

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0135 改02
提出年月日	平成29年4月3日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

地震による応力を考慮した燃料被覆管の  
応力評価について（耐震）

平成29年4月

東京電力ホールディングス株式会社

## 地震による応力を考慮した燃料被覆管の応力評価について

### 1. はじめに

燃料被覆管の応力評価に関しては、燃料の健全性を確認する観点から、原子炉設置変更許可申請書添付Ⅷ及び燃料体設計認可申請書添付書類Ⅱ（応力解析）において通常運転時及び異常な過渡変化時に発生する内外圧力差による応力、熱応力などを考慮し、解析コードを用いて燃料被覆管の応力設計比の評価を行っている。また、工事計画認可申請書及び燃料体設計認可申請書添付書類Ⅱ（耐震解析）において、崩壊熱除去可能な形状の維持の観点から、地震時の一次応力も考慮した応力評価を実施している。

一方、平成 29 年 2 月 15 日原子力規制委員会『実用発電用原子炉の燃料体に対する地震の影響の考慮について』において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、基準地震動  $S_s$  の地震が発生した場合でも、燃料被覆管の閉じ込め機能が維持できることとして、地震力並びに地震力と重畳する可能性のある 1 次応力及び 2 次応力を加味した評価を実施することが議論されている。

本資料は、上記を踏まえて燃料被覆管の応力評価への地震動の影響について説明するものである。

### 2. 評価項目の選定

BWR 燃料集合体は「沸騰水型原子炉に用いられる 8 行 8 列型の燃料集合体について（昭和 49 年 12 月 25 日原子炉安全専門審査会）」に従い、構造強度設計で以下を考慮している。

- (1) 燃料被覆管にかかる応力は、設計応力強さ限界を超えないこと。
- (2) 累積疲労サイクル数は、設計疲労寿命を超えないこと。
- (3) 使用中に燃料棒の変形等による過度の寸法変化を生じないこと。

上記の内、(1) 及び (2) について地震影響を考慮した評価を行う。(3) は燃料集合体に異常な寸法形状変化を生じさせないため、燃料被覆管製造時における残留応力除去、上下部タイププレート及びスペーサによる燃料棒の保持等により考慮されている項目であることから評価対象としない。

### 3. 燃料被覆管応力評価条件

基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  が発生した場合でも閉じ込め機能が確保されることを確認する。平成 29 年 2 月 15 日原子力規制委員会資料に基づく燃料被覆管の応力評価条件を表 1 に示す。

評価対象燃料は、今後炉心に装荷する可能性のある燃料として 9×9 燃料（A 型）とする。6 号炉及び 7 号炉においては 9×9 燃料（B 型）も原子炉設置変更

許可済みであるが、当該型式は工事計画認可及び燃料体設計認可を取得していないことから、今後炉心に装荷する場合は工事計画認可申請及び燃料体設計認可申請手続きの中で同様に評価を行うこととする。

表 1 燃料被覆管の応力評価条件<sup>\*1</sup>

要求機能	考慮すべき応力と地震動	許容応力
燃料被覆管の閉じ込め機能	1 次応力 (Sd を考慮) +2 次応力 (Sd を考慮)	耐力 (Sy)
	1 次応力 (Ss を考慮) +2 次応力 (Ss を考慮)	引張強さ (Su)

※1：本評価においては Sd を包絡する Ss を考慮しかつ Sy を許容応力として評価することで、評価ケースを便宜上一本化する。

#### 4. 燃料被覆管応力評価方法<sup>[1]</sup>

燃料被覆管応力評価は、厚肉円筒式を用いた簡易弾性解析により、せん断歪エネルギー説 (von Mises 理論) に基づき被覆管の相当応力を求め設計比を評価する。応力計算は、燃料被覆管に発生するすべての応力を三軸方向 (半径方向、円周方向及び軸方向) について解析し、それらより相当応力を評価する。

応力設計比は、燃料棒寸法、被覆管温度、燃料棒内圧、炉心条件、許容応力などの統計的入力変数の関数となる。入力変数の統計的分布は、製造実績、実機運転データ等を考慮して設定された値を用いる。これらをモンテカルロ法により統計評価を行う。モンテカルロ法による評価では、1 回の試行毎に乱数が用いられ、統計的分布に従い設定された入力条件から 1 つの応力設計比が得られる。この試行を繰り返すことにより応力設計比の 95% 確率上限値を求める。応力設計比の 95% 確率上限値が 1 以下であることで燃料の健全性を確認する。

なお、被覆管温度、燃料棒内圧は燃料棒熱・機械設計解析コードから得られるものであり、他の入力も含めて許認可解析で保守的に設定されたものと同じものを用いる。

#### 5. 疲労評価

燃料の疲労限界に対する設計基準は、累積損傷の法則 (Miner の仮説) 及び Langer-0'Donnell の考え方に基づく。具体的には炉内滞在期間 8 年を仮定して温度・圧力及び出力の予測サイクルによる疲労に加え、地震動による繰返し荷重を考慮し、累積疲労係数が 1.0 未満であることを確認する。

#### 6. 評価結果

燃料被覆管応力評価結果（暫定条件による概算値）を添付に示す。許認可で考慮している応力に加えて地震による応力を考慮した場合においても、応力設計比は最大で 0.78 であった。よって地震を考慮しても 1.0 より小さく十分余裕があることを確認した。

疲労については  $S_s$  及び  $S_d$  のどちらを考慮しても、最大応力振幅はジルカロイの設計疲労曲線を下回っていることから、許容サイクル数を  $1.0 \times 10^6$  回として疲労係数を求めたところ、疲労係数の増分は 0.00012 であった。よって  $9 \times 9$  燃料（A 型）の全寿命を通した累積疲労係数（約 0.003）に、複数回の地震動による疲労係数増分を加えても累積疲労係数は 1.0 より十分小さいことを確認した。

## 7. その他検討事項

燃料集合体の浮き上がりの可能性については、冷却材による流体力、水平方向加速度（10G）、鉛直方向加速度（2G）においても、浮き上がりの影響が無い（燃料支持金具から外れない）ことが過去の解析評価により確認されている<sup>[2]</sup>。

上記に加え、制御棒挿入時の突き上げや燃料と上部格子板との摩擦を考慮した場合においてもほぼ同様の結果となることが別の試験及び解析で確認されている<sup>[3]</sup>。

なお、6号炉と7号炉は概ね同一構造であること及び両炉の燃料集合体は同一設計であることから、7号炉を代表で評価した。

### 添付資料 1

柏崎刈羽 7 号炉 地震による応力を考慮した燃料被覆管応力評価について

### 添付資料 2

柏崎刈羽 7 号炉 地震影響を考慮した燃料被覆管疲労評価について

### 参考文献

- [1] 発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和 63 年 5 月 12 日 原子力安全委員会了承）
- [2] 平成 17 年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力 その 2（BWR 制御棒挿入性）に係る報告書（平成 18 年 9 月原子力安全基盤機構）
- [3] 浜岡原子力発電所 3，4 号機「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に関わる報告のうち耐震設計上重要な機

器・配管系の耐震安全性評価（補足説明資料）（平成 19 年 10 月 23 日、  
中部電力株式会社）

## 柏崎刈羽7号炉 地震による応力を考慮した燃料被覆管応力評価について

通常運転時に発生する応力に加え地震による応力を考慮した燃料被覆管の応力評価結果を以下に示す。

燃料タイプ：9×9 燃料（A型）

解析コード：簡易弾性解析コード FURST05（設置許可，設計認可と同じ※1）

評価部位：スペーサ間，スペーサ部

評価点：燃料寿命初期，中期，末期

運転状態：応力評価上最も厳しい条件として圧力過渡（冷却材圧力 8.57MPa[abs]）

考慮する応力：①内外圧力差に基づく応力（一次応力）

②水力振動に基づく応力（一次応力）

③楕円度に基づく応力（一次応力）

④スペーサの接触圧に基づく応力（スペーサ部評価のみ）（二次応力）

⑤半径方向温度差に基づく熱応力（二次応力）

⑥円周方向温度差に基づく熱応力（二次応力）

地震による影響を評価する場合は下記応力を追加する。ここで燃料集合体の加速度（水平方向）は燃料集合体軸方向で分布を持つが，最大値を固定値として入力する。

⑦スペーサ間のたわみに基づく応力（一次応力）

⑧チャンネルボックスのたわみに基づく応力（二次応力）

鉛直方向の地震加速度を考慮する場合には，さらに以下の応力を考慮する。

⑨鉛直地震加速度に基づく応力（一次応力）

⑩膨張スプリングの圧縮力に基づく応力（一次応力）

許容応力：一次+二次応力に対して降伏応力（ $S_y$ ）

入力値：水平加速度 1.88G（暫定条件による概算値）

鉛直加速度 1.23G（同上）

燃料集合体相対変位 20.8mm（同上）

表 1 7号炉燃料被覆管応力の評価結果※2

	スペーサ間（応力設計比）	スペーサ部（応力設計比）
	一次+二次応力	一次+二次応力
寿命初期	0.78	0.58
寿命中期	0.30	0.28
寿命末期	0.25	0.23

※1：地震時に被覆管に発生する応力は，燃料棒を梁モデルと見立てて水平方向の加速

度及びチャンネルボックスの曲がりによる強制変位を受けた際の応力計算式，鉛直方向に燃料棒が加振された場合に燃料棒断面にかかる圧縮及び引張り応力の計算式で計算する。これは，運転時及び過渡時に発生する応力の計算式を材料力学に基づいて設定している点と同様であり，応力計算方法は同じである。FURST はこれらを組み合わせて計算することが可能である。

※2：解析評価においては許容応力を引張強さ  $S_u$  として応力設計比を求めている。ここでは，図 1 に示す降伏応力  $S_y$  の  $S_u$  に対する相対値の温度依存性より，未照射材（寿命初期）において  $S_y \geq 0.5S_u$ ，照射材（寿命中期及び末期）において  $S_y \geq 0.8S_u$  の関係があることから，解析で得られた応力設計比を寿命初期においては 0.5，寿命中期及び末期においては 0.8 で除することにより， $S_y$  相当の応力設計比とした。

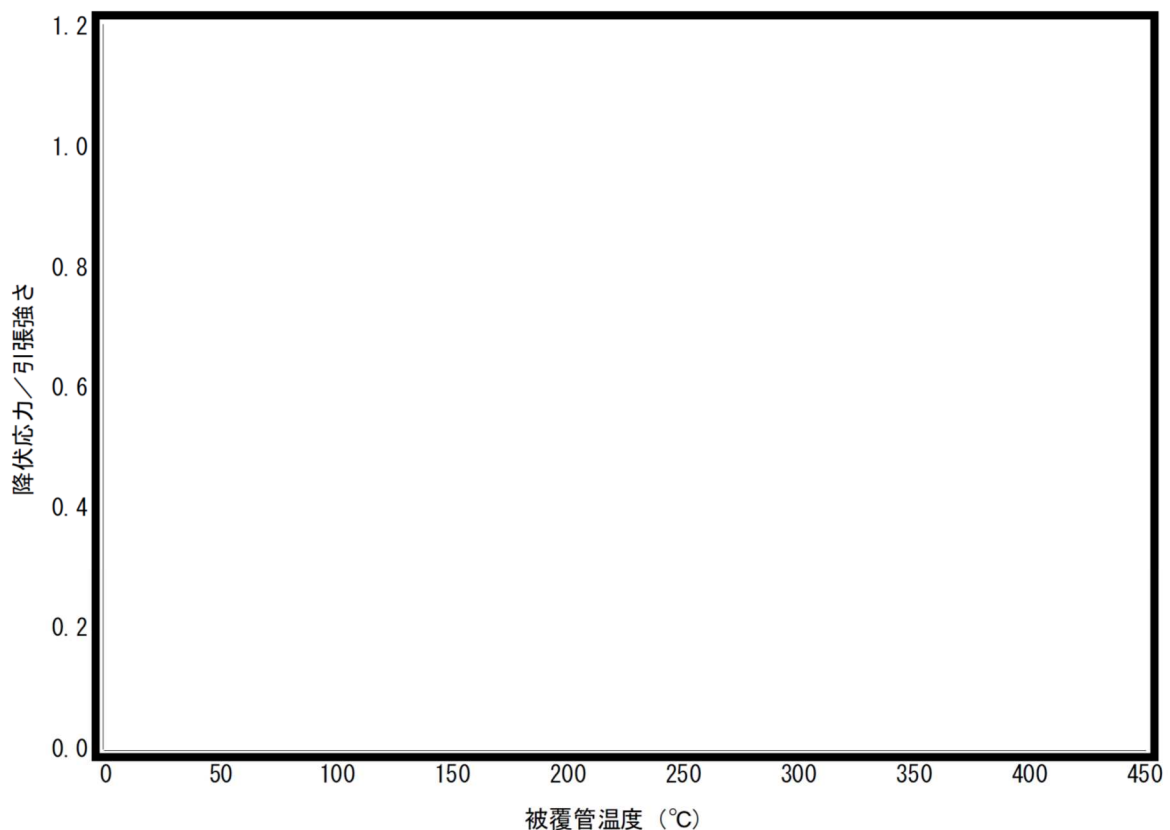


図 1 被覆管の降伏応力と引張強さの相対値の温度依存性

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

## 柏崎刈羽 7号炉 地震影響を考慮した燃料被覆管疲労評価について

通常運転時に発生する振動サイクルに加え地震による振動サイクルを考慮した燃料被覆管疲労評価結果を以下に示す。

燃料タイプ：9×9 燃料 (A 型)

解析コード：有限要素法解析コード ANSYS Ver. 14

評価部位：下部端栓溶接部

評価点：燃料寿命初期, 中期, 末期

運転状態：評価上最も厳しい条件として圧力過渡 (冷却材圧力 8.57MPa[abs])

地震荷重の繰返し数：120 回

許容サイクル数：最大応力振幅からジルカロイ設計疲労曲線に基づき評価

入力値：水平加速度 1.88G (暫定条件による Ss 応答加速度概算値)

鉛直加速度 1.23G (同上)

燃料集合体相対変位 20.8mm (暫定条件による Ss 応答変位概算値)

水平加速度 0.90G (暫定条件による Sd 応答加速度概算値)

鉛直加速度 0.63G (同上)

燃料集合体相対変位 9.3mm (暫定条件による Sd 応答変位概算値)

表 2 7号炉燃料被覆管疲労評価結果

	応力振幅 (N/mm <sup>2</sup> )	許容サイクル数	地震荷重の 繰返し数	疲労係数の増分
基準地震動 Ss	50	1.0×10 <sup>6</sup>	120	0.00012
弾性設計用地震動 Sd	23			

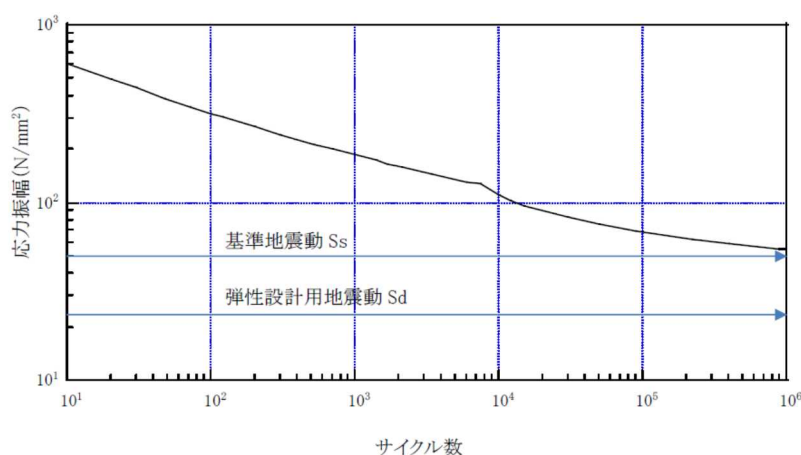


図 2 ジルカロイの設計疲労曲線<sup>[1]</sup>



参考文献

- [1] W. J. O'Donnell and B. F. Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components", Nuclear Science and Engineering,(1964)