

# これまでの委員からの質問への回答 (第 6 回分科会時の質問)

2022年11月7日

No.	資料	質問事項	質問者	頁
6-1	【資料1】 コンクリート構造物の特別点検（個別確認・評価）について	コンクリート構造物のアルカリ骨材反応について、岩石学的試験（偏光顕微鏡試験）の結果を示すこと。	橘高委員	資料1にて説明 P15 P16 P17
6-2		各試験データは3本の平均値を示しているが、ばらつきの確認のため各データを示すこと。	後藤委員	3~7
6-3		P.21点検結果総評に、各点検項目に対して劣化なしと評価した見解を記載すること。	後藤委員	資料1にて説明 P4
6-4		コンクリートの劣化要因には化学的要因、機械的要因があると思うが、機械的要因についても評価すること。（例：米国のCAV評価）	佐藤委員	8~10
6-5	【資料2】 原子炉格納容器の特別点検（個別確認・評価について）	塗膜の劣化に対する補修の方法について説明すること。	後藤委員	11
6-6		軽微な塗膜の劣化が確認された箇所については、%表記ではなく、「箇所数」を記載すること。	後藤委員	12
6-7		建設時の格納容器溶接部の非破壊検査の手法、精度は、現在の手法と比べて適正か説明すること。	渡邊委員	次回以降説明
6-8	【資料3】 原子炉容器の特別点検（個別確認・評価について）	クラッドの有、無の条件で応力拡大係数の値を示すこと。	後藤委員	次回以降説明
6-9		クラッドの溶接方法、材料について説明すること。	渡邊委員	13
6-10		非破壊検査の適用性の検証に使用した試験体の形状、材料、溶接方法について実機との違いを整理すること。	渡邊委員	次回以降説明

No.	資料	質問事項	質問者	頁
6-11	【資料4 No. 4-13】 第4回分科会 時の質問	中性子分布について、評価対象部位（バッフルフォーマーボルト、原子炉容器サポート等）の照射量、位置を示すこと。	渡邊委員	次回以降 説明
6-12	【資料4 No. 4-17】 第4回分科会 時の質問	製造中止品についてもどのような取り組みをしているか。	守田委員	次回以降 説明
6-13	【資料4 No. 5-3】 第5回分科会 時の質問	熱時効と中性子照射脆化等の重畳について、影響が考えられる溶接方法、材料について示すこと。	渡邊委員	次回以降 説明
6-14	【資料4 No. 5-6】 第5回分科会 時の質問	破壊靱性値の実測値について、母材部、溶接部を明記すること。	後藤委員	次回以降 説明
6-15	【資料4 No. 5-7】 第5回分科会 時の質問	バッフル板のスウェリング量はどの程度か。また、評価に使用した式などを示すこと。	渡邊委員	14～16
6-16	【資料4 No. 5-8】 第5回分科会 時の質問	監視試験片の試験結果について、断面図等を示すこと。	渡邊委員	次回以降 説明

1. 質問事項

【資料1】各試験データは3本の平均値を示しているが、ばらつきの確認のため各データを示すこと。

2. 回 答

次頁以降に示す。

## ○中性化深さの点検結果

- ・ 中性化深さの平均値は、全ての対象部位においてコンクリートのかぶり厚さを下回っており、鉄筋位置まで到達していないことを確認した。
- ・ ばらつきの程度については下表の通りであり、ばらつきを考慮(平均値+1σ)しても、全ての対象部位で、中性化深さがかぶり厚さを下回ることを確認した。
- ・ ばらつきを考慮した上で最も裕度の小さい部位は「1号 原子炉補助建屋 外壁」であり、点検結果の最大値(49.9mm)でも、かぶり厚さ(70mm)を下回ることを確認した。

(単位：mm)

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備考※2
		1号 平均中性化深さ※1	2号 平均中性化深さ ※1	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	8.8 (±1.7)	19.2 (±1.9)	60
	内部コンクリート	1.7 (±0.3)	1.3 (±0.6)	60
	基礎マット	26.0 (±5.0)	33.4 (±2.4)	100
原子炉補助建屋	外壁	42.2 (±6.9)	43.3 (±1.3)	70
	内壁及び床	31.9 (±6.8)	5.3 (±0.4)	70
	使用済み燃料プール	36.5 (±1.0)	14.8 (±5.8)	70
	基礎マット	36.5 (±3.1)	30.6 (±1.9)	70
タービン建屋	内壁及び床	27.5 (±4.2)	20.4 (±13.2)	95
	基礎マット	10.5 (±1.7)	4.0 (±1.4)	80
取水槽	海中帯	2.7 (±1.4)	0.5 (±0.7)	85
	干満帯	2.0 (±0.6)	0.0 (±0.0)	87
	気中帯	11.5 (±4.9)	11.8 (±7.5)	90
上記以外の構造物	非常用ディーゼル発電用 燃料油貯油槽基礎	1.9 (±0.5)	4.0 (±0.4)	70
	燃料取替用水タンク 基礎	28.7 (±1.6)	3.4 (±0.7)	70

※1 コアサンプル3本の平均値  
( )は標準偏差σ  
※2 当該箇所のかぶり厚さ

○塩分浸透の点検結果

- ・鉄筋腐食減量の平均値は、全ての対象部位において許容値を下回っていることを確認した。
- ・ばらつきの程度については下表の通りであり、ばらつきを考慮(平均値+1σ)しても、全ての対象部位で、鉄筋の腐食減量が許容値を下回ることを確認した。
- ・ばらつきを考慮した上で最も裕度の小さい部位は「2号 原子格納施設等 外部遮蔽壁」であり、個々の点検結果 (8.38~8.39×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>)でも、許容値を下回ることを確認した。

(単位：×10<sup>-4</sup>g/cm<sup>2</sup>)

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備考※2
		1号 平均鉄筋 腐食減量※1	2号 平均鉄筋 腐食減量※1	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	8.2 (±0.02)	8.4 (±0.00)	70.1
原子炉補助建屋	外壁	6.6 (±0.00)	6.8 (±0.00)	78.1
取水槽	海中帯	0.9 (±0.28)	0.7 (±0.10)	86.4
	干満帯	1.9 (±0.61)	1.3 (±0.18)	88.1
	気中帯	2.6 (±0.29)	2.9 (±0.01)	84.5
上記以外の構造物	非常用ディーゼル発電用 燃料油貯油槽基礎	7.3 (±0.01)	7.5 (±0.00)	78.1
	燃料取替用水 タンク基礎	7.3 (±0.03)	7.5 (±0.02)	78.1

※1 コアサンプルの平均値  
( ) は標準偏差σ

※2 許容値

## ○強度の点検結果

- ・ 圧縮強度の平均値は、全ての対象部位において設計基準強度を上回ることを確認した。
- ・ ばらつきの程度については下表の通りであり、ばらつきを考慮(平均値-1σ)しても、全ての対象部位で、圧縮強度が設計基準強度を上回ることを確認した。
- ・ ばらつきを考慮した上で最も裕度の小さい部位は「2号 取水槽 干満帯」であり、点検結果の最小値(25.3N/mm<sup>2</sup>)でも、設計基準強度(23.5N/mm<sup>2</sup>)を上回ることを確認した。

(単位： N/mm<sup>2</sup>)

対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検結果		備考※2
		1号 平均圧縮強度 ※1	2号 平均圧縮強度 ※1	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	44.7 (±4.0)	47.0 (±1.7)	22.1
	内部コンクリート	43.0 (±4.1)	46.8 (±5.1)	22.1
	基礎マット	36.3 (±0.9)	51.0 (±1.7)	22.1
原子炉補助建屋	外壁	50.4 (±3.0)	49.3 (±2.7)	22.1
	内壁及び床	43.4 (±10.7)	29.9 (±0.3)	22.1
	使用済み燃料プール	34.0 (±3.1)	43.0 (±3.2)	22.1
	基礎マット	51.0 (±6.1)	40.8 (±3.1)	22.1
タービン建屋	内壁及び床	39.7 (±3.3)	36.7 (±3.5)	22.1
	基礎マット	44.7 (±2.4)	43.0 (±1.0)	17.7
取水槽	海中帯	38.5 (±4.0)	38.7 (±3.2)	23.5
	干満帯	29.9 (±1.1)	32.0 (±5.5)	23.5
	気中帯	45.4 (±1.1)	43.7 (±1.2)	23.5
上記以外の構造物	非常用ディーゼル発電用 燃料油貯油槽基礎	43.5 (±2.3)	41.8 (±1.7)	22.1
	燃料取替用水タンク 基礎	44.0 (±3.9)	31.0 (±0.2)	22.1

※1 コアサンプル3本の平均値  
( )は標準偏差σ  
※2 設計基準強度

○遮蔽能力の点検結果

- ・乾燥単位容積質量の平均値は、全ての対象部位において設計値を上回ることを確認した。
- ・ばらつきの程度については下表の通りであり、ばらつきを考慮(平均値-1σ)しても、全ての対象部位で、乾燥単位容積質量が設計値を上回ることを確認した。
- ・ばらつきを考慮した上で最も裕度の小さい部位は「2号 原子炉補助建屋 外壁」であり、点検結果の最小値(2.184 g/cm<sup>3</sup>)でも、設計値(2.180 g/cm<sup>3</sup>)を上回ることを確認した。

(1号)

(単位: g/cm<sup>3</sup>)

対象のコンクリート 構造物	対象の部位	点検結果	備考※ <sup>2</sup>
		平均乾燥単位 容積質量 ※ <sup>1</sup>	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	2.210(±0.003)	2.200
	内部コンクリート	2.261(±0.007)	
原子炉補助建屋	外壁	2.262(±0.012)	
	内壁及び床	2.213(±0.005)	

※1 コアサンプル3本の平均値  
( )は標準偏差σ

※2 設計値

(2号)

(単位: g/cm<sup>3</sup>)

対象のコンクリート 構造物	対象の部位	点検結果	備考※
		平均乾燥単位 容積質量	
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	2.223(±0.013)	2.180
	内部コンクリート	2.238(±0.025)	
原子炉補助建屋	外壁	2.207(±0.027)	
	内壁及び床	2.233(±0.024)	

※1 コアサンプル3本の平均値  
( )は標準偏差σ

※2 設計値



1. 質問事項

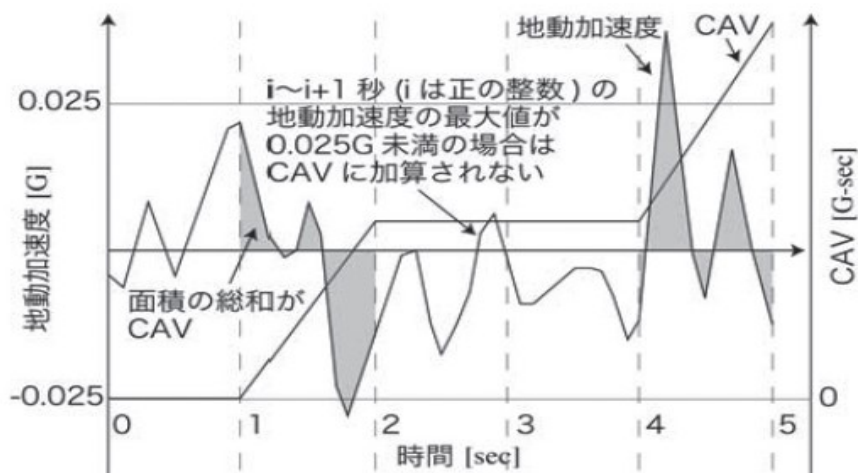
【資料1】コンクリートの劣化要因には化学的要因、機械的要因があると思うが、機械的要因についても評価すること。(例：米国のCAV評価)

2. 回 答

次頁以降に示す。

## ○CAV値を用いた機械的要因に関する評価について (1/2)

- ・コンクリートの機械的要因に対する健全性について、CAV (Cumulative Absolute Velocity) 値を用いた定量的な評価を行った。
- ・CAV値は地震の揺れの強さを計る指標の一つであり、地表面加速度の時間積分値で表される。  
(1秒間刻みに閾値0.025G(≒24.5gal)を超える加速度をCAV値として積分)
- ・米国NRCのRegulatory Guideでは、CAV値として0.16G・sを地震時にプラント停止を判断する目安としている※1,2。
- ・川内原子力発電所で観測された地震のうち、最大加速度が閾値24.5galを超過している1997年3, 4, 5月の鹿児島県北西部沖地震を対象に評価を行った※3。



CAVの概念図※1

川内原子力発電所で観測された主な観測地震の諸元

番号	地震名	発生日	M	最大加速度 (gal)
①	九州西側海域の地震	1984年8月15日	5.5	13
②	鹿児島県北西部の地震	1994年2月13日	5.7	12
③	鹿児島県北西部地震	1997年3月26日	6.6	64
④	鹿児島県北西部地震	1997年4月3日	5.7	44
⑤	鹿児島県北西部地震	1997年5月13日	6.4	68
⑥	熊本地震	2016年4月14日	6.5	3
⑦	熊本地震	2016年4月16日	7.3	10

(川内1号原子炉建屋基礎上端における最大加速度)

※1 日本地震工学会「日本地震工学会誌(Jan. 2009)」参照

※2 米国EPRI「Program on Technology Innovation: Use of CAV in Determining Effects of Small Magnitude Earthquakes on Seismic Hazard Analyses(2005)」

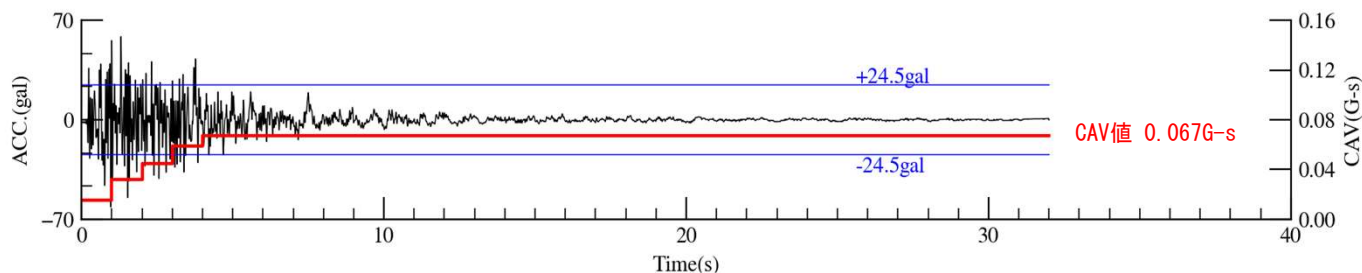
※3 CAVの閾値0.025Gは地表面加速度であるため、基礎上端の地震計で検討を実施

○CAV値を用いた機械的要因に関する評価について (2/2)

(CAV値計算結果)

- ・対象とした3地震のCAV値は以下の通り。CAV値が最大のものでも(1997年5月13日 Z方向)0.067G-sであり、判定基準である0.16G-sを下回ることを確認した。
- ・なお、地震後に目視点検を実施しており、コンクリートに有意なひび割れがないことを確認している。

対象地震	方向	最大加速度 (gal)	CAV値 (G-s)	判定基準 (G-s)
1997年3月26日	X	64	0.053	0.16
	Y	64	0.048	
	Z	38	0.044	
1997年4月3日	X	44	0.021	0.16
	Y	44	0.012	
	Z	30	0.013	
1997年5月13日	X	60	0.053	0.16
	Y	68	0.061	
	Z	61	<b>0.067</b>	



1997年5月13日 (Z方向) のCAV値計算結果

1. 質問事項

【資料2】塗膜の劣化に対する補修方法について説明すること。

2. 回 答

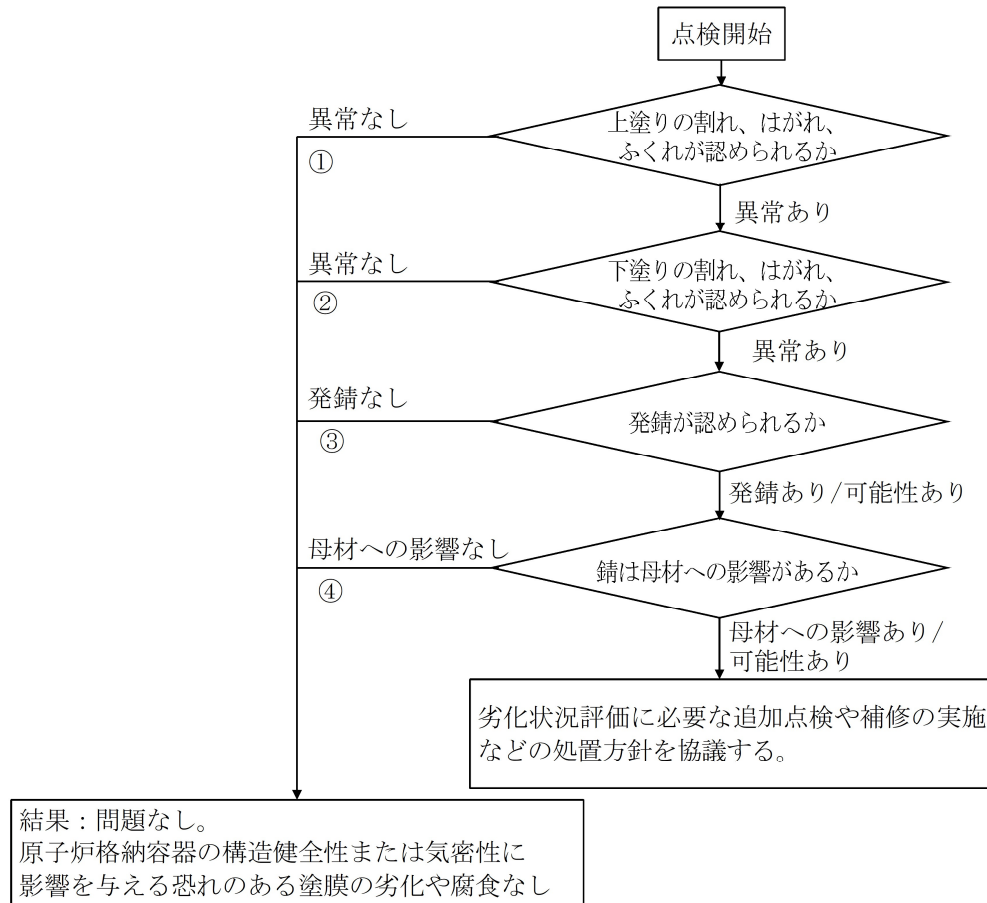
原子炉格納容器の鋼板については、毎回の定期事業者検査時に外観点検を実施しており、鋼板に塗膜のはがれやふくれなどの劣化等が確認された場合には、必要に応じて補修塗装を実施している。

補修塗装については、塗膜の劣化状況により、グラインダー等の専用工具を用いた下地処理（ケレン）、塗装（下塗り、中塗り、上塗り）を実施している。  
また、補修塗装に際しては、必要に応じ膜厚の確認も実施している。

1. 質問事項

【資料3】軽微な塗膜の劣化が確認された箇所については、%表記ではなく、「箇所数」を記載すること。

2. 回 答



○原子炉格納容器の鋼板において、軽微な塗膜の劣化が確認された箇所については、以下のとおり。

【1号】

- ・フロー②：30箇所

【2号】

- ・フロー②：13箇所
- ・フロー③：3箇所

図 データ採取における判定フロー

## 1. 質問事項

【資料3】クラッドの溶接方法、材料について説明すること。

## 2. 回 答

溶接方法、材料等について、下表に示す。

項目	内容
溶接方法	サブマージアーク溶接
溶接材料	SUS309系溶接材料にて溶接し、溶接後の組成がSUS304相当となる。
施工管理	予熱温度管理および電流・電圧・速度を計測し、指定の条件範囲内での施工していることを確認。 また、施工後検査としてPT・UTを実施。
フェライト量	溶着金属のサンプリング（成分分析）を行い、フェライト量確認を実施。
層数	1層
溶接幅	約50mm
肉厚管理	超音波厚さ計による計測・検査を行い、肉厚管理を実施。

1. 質問事項

【資料4 No. 5-7】バッフル板のスウェリング量はどの程度か。また、評価に使用した式などを示すこと。

2. 回答

スウェリングによるバッフル構造の変形は、中性子照射量（中性子束）及び温度に依存する。スウェリングによる体積膨張率の式を次頁に示す。

また、図1にBFBの配置図を、図2に中性子照射量分布を、図3に温度分布をそれぞれ示す。

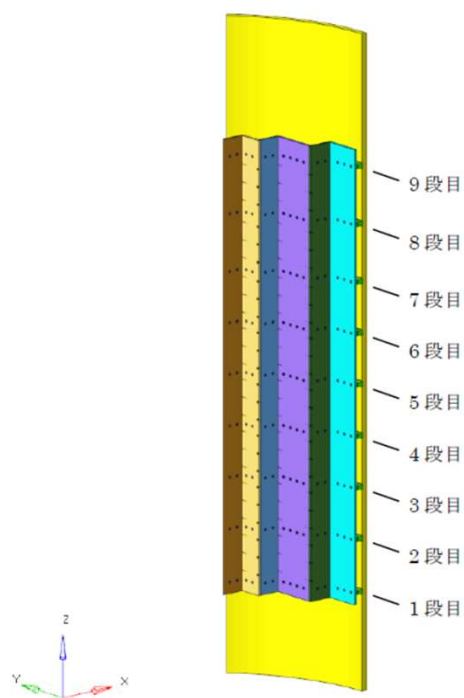


図1 BFBの配置図

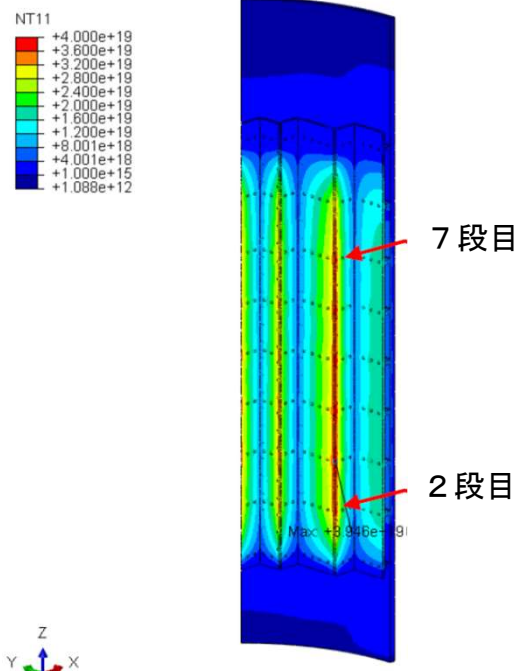


図2 中性子照射量分布図  
(単位：n/mm<sup>2</sup>/y、鳥観図)

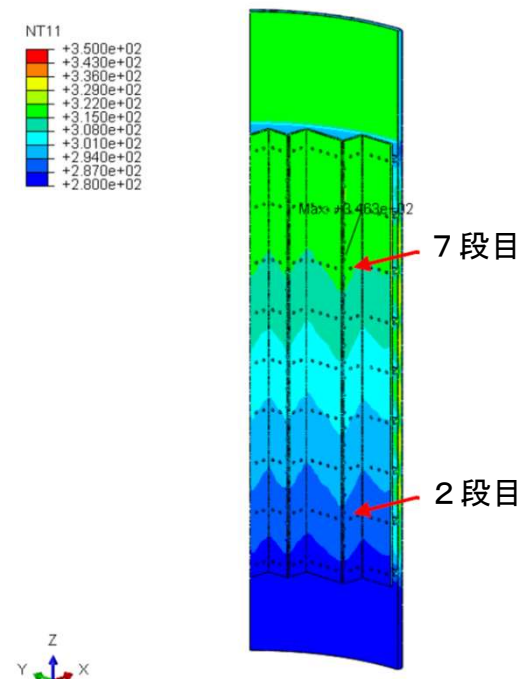


図3 温度分布図  
(単位：℃、鳥観図)

## ○スウェリングによる体積膨張率

$$S = \% \frac{\Delta V}{V_0} = A \cdot \left( \frac{\dot{\text{dpa}} \times 10^7}{1.25} \right)^{-0.73} \cdot \left( \frac{\text{dpa}}{4.9} \right)^2$$

$\Delta V$  : スウェリングによる体積膨張量

$V_0$  : スウェリング前の体積

$\% \Delta V / V_0$  :  $\Delta V / V_0 \times 100$  [%]

$\text{dpa} = \text{照射量 [dpa]}$

$\dot{\text{dpa}} = \text{dpaレート [dpa/s]}$

$A = \exp(-1.591 + 0.245 T - 1.210 T^2 - 1.384 T^3 - 1.204 T^4)$

$T = (T' [\text{°C}] - 490) / 100$        $T'$  : 評価箇所の温度[°C]



○バッフル板のスウェリングによるひずみは、2段目で約0.5%、7段目で約3%のひずみとなる。

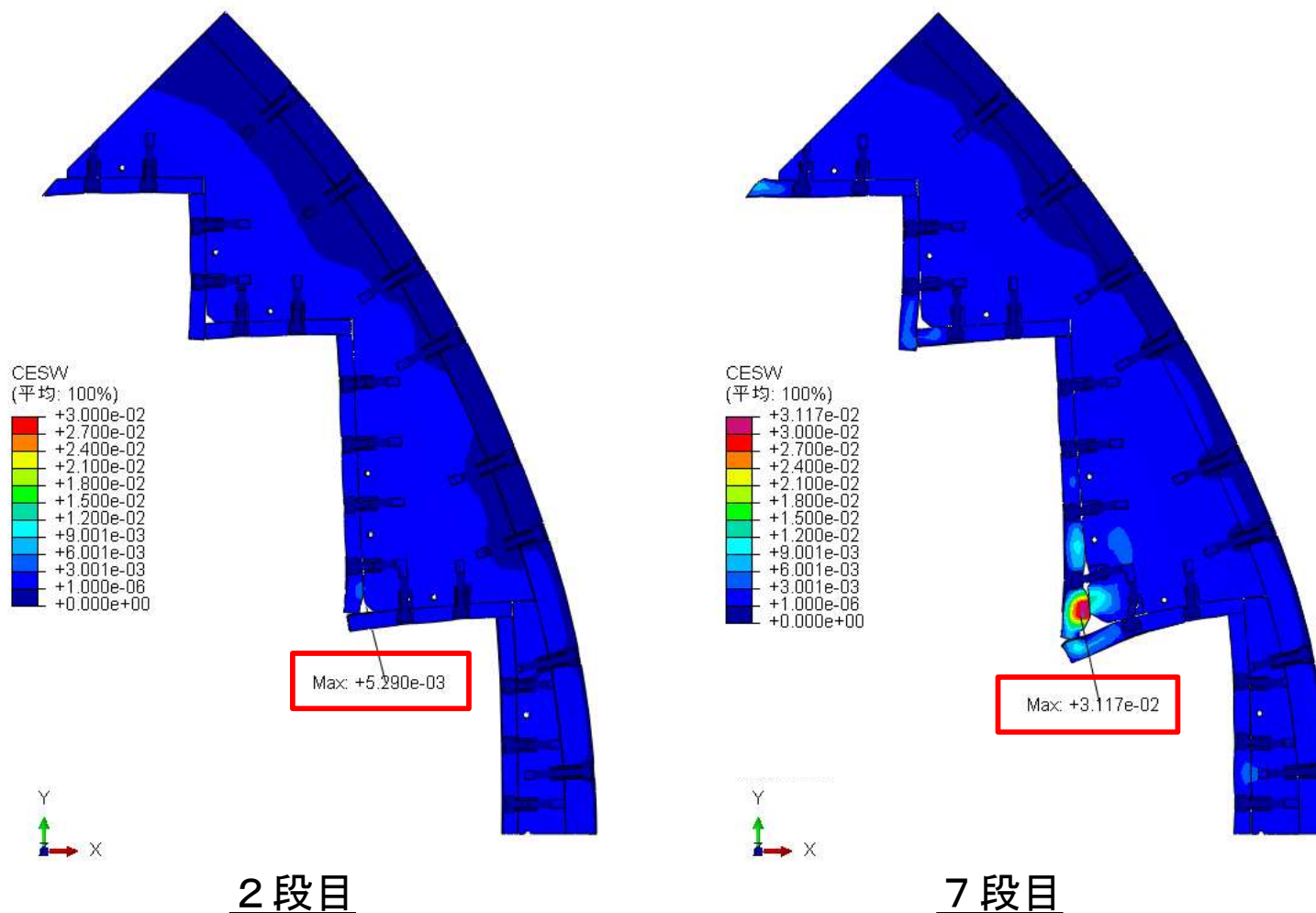


図4 《50万h》スウェリングひずみ分布図 (単位: mm/mm、×100)