

平成 23 年 (ヨ) 第 21 号 玄海原子力発電所 2 号機, 3 号機再稼働差止仮処分
命令申立事件

債権者 味志陽子外 89 名

債務者 九州電力株式会社

準備書面 1

平成 23 年 11 月 30 日

佐賀地方裁判所 民事部 御中

被告訴訟代理人弁護士	堤	克彦	
同	山内	喜明	
同	松崎	隆	
同	斉藤	芳朗	
同	永原	豪	
同	熊谷	善昭	
同	池田	早織	

本準備書面は、債権者ら平成 23 年 10 月 21 日付「主張書面」のうち「第 2. 地震動による配管破損の高度な蓋然性」における求釈明に対する回答、及び債務者平成 23 年 10 月 11 日付「答弁書」の一部について修正を行うものである。

第 1 「第 2. 地震動による配管破損の高度な蓋然性」における求釈明に対する回答

- 1 答弁書 31 頁表 5 にある 1 次冷却材管や余熱除去設備配管について、経年劣化は考慮されているか。

(回答)

配管のうち、主給水設備配管については経年劣化¹を考慮しているが、求釈明にある 1 次冷却材管や余熱除去設備配管については主給水設備配管には該当しないため、経年劣化は考慮していない。

- 2 ①主給水設備配管の経年劣化評価ではどのように経年劣化を想定したのか、減肉かひび割れか、その深さや長さ及びその根拠、さらには計算方式等の詳細を示されたい

(回答)

主給水設備配管に関する経年劣化事象は、配管減肉²を想定した。

具体的には、配管が技術基準³に定められた必要最小肉厚⁴まで一様に減肉したと想定して評価値（地震による応力⁵発生値）を求め、この評価値が評価基準値（配管の強度に関する基準値）を下回っていることを確認した。

なお、原子力発電所においては、減肉の管理が必要な配管について、部位毎に余寿命⁶を考慮した検査頻度を定め、計画的に配管肉厚測定を実施しており、配管減肉の状態に応じて必要に応じ取替を行うなど、配管減肉の進展を考慮しても配管の肉厚が必要最小肉厚を下回らないよう管理してい

¹ 経年劣化：設備や機器に時間の経過とともに発生する劣化事象。

² 減肉：配管の内面で流体流れが起こす物理作用による侵食と、流体との化学的作用による腐食が発生し、これらの相互作用によって生じる配管母材の肉厚の減少。

³ 技術基準：「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令：昭和 40 年 6 月 15 日通商産業省令第 62 号」。

⁴ 必要最小肉厚：「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令：昭和 40 年 6 月 15 日通商産業省令第 62 号」に定められる、構造上の強度を保つための最小厚さ。

⁵ 応力：外部から力が加えられた際に、その力に対抗し、物体に生じる内力。

⁶ 余寿命：配管減肉が進行する速度（減肉率）をもとに求めた、配管が必要最小肉厚まで減肉するまでの予想時間（年数）。

る。

- 3 ②提出された書証にはない1号機と4号機も含めて、どの号機でも評価基準値は380MPaとなっていて、経年劣化の影響を受けていない。しかし、評価基準値は配管の厚みによって変わるため、劣化で厚みが減少すれば当然評価基準値に影響するはずだが、なぜ評価基準値は一定の値をとっているのか説明されたい。

(回答)

評価基準値は、配管材料が応力に耐える強度を示した数値であり、配管の材料及び使用環境(温度)により定まり、配管の経年劣化により変化するものではない。

玄海1号機ないし4号機の主給水設備配管では、配管の材料及び使用環境(温度)により定まる配管の強度が同一であることから、評価基準値は同一の値となっている。

なお、上記2で述べたとおり、配管の経年劣化については、評価値(地震による応力発生値)を算出する際に考慮している。玄海1号機ないし4号機のいずれについても評価値が評価基準値を下回っており、配管の強度が、地震により配管にかかる力から発生する応力に十分耐えることができ、配管の安全性に問題ないことを確認している。

第2 「答弁書」の修正について

答弁書「第4 耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震安全性評価」のうち、「表4 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価結果」(答弁書30頁)及び「表5 代表的な機器・配管系に対する耐震安全性評価結果」(答弁書31頁)の3号機の評価値については、各々平成21年6月18日に国へ報告した「玄海原子力発電所3号機及び4号機の耐震安全性評価結果について」【乙第8号証14及び17】に基づき記載していた。

その後、地震応答解析での入力データの一部に誤りがあったことから、正しいデータを用いた解析を行い、耐震安全性に影響がないことを確認し平成23年7月29日及び10月31日に国へ報告した【乙13「玄海原子力発電所第3号機の原子炉建屋及び原子炉補助建屋の耐震安全性評価における入力データの誤りへの対応について(報告)」、乙14「玄海原子力発電所3号機の耐震安全性評価のうち原子炉建屋及び原子炉補助建屋の地震応答解析モデルへの入力データの一部誤りに伴う建屋及び機器・

配管の再解析結果について（報告）】。

このため、答弁書の表4及び表5については以下のとおり変更する。

表4 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価結果

変更前

対象施設		対象部位	評価値 〔最大応答 せん断ひずみ〕	評価基準値
2号機	原子炉建屋	耐震壁	0.58×10^{-3}	$\leq 2.0 \times 10^{-3}$
	原子炉補助建屋		0.31×10^{-3}	
3号機	原子炉建屋	耐震壁	0.66×10^{-3}	
	原子炉補助建屋		0.33×10^{-3}	
	燃料取替用水タンク建屋		0.06×10^{-3}	

↓

表4 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価結果

変更後

対象施設		対象部位	評価値 〔最大応答 せん断ひずみ〕	評価基準値
2号機	原子炉建屋	耐震壁	0.58×10^{-3}	$\leq 2.0 \times 10^{-3}$
	原子炉補助建屋		0.31×10^{-3}	
3号機	原子炉建屋	耐震壁	0.66×10^{-3}	
	原子炉補助建屋		0.34×10^{-3}	
	燃料取替用水タンク建屋		0.06×10^{-3}	

表5 代表的な機器・配管系に対する耐震安全評価結果

区分	設備	評価部位	単位	評価値		評価基準値※	
				2号機	3号機	2号機	3号機
止める	炉内構造物	ラジアルサポート	応力 (MPa)	259	103	≦372	≦372
	制御棒 (挿入性)	—	時間 (秒)	1.67	1.72	≦1.8	≦2.2
冷やす	蒸気発生器	給水入口管台	応力 (MPa)	268	276	≦413	≦474
	1次冷却材管	配管	応力 (MPa)	174	167	≦348	≦378
	余熱除去ポンプ	ボルト	応力 (MPa)	10	15	≦160	≦160
	余熱除去設備配管	配管	応力 (MPa)	144	93	≦333	≦342
閉じ込める	原子炉容器	安全注入用管台 ※3号機は「出口管台」	応力 (MPa)	290	257	≦383	≦420
	原子炉格納容器本体	胴	座屈 (—)	0.79	—	≦1	—

変更前



表5 代表的な機器・配管系に対する耐震安全評価結果

区分	設備	評価部位	単位	評価値		評価基準値※	
				2号機	3号機	2号機	3号機
止める	炉内構造物	ラジアルサポート	応力 (MPa)	259	103	≦372	≦372
	制御棒 (挿入性)	—	時間 (秒)	1.67	1.72	≦1.8	≦2.2
冷やす	蒸気発生器	給水入口管台	応力 (MPa)	268	276	≦413	≦474
	1次冷却材管	配管	応力 (MPa)	174	167	≦348	≦378
	余熱除去ポンプ	ボルト	応力 (MPa)	10	15	≦160	≦160
	余熱除去設備配管	配管	応力 (MPa)	144	110※	≦333	≦342
閉じ込める	原子炉容器	安全注入用管台 ※3号機は「出口管台」	応力 (MPa)	290	257	≦383	≦420
	原子炉格納容器本体	胴	座屈 (—)	0.79	—	≦1	—

変更後

※ 玄海3号機第13回定期検査において設備の信頼性維持・向上の観点から閉塞分岐管滞留部の温度低減を図るため配管ルートの変更工事を実施した。正しいデータを用いた解析及び変更工事の実施後の数値である。

以上