安全性評価報告書（中間報告）において、平成 20 年 3 月 31 日に報告しています。

下線部が訂正箇所