

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB04 r. 3. 1
提出年月日	令和4年8月5日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(設計基準対象施設等)

第4条 地震による損傷の防止

令和4年8月
北海道電力株式会社

第4条：地震による損傷の防止

<目 次>

【今回提出】

第1部

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合性
 - (1) 位置，構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等
 - 1.5 手順等

第2部

1. 耐震設計の基本方針
 - 1.1 基本方針
 - 1.2 適用規格
2. 耐震設計上の重要度分類
 - 2.1 重要度分類の基本方針
 - 2.2 耐震重要度分類
3. 設計用地震力
 - 3.1 地震力の算定法
 - 3.2 設計用地震力
4. 荷重の組合せと許容限界
 - 4.1 基本方針
5. 地震応答解析の方針
 - 5.1 建物・構築物
 - 5.2 機器・配管系
 - 5.3 屋外重要土木構造物
 - 5.4 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに
これらが設置された建物・構築物
6. 設計用減衰定数
7. 耐震重要施設の安全機能への下位クラス施設の波及的影響

8. 水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せに関する影響評価方針

9. 構造計画と配置計画

(別 添)

- 別添—1 設計用地震力
- 別添—2 動的機能維持の評価
- 別添—3 弾性設計用地震動・静的地震力による評価
- 別添—4 上位クラス施設の安全機能への下位クラス施設の波及的影響の検討について
- 別添—5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針
- 別添—6 屋外重要土木構造物等及び津波防護施設の耐震評価における断面選定の考え方
- 別添—7 主要建屋の図面集
- 別添—8 入力地震動について

(別 紙)

- 別紙—1 既工認との手法の相違点の整理（設置許可変更申請段階での整理）
- 別紙—2 上位クラス施設の安全機能への下位クラス施設の波及的影響の検討
- 別紙—3 水平2方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について
- 別紙—4 規格適用範囲外の動的機能維持の評価
- 別紙—5 地震時における燃料被覆管の閉じ込め機能の維持について
- 別紙—6 土木構造物の解析手法及び解析モデルの精緻化について
- 別紙—7 後施工せん断補強筋による耐震補強について
- 別紙—8 屋外 重要土木構造物等及び津波防護施設の耐震評価における断面選定について
- 別紙—9 液状化影響の検討方針について
- 別紙—10 地下水位設定方針について
- 別紙—11 地下水排水設備について

泊発電所 3 号炉

地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の 維持について

目 次

1. はじめに
2. 基本方針
 - 2.1 要求事項の整理
 - 2.2 追加要求事項の適合性のための設計方針
3. 追加要求事項に係る評価項目の選定
4. 燃料被覆管閉じ込め機能評価方針
 - 4.1 荷重の組合せ及び許容値
 - 4.2 燃料被覆管応力評価の評価方針
 - 4.3 燃料被覆管累積疲労評価の評価方針
5. 評価手法
 - 5.1 燃料被覆管応力評価手法
 - 5.2 燃料被覆管累積疲労評価手法
6. 評価結果 （追而：基準地震動確定後、追加された地震動の評価結果を反映する。）
7. まとめ

(添付資料)

- 添付資料 1 燃料被覆管の応力評価に考慮する応力について
- 添付資料 2 地震による応力を考慮した燃料被覆管応力評価(閉じ込め機能の維持)について
- 添付資料 3 地震による繰り返し荷重を考慮した燃料被覆管疲労評価(閉じ込め機能の維持)について
- 添付資料 4 Langer and O'Donnellの設計疲労曲線
- 添付資料 5 レインフロー法による計数方法
- 添付資料 6 レインフロー法による繰り返し回数の計数結果
- 添付資料 7 燃料被覆管応力評価における許容応力について
- 添付資料 8 改正規則の影響について

(別添資料)

- 別添資料 1 泊発電所 原子炉設置変更許可申請書の抜粋
- 別添資料 2 燃料集合体の耐震計算方法
- 別添資料 3 燃料被覆管応力評価方法及び疲労評価方法に係る公開文献の抜粋

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）許可申請書添付書類八及び燃料体設計認可申請書添付書類二（応力評価）において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する内外圧力差による応力、熱応力等を考慮し、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二（地震時強度評価）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8月30日に原子力規制委員会にて「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の改正が決定、平成29年9月11日に施行され、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持についての要求が追加された。

本資料では、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針及び基準地震動による基準適合性の見通しについて説明する。なお、詳細評価については設計及び工事計画認可申請段階で説明する。

2. 基本方針

2.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第4条及び設置許可基準規則の解釈第4条を表2-1に、また、技術基準規則第5条及び技術基準規則の解釈第5条を表2-2に示す。

なお、本規則改正に伴う要求事項については、「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（平成29年2月15日 原子力規制庁）」において以下のとおり示されている。

『…地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る評価として、より精緻化する観点から、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を求める必要がある。

よって、原子力規制庁としては、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を新たに要求し、耐震重要度分類Sクラスの耐震設計の考え方にならって、その判断基準として、基準地震動 S_s の地震による1次応力を加味した運転状態における応力が設計引張強さを下回ること、また、弾性設計用地震動 S_d の地震による1次応力を加味した運転状態における応力が設計降伏点を下回ることとしたい。』

表 2-1 設置許可基準規則第 4 条及び設置許可基準規則の解釈第 4 条 (1/2)

設置許可基準規則 第 4 条 (地震による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈 第 4 条 (地震による損傷の防止)	備考
設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。	一 第 1 項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力（本規程別記 2 第 4 条第 4 項第 1 号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。）又は静的地震力（同項第 2 号に規定する静的地震力をいい、S クラスに属する機器に対し算定されるものに限る。）のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることをいう	解釈 追記
2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。	—	変更 なし
3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	—	変更 なし
4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	—	変更 なし

表 2 - 1 設置許可基準規則第 4 条及び設置許可基準規則の解釈第 4 条 (2/2)

設置許可基準規則 第 4 条 (地震による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈 第 4 条 (地震による損傷の防止)	備考
<p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>二 第 5 項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p>	<p>追加 要求 事項</p>

表 2-2 技術基準規則第 5 条及び技術基準規則の解釈第 5 条

技術基準規則 第 5 条（地震による損傷の防止）	技術基準規則の解釈 第 5 条（地震による損傷の防止）	備考
設計基準対象施設は、これに作用する地震力（設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。	—	変更なし
2 耐震重要施設（設置許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。）は、基準地震動による地震力（設置許可基準規則第四条第三項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。	—	変更なし
3 耐震重要施設が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	—	変更なし
4 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。	5 第 4 項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。	追加 要求 事項

2.2 追加要求事項の適合性のための設計方針

本規則改正に係る要求事項を満足し、追加要求事項への適合性を示すため、燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針を定め、発電用原子炉設置変更許可申請書に以下のとおり追記する。

(本文)

炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能については、以下のとおり設計する。

- ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように設計する。
- ・基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込め機能に影響を及ぼさないように設計する。

(添付書類八)

炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能については、以下のとおり設計する。

- ・通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。
- ・通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込め機能に影響を及ぼさない設計とする。

3. 追加要求事項に係る評価項目の選定

これまで、燃料被覆管の閉じ込め機能に関してはPWR燃料では「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）」及び「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について（昭和51年2月16日原子炉安全専門審査会）」に基づき、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準（以下「5基準」という。）を満足できるように設計することとしている。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの融点未満であること。
- (2) 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 被覆管応力は、被覆材の耐力以下であること。
- (4) 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

（既許可の原子炉設置変更許可申請書添付書類八）

本規則改正に伴う要求事項（2.1参照）は、上記の5基準のうち(3)応力を対象としたものであるが、2.2で示した設計方針を満足するための具体的な要求事項を明確化するため、以上の5基準のうち、応力以外の項目も含めて、地震による影響を考慮すべき項目を検討する。

5基準に対する地震動の影響は以下のとおりである。

- (1) 「燃料中心最高温度」及び(2) 「燃料棒内圧」

「燃料中心最高温度」及び「燃料棒内圧」は、出力変化に依存するものである。一方、地震により生じるのは応力の増加といった機械的な変化であり、出力の著しい変化は起こらないため、地震動の考慮による影響はない。

- (3) 「燃料被覆管応力」

地震動により燃料被覆管に外力として応力が作用するため、影響を考慮する必要がある。

- (4) 「燃料被覆管歪」

運転時の異常な過渡変化事象において発生する円周方向の燃料被覆管引張歪はペレットと燃料被覆管の機械的相互作用（Pellet Cladding Mechanical Interaction：PCMI）による歪が支配的であり、地震により燃料被覆管に発生する変位は軸方向に作用するものであることから円周方向引張歪への影響はない。

- (5) 「累積疲労サイクル（燃料被覆管累積疲労）」

地震動によって燃料被覆管には外力が作用し、地震動が継続する間、繰り返し応力として作用するため、疲労評価への影響を考慮する必要がある。

以上のとおり、燃料被覆管閉じ込め機能評価において地震動の影響を考慮すべき項目は

「燃料被覆管応力」及び「燃料被覆管疲労」である。

4. 燃料被覆管閉じ込め機能評価方針

4.1 荷重の組合せ及び許容値

3. で示した、燃料被覆管閉じ込め機能評価において地震動の影響を考慮すべき項目である「燃料被覆管応力」及び「燃料被覆管疲労」の評価に対して考慮する荷重の組合せ及び許容値は以下のとおりとする。これらの荷重の組合せ及び許容値は、応力については2.1で示した本規則改正に伴う要求事項のとおりとしており、また、疲労については、従来の5基準評価における評価条件に対し設計地震荷重を追加し、許容値については従来同様としている。それぞれの評価については次節以降で詳述する。

表4-1 荷重の組合せ及び許容値

構成部品	要求事項		荷重の組合せ	評価値	許容値
燃料被覆管	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に閉じ込め機能を維持すること ^(注1)	応力	運転時荷重 ^(注2) +設計地震荷重	体積平均 相当応力 ^(注3)	Sd地震動時 : 耐力 (Sy) Ss地震動時 : 設計引張強さ (Su)
		疲労	種々の設計過渡条件 ^(注4) +設計地震荷重	累積損傷 係数	ASME Sec. III の概念 による設計疲労寿命 以下であること ^(注5)

(注1) JEAC 4601補-1984より、「通常運転時」は「運転状態Ⅰ」に相当し、「運転時の異常な過渡変化時」は「運転状態Ⅱ」を包絡した状態である。また、JEAG 4601-1991追補版では「運転状態Ⅰ」及び「運転状態Ⅱ」とSd地震動及びSs地震動の組合せに対する許容応力状態はそれぞれⅢ_AS及びⅣ_ASとされている。JEAG 4601-1991追補版では許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASには崩壊熱の除去が可能な形状を保つことが要求されているが、改正規則では、閉じ込め機能維持が要求されることから、1次+2次応力評価及び疲労評価を新たに実施する。

(注2) 運転時荷重には通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の荷重を考慮する。

(注3) 燃料被覆管に発生する応力には、一次応力（内外圧差による応力、水力振動による応力及び地震による応力）と、二次応力（ペレット-燃料被覆管相互作用による応力及び熱応力）があり、これらは燃料被覆管の肉厚方向に分布を有している。体積平均相当応力とは燃料被覆管にかかる合応力を体積の重みを付けて平均したものである。

(注4) 種々の設計過渡条件として起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時を考慮する。

(注5) 設計疲労曲線にはLanger and O' Donnellの曲線を使用する。

燃料被覆管応力評価の許容値について、上記表のとおり、弾性設計用地震動に対して耐力 (S_y)、基準地震動に対して設計引張強さ (S_u) であるが、基準地震動により生じる燃料被覆管応力は弾性設計用地震動により生じる応力を包含するため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する応力に基準地震動により発生する応力を加えた場合でも耐力以下となることを確認することにより、弾性設計用地震動に対する要求も満足する。

4.2 燃料被覆管応力評価の評価方針

今回の申請における燃料被覆管応力評価方針は以下のとおりである。

表4-2 燃料被覆管応力評価の評価方針

構成部品	要求事項	荷重の組合せ	評価値	許容値
燃料被覆管	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に閉じ込め機能を維持すること	運転時荷重（通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の荷重） 〈内外圧差による応力〉 〈接触圧による応力〉 〈熱応力〉 〈水力振動による応力〉	体積平均相当応力	Ss地震動時：耐力（Sy） ^{（注1）}
		設計地震荷重 〈地震による応力〉		

（注1）燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないこと、すなわち燃料被覆管に破損が発生しないことは、許容値を引張強さとすることにより確認できる。一方、PWR燃料被覆管では、JEAGに規定されるように従来、保守的にSy（耐力）を許容値としており、この評価においても許容値として耐力を適用する。

評価対象燃料は原子炉設置変更許可済の以下の燃料とする。

表4-3 評価対象燃料

	燃料タイプ
三菱原子燃料製燃料 (A型燃料)	ステップ2燃料 ^{（注1）（注2）}
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 ^{（注3）}
原子燃料工業製燃料 (B型燃料)	ステップ2燃料 ^{（注2）}

注1：信頼性向上燃料を含む

注2：燃料集合体最高燃焼度 55,000 MWd/t

注3：燃料集合体最高燃焼度 45,000 MWd/t。工事計画認可は未取得。

既許可の原子炉設置変更許可申請書添付書類八において、燃料被覆管応力評価の方針が以下のとおり記載されているが、上記表に示したとおり、今回申請の地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能維持に係る燃料被覆管応力評価方針と同様である。

(既許可の原子炉設置変更許可申請書 添付書類八)

- ・被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。
- ・被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

4.3 燃料被覆管累積疲労評価の評価方針

今回の申請における燃料被覆管累積疲労評価の方針は以下のとおりである。

表 4-4 燃料被覆管累積疲労評価の評価方針

構成部品	要求事項	荷重の組合せ	評価値	許容値
燃料被覆管	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に閉じ込め機能を維持すること	種々の設計過渡条件 (起動・停止、負荷追従 運転、運転時の異常な過 渡変化時)	累積損傷 係数	ASME Sec. III の概念 による設計疲労寿命 以下であること ^(注)
		設計地震荷重 (基準地震動Ss)		

(注) 設計疲労曲線にはLanger and O'Donnellの曲線を使用する。

既許可の原子炉設置変更許可申請書添付書類八において、燃料被覆管累積疲労評価の評価方針が以下のとおり記載されているが、上記表に示したとおり、今回申請の地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能維持に係る燃料被覆管累積疲労評価方針と同様である。

(既許可の原子炉設置変更許可申請書 添付書類八)

- ・累積疲労サイクルは設計疲労寿命以下となる設計とする。
- ・設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

5. 評価手法

5.1 燃料被覆管応力評価手法

燃料被覆管応力の評価方法は、既許可の原子炉設置変更許可申請書添付書類八に記載の参考文献及び既認可の工事計画認可申請書燃料集合体の耐震計算書に記載されている。

4.2に示すとおり、考慮する荷重や評価値などの評価方針は既許可と同様であることから、今回申請している地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能維持に係る応力は、既許可の評価方法と同様の手法で評価する。

(1) 概要

4.2に記す方針を満足することを確認するため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する応力に基準地震動による応力を加味した燃料被覆管応力を求め、これが燃料被覆管応力の評価基準である燃料被覆管の耐力以下となることを確認する。

(2) 燃料被覆管応力評価方法

燃料被覆管応力評価は、燃料棒健全性評価の方法として許可を受けている燃料棒挙動解析モデルによって行う（別添資料1及び別添資料3）。燃料被覆管応力評価の流れを図1に示す。

(3) 地震時に燃料被覆管に生じる応力の評価方法

燃料被覆管に生じる地震時応力については、燃料集合体の水平方向及び鉛直方向応答解析を実施し、得られた応答を入力として燃料棒に生じる応力の解析を実施して得られる結果を用いる。具体的な評価方法は、別添資料2（燃料集合体の耐震計算方法）によるが、詳細については設計及び工事計画認可申請段階で説明する。

(4) 応力の組み合わせ

燃料被覆管応力評価において考慮している応力は、「a. 内外圧差による応力」、「b. 接触圧による応力」、「c. 熱応力」、「d. 水力振動による応力」、「e. 地震による応力」がある（添付資料1）。このうち、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料被覆管に発生する応力は、運転時の異常な過渡変化時における線出力密度の上昇に伴うペレットの熱膨張により、ペレットと燃料被覆管の接触が増大することによるペレットと燃料被覆管の接触による応力が主である。このため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、線出力密度が上昇する事象として以下の2事象を選定し、炉心内の燃料の寿命期間中に燃料被覆管に発生する「a. 内外圧差による応力」、「b. 接触圧による応力」、「c. 熱応力」を組み合わせた最大の応力を評価する。

① 原子炉の出力運転中、ほう素の異常な希釈に伴う反応度添加を補償するよう自動制御された制御棒クラスタが炉心内に自動挿入され、出力分布の歪みが大きくなる「原子

炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象

- ② 原子炉の出力運転中、制御棒クラスタの異常な引き抜きによる原子炉出力の上昇及び出力分布の変化を生じる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」事象

このように評価された「a. 内外圧差による応力」、「b. 接触圧による応力」、「c. 熱応力」に、更に「d. 水力振動による応力」、「e. 地震による応力」を組み合わせ、最終的に体積平均の相当応力を算出し耐力と比較する。なお、上述している応力の組み合わせについては、許可を受けた原子炉設置変更許可申請書添付書類八に記載されている(別添資料1)。

燃料被覆管に生じる応力は、上述の a ~ e までの応力を組み合わせた合計応力が、内面から外面へと連続的に変化している。燃料被覆管に生じる応力が連続的かつ燃料被覆管が延性材料であることから燃料被覆管に発生する応力が耐力を超えても直ちに破損しないことを考慮して、燃料被覆管全体としての変形を抑えることにより燃料被覆管の破損を防止するため、燃料被覆管応力に体積平均相当応力を用いて平均的な挙動として捉え、燃料被覆管耐力で制限する。

なお、「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」(昭和51年2月16日原子炉安全専門審査会)に、燃料被覆管の応力は「体積平均の相当応力」を「耐力」と比較することで健全性を確認することが記載されている。

ここで、体積平均相当応力とは、燃料被覆管にかかる合計応力を体積の重みを付けて平均したものであり、既認可の工事計画認可申請書の燃料集合体の耐震計算書における応力評価においても用いている方法である。具体的には以下に示すとおりである。

まず、燃料被覆管任意半径 r における相当応力 $\sigma_{\text{eff}}(r)$ は以下の式で与えられる。

$$\sigma_{\text{eff}}(r) = \sqrt{\frac{(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_r)^2}{2}}$$

これを軸方向単位長さ当たり、半径方向に体積積分(あるいは体積平均)をとり、体積平均相当応力 $\sigma_{\text{eff}}(r)$ を以下の式で求める。

$$\sigma_{\text{eff}} = \frac{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \sigma_{\text{eff}}(r) dz \cdot r d\theta \cdot dr}{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 dz \cdot r d\theta \cdot dr} = \frac{2 \int_{r_i}^{r_o} r \cdot \sigma_{\text{eff}}(r) dr}{(r_o^2 - r_i^2)}$$

r 、 θ 及び z は円筒座標系の変数であり、それぞれ径方向、周方向及び軸方向の座標値を表す。

(5) 許容値（耐力）

応力評価における許容値として燃料被覆管の耐力を用いる。燃料被覆管の材料であるジルカロイ-4及びジルコニウム基合金の耐力は、高速中性子照射によつて増加するため、燃料寿命初期は未照射材の耐力と、それ以外の時点では照射材の耐力と比較する。これらの未照射材及び照射材の耐力基準値は、それぞれ耐力実績データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値である。最も評価結果の厳しいA型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で適用した燃料被覆管の耐力を図2に示す。

4.2及び本項に示したとおり、今回申請している地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能維持に係る燃料被覆管応力評価の評価方針及び評価方法は既許可の原子炉設置変更許可及び既認可の工事計画認可と同様であることから、燃料被覆管応力評価における技術的新規性はない。

5.2 燃料被覆管累積疲労評価手法

5.2.1 既許可における燃料被覆管累積疲労評価方法

既許可における燃料被覆管累積疲労評価方法は、既許可の原子炉設置変更許可申請書添付書類八に記載の参考文献に記載されているとおり、ASME Sec. IIIの疲労評価手順（最大せん断応力説による疲労損傷評価）に基づいて実施する。以下、許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の安全審査において確認されている評価方法の手順を示す（別添資料1及び別添資料3）。

a. 応力繰り返しサイクル条件の設定

燃料寿命中に想定される過渡条件について、3つに分類（起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時）してそれぞれの応力繰り返しサイクル数を設定する。

b. 内外圧差による応力

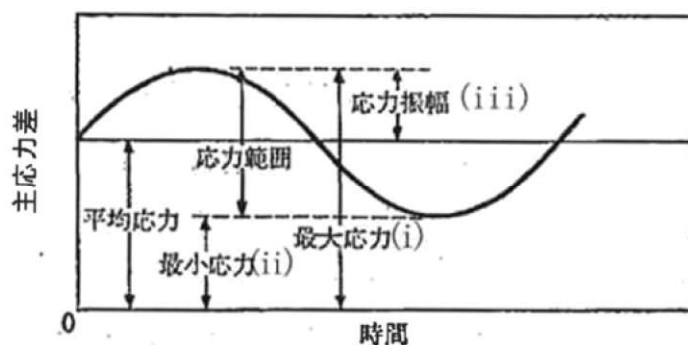
想定している3つの過渡条件ごとに以下のとおり実施する。

(a) 燃料被覆管に発生する主応力成分 (σ_r , σ_θ , σ_z) を温態停止時及び過渡条件時（冷態停止時、100%出力時（負荷追従運転）、運転時の異常な過渡変化時）について算出する。

(b) ASME Sec. IIIの考え方に基づいて、温態停止時及び過渡条件時について、主応力差 $|\sigma_r - \sigma_\theta|$, $|\sigma_\theta - \sigma_z|$, $|\sigma_z - \sigma_r|$ を求める。

(c) 温態停止時の主応力差と過渡条件時の主応力差との幅を、疲労評価における繰り返し応力の全振幅と考えると、大きい方の主応力差を最大値（下図の(i)）、小さい方の主応力差を最小値（下図の(ii)）として、(最大値－最小値)／2より片振幅 S_{alt} （下図の(iii)）を算出する。

(d) 燃料棒の寿命中の評価期間に対して上記の計算を行う。



繰り返し応力（主応力差）の時間変化（概念図）

c. 許容繰り返しサイクル数の算出

b. にて算出した各過渡条件における S_{alt} のうち、それぞれ最大となる $\text{Max } S_{alt}$ について、対応する許容繰り返しサイクル数 N を、図3に示すLanger and O'Donnellによるジルカロイ材の設計疲労曲線に基づき算出する。

d. 累積疲労損傷係数の算出

評価期間ごとにc. にて求めた最大応力変動幅 $\text{Max } S_{alt}$ に対応する許容繰り返しサイクル数 N と、各過渡条件にて想定される応力繰り返しサイクル数 n の比、すなわち疲労損傷係数 n/N を求め、これらを燃料寿命全般に渡って足し合わせ、累積疲労損傷係数を算出する。

5.2.2 設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価（本規則改正後の評価）

今回の申請では、4.3に示すとおり、種々の設計過渡条件（起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時）及び設計地震荷重（基準地震動）に対し、既許可と同様にASME Sec. IIIの概念による方法を用いることとしているが、今回の申請において設計地震荷重を考慮した累積疲労評価は新たな取扱いとなる。

以下に、設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価方法の概要を示す。

a. 応力繰り返しサイクル条件の設定

地震時に燃料被覆管に発生する応力が繰り返し応力として作用すると想定し設定する。設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価における繰り返し回数としては、他機器の評価条件（詳細評価については設計及び工事計画認可申請段階で説明する）と同一の200回としている。

b. 応力変動幅の算出

以下のとおり応力変動幅を算出する。

(a) 地震時に燃料被覆管に発生する応力の主応力成分（ $\sigma_r, \sigma_\theta, \sigma_z$ ）を算出する。

地震動による発生応力として基準地震動により燃料被覆管に発生する応力を考慮する。地震による応力は以下のとおり軸方向成分のみである。

径方向応力	周方向応力	軸方向応力
$\sigma_r [= 0]$	$\sigma_\theta [= 0]$	$\sigma_z [= \text{地震による応力}]$

(b) ASME Sec. IIIの考え方に基づいて、温態停止時及び過渡条件時について、主応力差 $|\sigma_r - \sigma_\theta|, |\sigma_\theta - \sigma_z|, |\sigma_z - \sigma_r|$ を求める。

(c) 主応力差の最大値と最小値の幅を、疲労評価における繰り返し応力の全振幅と考えて、(最大値－最小値)／2より片振幅 S_{alt} を算出する。

応力の差	径方向応力－ 周方向応力	周方向応力－ 軸方向応力	軸方向応力－ 径方向応力
主応力差	$\sigma_r - \sigma_\theta$ [= 0]	$\sigma_\theta - \sigma_z$ [= -地震による応力]	$\sigma_z - \sigma_r$ [= 地震による応力]

c. 許容繰り返しサイクル数の算出

b. にて算出した地震時に燃料被覆管に発生する応力における S_{alt} を用いて、対応する許

容繰り返しサイクル数 N を、図3に示すLanger and O' Donnellによるジルカロイ材の設計疲労曲線に基づき算出する。

Langer and O' Donnellの設計疲労曲線は、ジルカロイ照射材による高温（316°C）の疲労試験データに基づいて設定された最確曲線に対し、データのばらつきを考慮して、保守的に繰り返し応力の片振幅を1/2倍、許容繰り返し回数1/20倍して設定されている。また、Langer and O' Donnellの設計疲労曲線を燃料被覆管の疲労評価に用いることについては「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」（昭和51年2月16日原子炉安全専門審査会）等に記載され、適用の妥当性が確認されている。詳細については、添付資料4に示す。

d. 地震時に発生する応力による累積疲労損傷係数の算出

c. にて求めた許容繰り返しサイクル数 N と、地震時に燃料被覆管に発生する応力の繰り返しサイクル数 n の比、すなわち疲労損傷係数 n/N を求める。

e. 累積疲労損傷係数の算出

地震時の燃料被覆管閉じ込め機能維持に係る疲労評価では、5.2.1 d. で求めた燃料寿命期間中の疲労損傷係数と、本項 d. で求めた地震時に発生する応力による疲労損傷係数を足し合わせることで、累積損傷係数を算出し、その総和が1を超えないことを確認する¹。

4.3、5.2.1及び本項に示したとおり、地震時の燃料被覆管閉じ込め機能維持に係る燃料被覆管累積疲労評価の評価方針については既許可の原子炉設置変更許可と同様であるが、設計地震荷重の考慮については既許可の範囲に含まれていないことから、次項では、設計地震荷重を考慮した累積疲労評価方法の妥当性について述べる。

¹ 地震動のみの繰り返し応力による疲労損傷係数と燃料寿命期間中におけるその他の発生要因による繰り返し応力の疲労損傷係数を足し合わせて評価する方法（ASME Sec.IIIの概念による線形累積損傷則）は、JEAG 4601-1987における他機器の地震時の疲労評価の方法と同一である。

5.2.3 設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価方法の妥当性

5.2.2 a～e で示した設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価方法において、新たな取扱いとなる点についての妥当性は以下のとおりである。

- 地震による応力変動幅
 - ・地震による応力変動幅は地震により燃料被覆管に発生する応力の最大値を使用する。

- 設計地震荷重を考慮した疲労損傷係数と設計過渡条件での疲労損傷係数の足し合わせ
 - ・各条件に対してそれぞれ評価した疲労損傷係数を足しあわせ累積疲労損傷係数を算出する方法についてはASME Sec. IIIの概念と同一である。なお、JSMEやJEAGにおいて機器の疲労評価にも採用されている一般的な疲労評価の方法である。

- 繰り返し回数200回
 - ・設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価における繰り返し回数としては、他機器の評価条件（詳細評価については設計及び工事計画認可申請段階で説明する）と同一の200回としている。
 - ・地震による応力の繰り返し回数200回については、他機器と同一の繰り返し回数の計数方法（レインフロー法）により、燃料集合体の地震応答解析結果に基づき、実際に繰り返し回数を計数し、200回を下回ることを確認している。（各燃料タイプの評価結果は添付資料6）
 - ・具体的には、まず、図3に示すLanger and O' Donnellの設計疲労曲線より疲労限（繰り返し負荷しても疲労破損に到らない限界）となる応力（約55MPa）を求める。次に、燃料集合体の地震応答解析結果から、疲労限以上の応力が発生する変位となる応答変位が発生する回数をレインフロー法により計数する。レインフロー法による計数方法の詳細は添付資料5に示す。

以上のように、今回申請している設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価の妥当性を確認している。

6. 評価結果（追而：基準地震動確定後、追加された地震動の評価結果を反映する。）

燃料被覆管応力評価結果について、表4-3に示す原子炉設置変更許可済の燃料タイプを対象に、最も評価が厳しくなる燃料タイプの評価結果（代表例）を表6-1に示す。（その他の燃料タイプの評価結果は添付資料2参照）

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生す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、燃料被覆管の体積平均相当応力は燃料被覆管の耐力以下となることを確認した。

燃料被覆管疲労評価結果について、表4-3に示す原子炉設置変更許可済の燃料タイプを対象に、最も評価が厳しくなる燃料タイプの評価結果（代表例）を表6-2に示す。（その他の燃料タイプの評価結果は添付資料3参照）

種々の設計過渡条件による疲労に加え、地震動による繰り返し荷重を考慮した場合においても、累積疲労損傷係数が1を超えないことを確認した。

評価の詳細については、設計及び工事計画認可申請段階で説明する。

表6-1 応力評価結果

(最も評価が厳しくなるA型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を記載している)

(単位：MPa)

項目		応力成分					
		σ_{θ}	σ_r	σ_z			
内外圧差 及び接触 圧による 応力	内 面	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]			
	外 面						
熱応力	内 面						
	外 面						
水力振動 による 応力	内外面				0.0	0.0	± 0.6
地震に よる応力	内外面				[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
(注1) 合計応力	内 面						
	外 面						
(注1) 体積平均相当応力							
許容応力 (注2)							

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

追而（上記の [破線部分] は、基準地震動確定後の評価結果を反映する）

※現状の記載値は、「平成25年申請時のSs」および「平成26年12月25日審査会合時点までに策定したSs」に対して評価した結果を示している。以下、本資料において同じ。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 6 - 2 疲労評価結果

燃料タイプ ^(注1)	設計地震荷重 の累積疲労損傷係数	設計過渡条件 の累積疲労損傷係数	合計	基準
A型ステップ2燃料 ^(注2)	0.02	0.40	0.42	≤ 1

(注1) 評価が最も厳しくなる燃料タイプを記載している

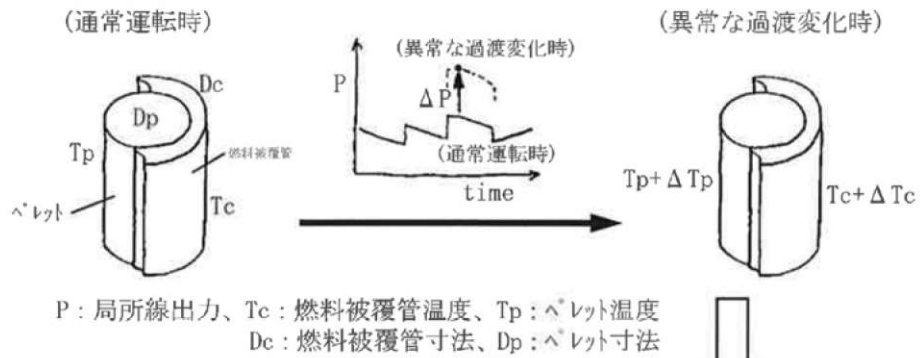
(注2) 信頼性向上燃料を含む

追而（上記の破線部分は、基準地震動確定後の評価結果を反映する）

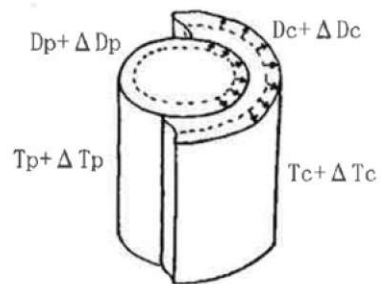
7. まとめ

地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針を示すとともに、基準地震動による評価により、基準に適合する見通しであることを確認した。なお、詳細評価については設計及び工事計画認可申請段階で説明する。

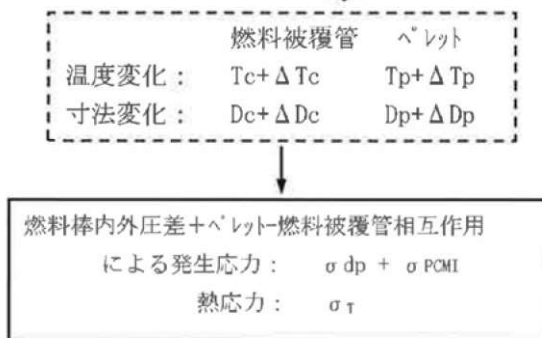
(1) 燃料被覆管／ペレット温度変化



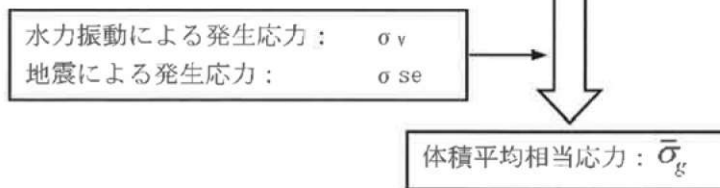
(2) 温度変化に対する寸法変化



(3) 温度変化・寸法変化に伴う発生応力



(4) 水力振動・地震に伴う発生応力



(5) 耐力との比較

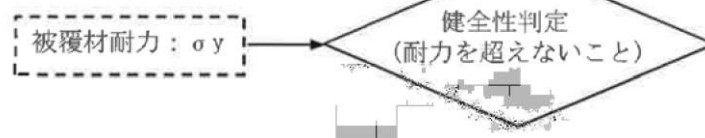


図1 燃料被覆管応力評価の流れ

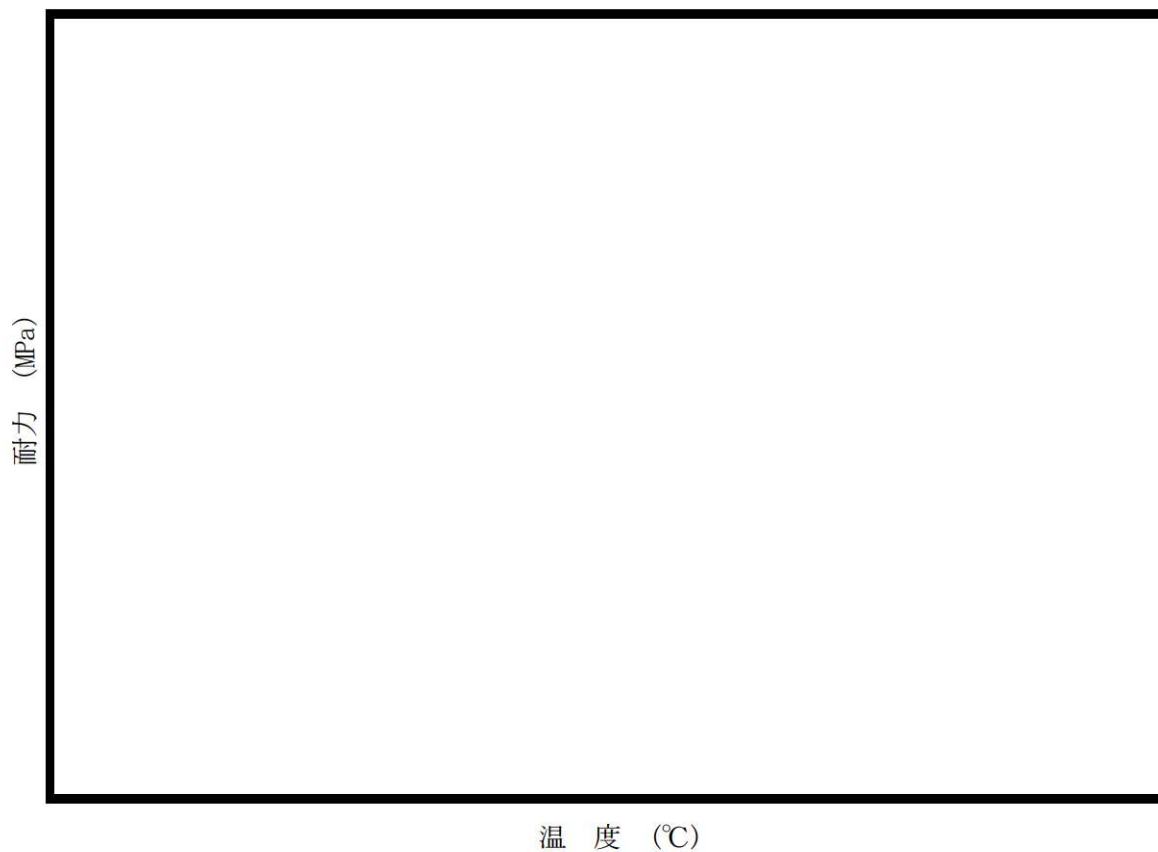


図2 燃料被覆管の耐力 (ジルコニウム基合金)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

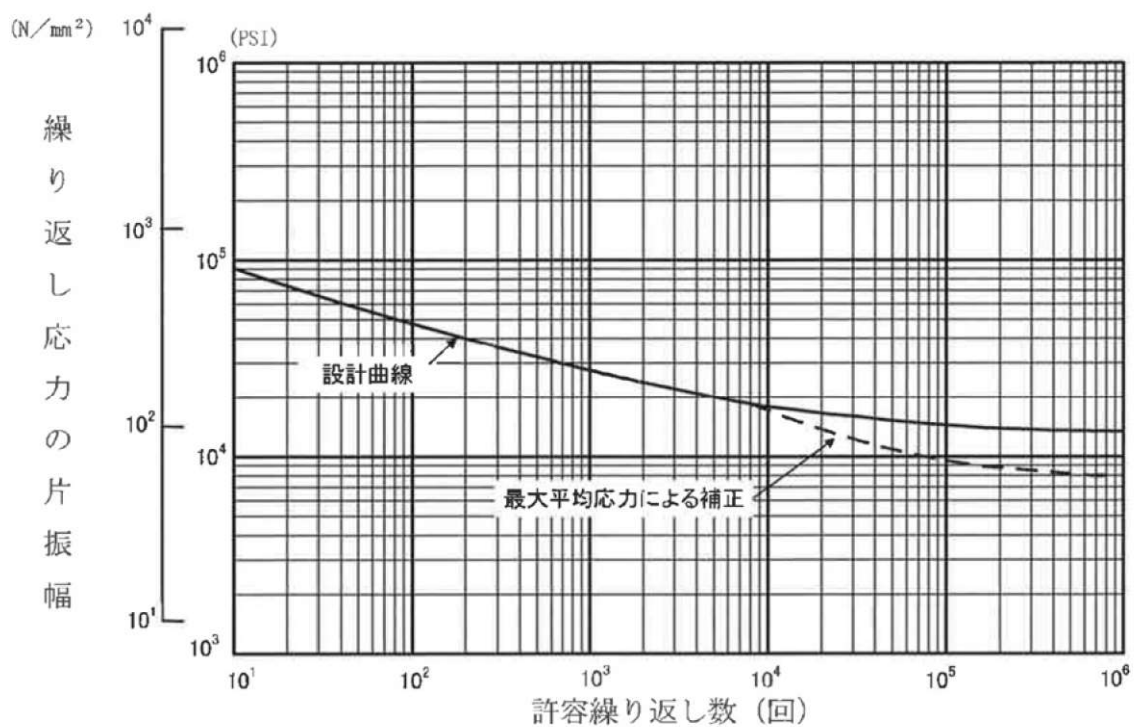


図3 Langer and O'Donnellの設計疲労曲線²

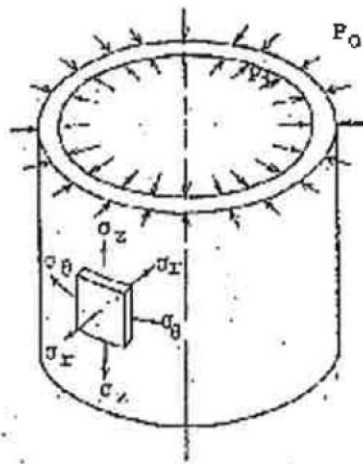
² W.J.O'Donnell and B.F.Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering 20, 1 - 12(1964)

燃料被覆管の応力評価に考慮する応力について

原子炉の運転中、燃料被覆管に発生する応力として以下の要因を考慮している。なお、燃料被覆管応力の評価項目については、許可を受けた原子炉設置変更許可申請書添付書類八において記載されている。（別添資料 1）

a. 内外圧差による応力

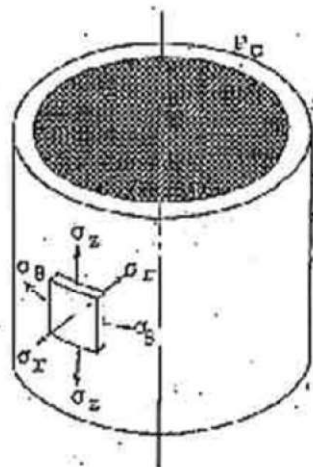
内外の差圧により燃料被覆管が周りから圧縮されることにより発生する応力。1次応力に分類される。



- P_0 : 外 圧
- P_1 : 内 圧
- σ_r : 内外圧差による半径方向応力
- σ_θ : 内外圧差による円周方向応力
- σ_z : 内外圧差による軸方向応力

b. 接触圧による応力

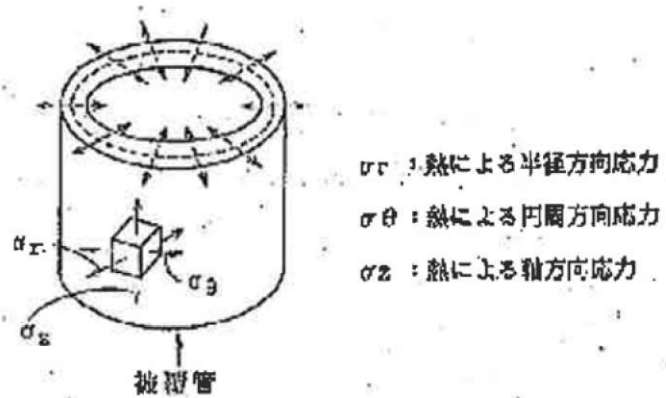
ペレットと燃料被覆管の接触により、ペレットが燃料被覆管を押し広げようとすることにより発生する応力。2次応力に分類される。



- P_c : ペレットと被覆管の熱膨張差による接触圧
- σ_r : 接触圧による半径方向応力
- σ_θ : 接触圧による円周方向応力
- σ_z : 接触圧による軸方向応力

c. 熱応力

燃料被覆管内外面で温度が異なるため、熱膨張の差により発生する応力。内面側は、温度が高く熱膨張量が大きくなるが、外面側では温度が低く、内面側に比べ熱膨張量が小さい。このため、内面側では外面側に押さえられ圧縮応力が発生し、外面側では、内側から広げられることにより引張り応力が発生する。2次応力に分類される。



d. 水力振動による応力

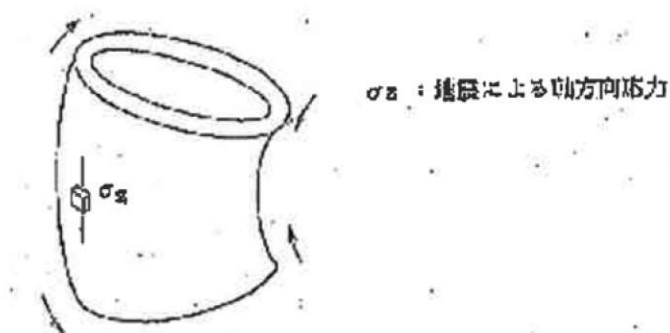
燃料棒軸方向の冷却材の流れによつて燃料棒が振動し、燃料被覆管が曲げられることにより発生する応力。1次応力に分類される。



e. 地震による応力

地震による応力において、軸方向のゆれについては、燃料被覆管は自重による軸方向の荷重を受け、軸方向に応力が発生する。

また、水平方向のゆれについては、燃料棒の曲がりが発生することにより応力が発生する。この曲がりについては、地震時に発生する燃料集合体の水平方向の変位により燃料棒が変位することにより発生するものであり周方向・径方向応力は、軸方向応力に比べ極めて小さく無視しうることから、燃料被覆管の地震による応力については、軸方向についてのみ考慮している。また、支持格子の衝突による荷重は支持格子が変形することにより、支持格子が荷重を負担することから、考慮していない。なお、地震による応力は1次応力に分類される。



地震による応力を考慮した燃料被覆管応力評価(閉じ込め機能の維持)について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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。

燃料被覆管応力評価の流れを添付 2-1 図、地震による応力評価の流れを添付 2-2 図に示す。

1. A型ステップ2燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の評価結果(添付 2-1 表及び添付 2-2 表)

(1) 評価部位: 被覆管

(2) 解析コード:

地震時応力解析コード

ANSYS Ver11.0 ※¹(設置許可、設計認可と同じ)

燃料被覆管応力評価コード

高燃焼度用FINE Ver3.0及び3.1※²(設置許可、設計認可と同じ)

(3) 評価点: 燃料寿命初期、中期、末期

(4) 運転状態:

高温停止時、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時(「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」又は「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」)

(5) 考慮する応力

- ①内外圧差による応力(一次応力)
- ②接触圧による応力(二次応力)
- ③熱応力(二次応力)
- ④水力振動による応力(一次応力)
- ⑤地震による応力(一次応力)

追而(下記の破線部分は、基準地震動確定後の評価結果を反映する)

※現状の記載値は、「平成 25 年申請時の S_s」および「平成 26 年 12 月 25 日審査会合時点までに策定した S_s」に対して評価した結果を示している。以下、本資料において同じ。

(6) 許容値: 耐力(S_y)

(7) 入力値:

<A型ステップ2燃料 ^(注1) >	
燃料集合体最大変位(水平方向の燃料集合体群振動計算より)	□
燃料集合体軸荷重(鉛直方向の燃料集合体振動計算より)	□
<A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料>	
燃料集合体最大変位(水平方向の燃料集合体群振動計算より)	□
燃料集合体軸荷重(鉛直方向の燃料集合体振動計算より)	□

(注1) 信頼性向上燃料を含む。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ここで、燃料集合体に作用する地震時応答として、地盤の不確かさを考慮した影響評価を行う（追而）。工事計画認可申請段階における評価では、その他の材料物性の不確かさ等の影響を評価する。

また、今後、設計及び工事計画認可申請段階で水平2方向への影響について検討を実施する。

※1：ANSYS は燃料集合体の2次元有限要素法（はり要素）による応力解析に使用している汎用市販コードであり、地震時の燃料集合体変形等を入力して、燃料被覆管の地震時応力を算出することができる。

※2：高燃焼度用FINEコードは、A型ウラン燃料(Ver3.0)及びMOX燃料(Ver3.1)を対象に、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び地震時における被覆管応力を足し合わせて、燃料被覆管の体積平均相当応力を計算することができる。

なお、地震時に燃料被覆管に発生する応力は、上部炉心板及び下部炉心板における時刻歴応答加速度を入力とした燃料集合体の応答解析（水平方向群振動解析及び鉛直方向振動解析）を実施し、得られた応答を入力として燃料棒に生じる応力の解析を実施して得られる結果を用いる（添付2-2図）。これに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における内外圧差及び接触圧による応力、熱応力、水力振動による応力を組み合わせて体積平均相当応力を計算する（添付2-1図）。地震時に発生する応力にはANSYSを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する応力には高燃焼度用FINEを用いて計算する。

2. B型ステップ2燃料の評価結果(添付2-3表)

(1)評価部位:被覆管

(2)解析コード:

地震時応力解析コード

NASTRAN Ver2012.2.0*¹ (設置許可、設計認可 はNASTRAN ver70)

燃料被覆管応力評価コード

高燃焼度用FPAC Ver1*² (設置許可、設計認可と同じ)

(3)評価点:燃料寿命初期、中期、末期

(4)運転状態:

高温停止時、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時(「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」又は「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」)

(5)考慮する応力

①内外圧差による応力(一次応力)

②接触圧による応力(二次応力)

③熱応力(二次応力)

④水力振動による応力(一次応力)

⑤地震による応力(一次応力)

(6)許容値:耐力(Sy)

(7)入力値:

燃料集合体最大変位(水平方向の燃料集合体群振動計算より):

燃料集合体軸荷重(鉛直方向の燃料集合体振動計算より):

追而(上記の破線部分)は、基準地震動確定後の評価結果を反映する)

※1: NASTRAN は燃料集合体の2次元有限要素法(はり要素)による応力解析に使用している汎用市販コードであり、地震時の燃料集合体変形等を入力して、燃料被覆管の地震時応力を算出することができる。

※2: 高燃焼度用FPACは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び地震時における被覆管応力を足し合わせて、燃料被覆管の体積平均相当応力を計算することができる。

なお、地震時に燃料被覆管に発生する応力は、上部炉心板及び下部炉心板における時刻歴応答加速度を入力とした燃料集合体の応答解析(水平方向群振動解析及び鉛直方向振動解析)を実施し、得られた応答を入力として燃料棒に生じる応力の解析を実施して得られる結果を用いる(添付2-2図)。これに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における内外圧差及び接触圧による応力、熱応力、水力振動による応力を組み合わせて体積平均相当応力を計算する(添付2-1図)。地震時に発生する応力にはNASTRANを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する応力には高燃焼度用FPACを用いて計算する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付2-1表 A型ステップ2燃料^(注4) 被覆管応力評価結果

(単位：MPa)

評価条件		高温停止時			通常運転時									運転時の異常な過渡変化時								
		寿命初期			寿命初期			寿命中期			寿命末期			寿命初期			寿命中期			寿命末期		
項目	応力成分	σ_θ	σ_r	σ_z	σ_θ	σ_r	σ_z	σ_θ	σ_r	σ_z	σ_θ	σ_r	σ_z	σ_θ	σ_r	σ_z	σ_θ	σ_r	σ_z	σ_θ	σ_r	σ_z
		内外圧差及び接触圧による応力	内面																			
外面																						
熱応力	内面																					
	外面																					
水力振動による応力	内外面	0.0	0.0	±0.5	0.0	0.0	±0.5	0.0	0.0	±0.5	0.0	0.0	±0.5	0.0	0.0	±0.5	0.0	0.0	±0.5	0.0	0.0	±0.5
地震による応力	内外面																					
^(注1) 合計応力	内面																					
	外面																					
^(注1) 体積平均相当応力																						
許容応力 ^(注2)																						

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

(注4) 信頼性向上燃料を含む。

追而（上記の破線部分は、基準地震動確定後の評価結果を反映する）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付2-2表 A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 被覆管応力評価結果

(単位：MPa)

評価条件		高温停止時			通常運転時									運転時の異常な過渡変化時								
		寿命初期			寿命中期			寿命末期			寿命初期			寿命中期			寿命末期					
項目	応力成分	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z
	内外圧差及び接触圧による応力	内面																				
外面																						
熱応力	内面																					
	外面																					
水力振動による応力	内外面	0.0	0.0	±0.6	0.0	0.0	±0.6	0.0	0.0	±0.6	0.0	0.0	±0.6	0.0	0.0	±0.6	0.0	0.0	±0.6	0.0	0.0	±0.6
地震による応力	内外面																					
(注1) 合計応力	内面																					
	外面																					
(注1) 体積平均相当応力																						
許容応力 (注2)																						

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

追而 (上記の「破線部分」は、基準地震動確定後の評価結果を反映する)

4条-別紙5-添付2-5

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付2-3表 B型ステップ2燃料 被覆管応力評価結果

(単位：MPa)

評価条件		高温停止時			通常運転時									運転時の異常な過渡変化時									
		寿命初期			寿命初期			寿命中期			寿命末期			寿命初期			寿命中期			寿命末期			
応力成分		σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	σ_{θ}	σ_r	σ_z	
項目																							
内外圧差及び接触 圧による 応力	内 面																						
	外 面																						
熱応力	内 面																						
	外 面																						
水力振動 による 応力	内 面																						
	外 面																						
地震に よる応力	内 面																						
	外 面																						
(注1) 合計応力	内 面																						
	外 面																						
(注1) 体積平均相当応力																							
許容応力 (注2)																							

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

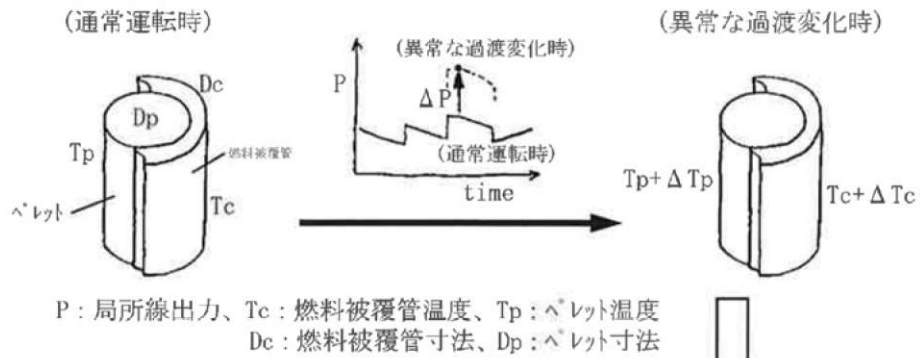
(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

追而（上記の 破線部分 は、基準地震動確定後の評価結果を反映する）

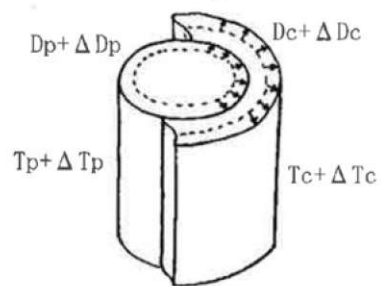
4条-別紙5-添付2-6

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

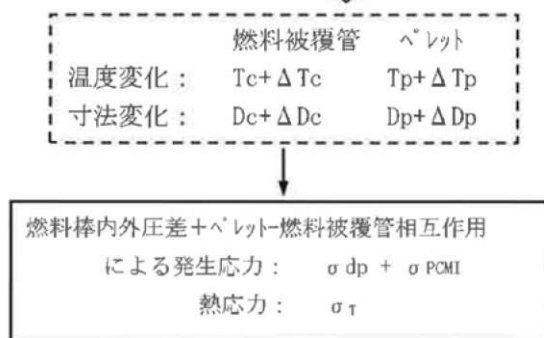
(1) 燃料被覆管／ペレット温度変化



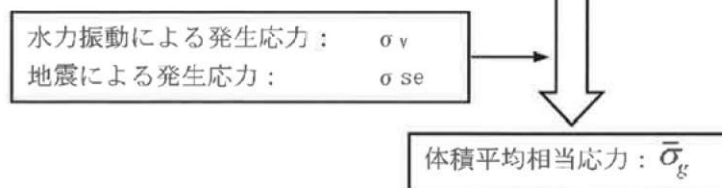
(2) 温度変化に対する寸法変化



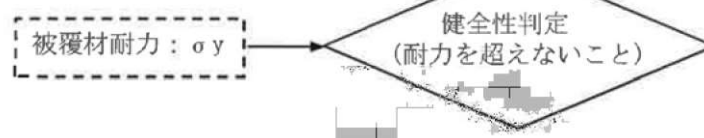
(3) 温度変化・寸法変化に伴う発生応力



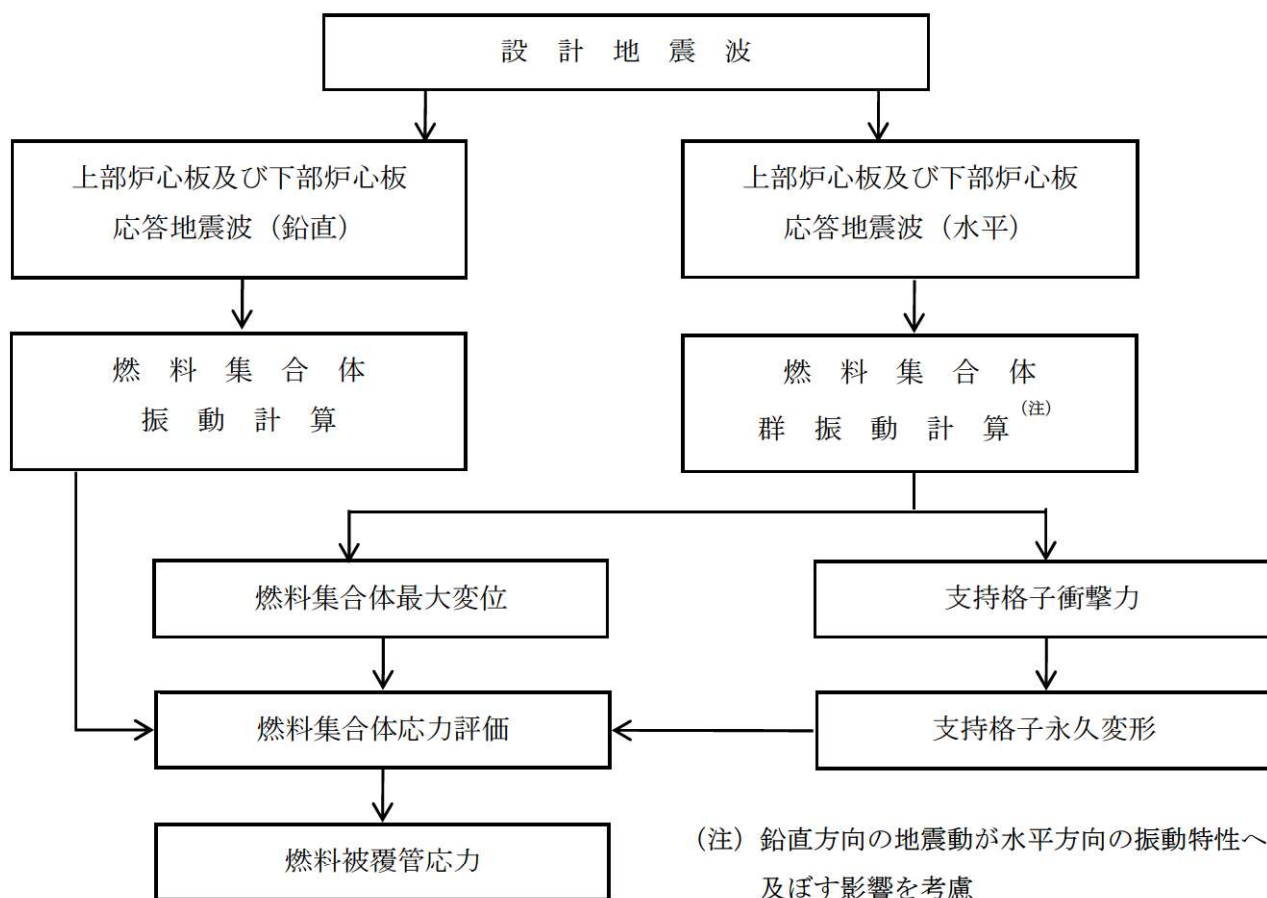
(4) 水力振動・地震に伴う発生応力



(5) 耐力との比較



添付 2 - 1 図 燃料被覆管応力評価の流れ



添付 2 - 2 図 燃料被覆管の地震による応力評価の流れ

地震による繰り返し荷重を考慮した燃料被覆管疲労評価(閉じ込め機能の維持) について

種々の設計過渡条件に加え、設計地震荷重を考慮した燃料被覆管疲労評価結果を以下に示す。

1. A型ステップ2燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の評価結果(添付表3-1)

(1)評価部位:被覆管

(2)解析コード:

地震時応力解析コード

ANSYS Ver11.0

(3)評価点:燃料寿命初期、中期、末期

(4)運転状態:

高温停止時、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時(「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」又は「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」)

(5)地震荷重の繰り返し数:200回

(6)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(添付図3-1参照)に基づき設定

(7)入力値:

< A型ステップ2燃料 ^(注1) >	
燃料集合体最大変位(水平方向の燃料集合体群振動計算より):	[]
燃料集合体軸荷重(鉛直方向の燃料集合体振動計算より):	[]
< A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料>	
燃料集合体最大変位(水平方向の燃料集合体群振動計算より):	[]
燃料集合体軸荷重(鉛直方向の燃料集合体振動計算より):	[]

(注1) 信頼性向上燃料を含む。

追而(上記の [] 破線部分)は、基準地震動確定後の評価結果を反映する)

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. B型ステップ2燃料の評価結果(添付表3-1)

(1)評価部位:被覆管

(2)解析コード:

地震時応力解析コード

NASTRAN Ver2012.2.0

(3)評価点:燃料寿命初期、中期、末期

(4)運転状態:

高温停止時、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時（「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」又は「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」）

(5)地震荷重の繰り返し数:200回

(6)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(添付図3-1参照)に基づき設定

(7)入力値:

燃料集合体最大変位（水平方向の燃料集合体群振動計算より）：

燃料集合体軸荷重（鉛直方向の燃料集合体振動計算より）：

追而（上記の 破線部分 は、基準地震動確定後の評価結果を反映する）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

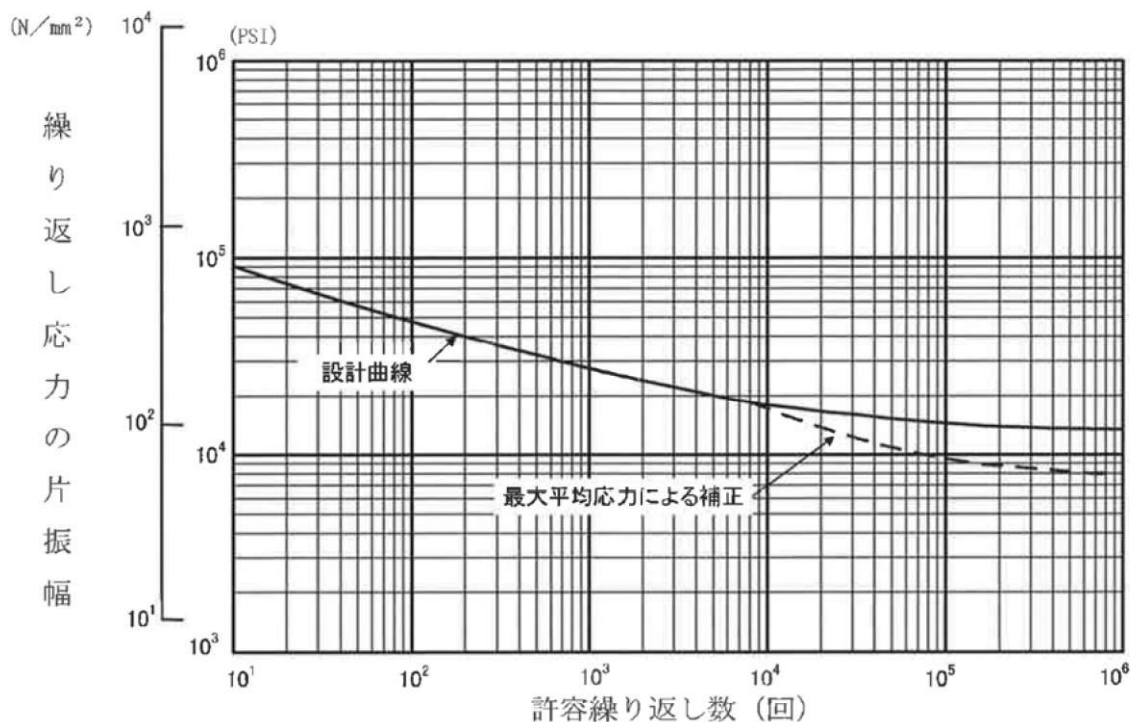
添付 3 - 1 表 疲労評価結果

	地震地 応力 (MPa)	設計地震荷重の 累積疲労損傷係数	設計過渡条件の 累積疲労損傷係数 (注1)	合計	基準
A型ステップ2燃料(注2)		0.02	0.40	0.42	≤ 1
A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		0.01	0.40	0.41	≤ 1
B型ステップ2燃料		0.18	0.05	0.23	≤ 1

(注1) 燃料体設計認可申請書の強度評価における起動・停止、負荷追従運転及び運転時の異常な過渡変化時を考慮した疲労評価結果を記載している。

(注2) 信頼性向上燃料を含む。

追而（上記の破線部分は、基準地震動確定後の評価結果を反映する）



添付 3 - 1 図 Langer and O'Donnellの設計疲労曲線

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

Langer and O' Donnell の設計疲労曲線

燃料被覆管の疲労評価においては、ジルコニウム材の疲労試験結果より設定された Langer and O' Donnell の設計疲労曲線¹を用いて評価をおこなっている。燃料被覆管の疲労評価にあたって Langer and O' Donnell の設計疲労曲線を用いることについては「加圧水型原子炉に用いられる 17 行 17 列型の燃料集合体について」（昭和 51 年 2 月 16 日原子炉安全専門審査会）（以下、17 内規と称す）において記載されており、適用の妥当性が確認されている。

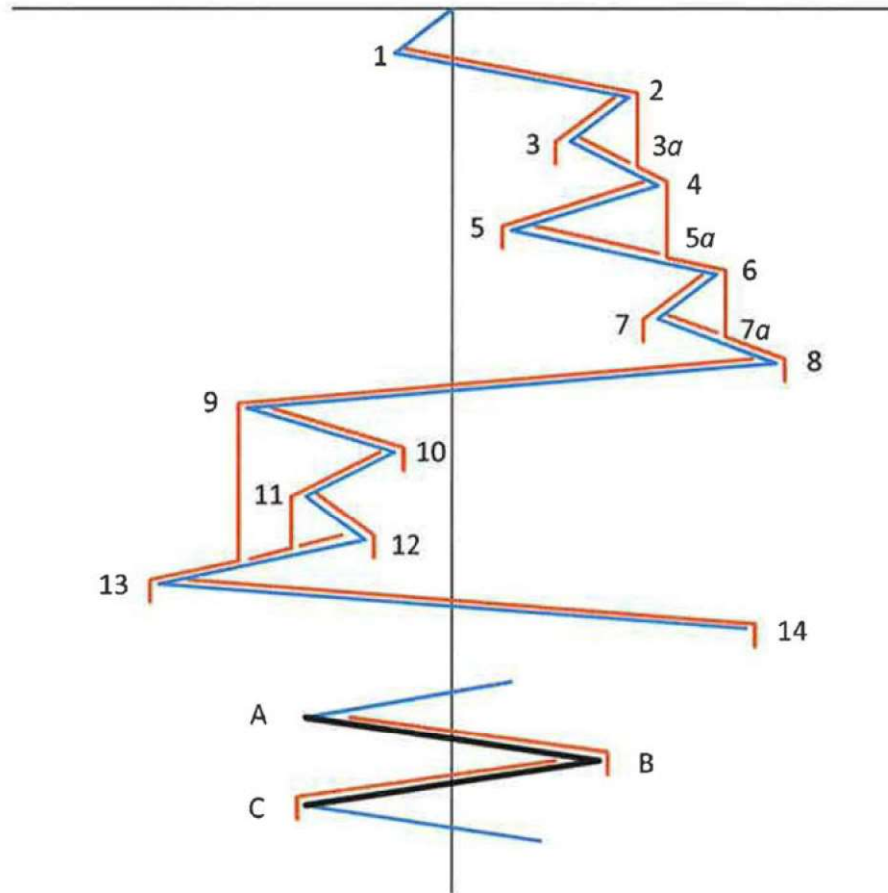
ここで、17 内規に記載されている燃料設計基準は、米国 Westinghouse 社製燃料の設計を基礎に検討、確認が行われたものである。米国における Westinghouse 社製燃料の設計に関する許認可資料²によると、Westinghouse 社は疲労評価手法について、Langer and O' Donnell の設計疲労曲線を用い ASME Sec. III の概念に基づく疲労評価を実施することを妥当としたとの記載がある。このような経緯をふまえ昭和 51 年（1976 年）の 17 内規における疲労評価において Langer and O' Donnell の設計疲労曲線が採用されたものと考えられる。

また、国産燃料では集合体燃焼度の最高燃焼度を 55,000MWd/t とする燃料（ステップ 2 燃料）にて、耐食性を改良した燃料被覆管（MDA 等）を導入している。これらの燃料被覆管の導入時には、疲労試験によりジルカロイ 4 と同様に Langer and O' Donnell の設計疲労曲線が適用できることを確認しており、「PWR 燃料の高燃焼度化（ステップ 2）及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について」（平成 13 年 12 月 7 日 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会）において改良被覆管とジルカロイ 4 とで疲労特性が同等であると結論付けられている。

なお、Langer and O' Donnell の設計疲労曲線は、ジルカロイ照射材に対して高温（316℃）で軸方向または曲げ方向の繰り返し試験により得られた疲労試験データをフィッティングすることで最確曲線を作成している。その後、データのばらつきを考慮して、保守的に最確曲線の繰り返し応力の片振幅を 1 / 2 倍、許容繰り返し回数を 1 / 20 倍することで設計疲労曲線を設定している。

¹ V.J.O'Donnell and B.F Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering 20, 1-12(1964)

² North Anna Power Station Updated Final Safety Analysis Report Revision 52 (NRC ADAMS 検索番号 ML17033B509)

レインフロー法による計数方法³

時間変動する変位から疲労損傷評価において考慮すべき変位の発生頻度（回数）を計数する方法としてレインフロー法を用いた。具体的には、変位-時間の波形の時間軸を鉛直方向にとり、変位の大きさを多重の塔の屋根からの雨だれに例え、雨だれの流れた範囲（変位の幅）の変位が1/2回発生したとして変位の発生頻度を計数する方法である。以下に手順を示す。

- (1) 雨だれは各極値（波形の向きが変わる箇所。上図では極値となる箇所に番号が振られている（ α と付く点は除く））から流れ出すが、一つの雨だれが流れている間は次の雨だれは流れ出さない。
- (2) 極値から流れ出した雨だれは屋根の先きた場合、次の極値のほうが大きな値の場合には停止する（例では、1→8の流れは極値9が最初の極値1より大きいため停止する。同様に、9→10の流れは極値13が極値9より大きいため停止する。）。

³ 日本機械学会編「機械工学便覧 基礎編α3 材料力学」を参考としている

(3) 先に雨だれが流れている場合は、いま考えている流れはその点で停止する。

(例では $3 \rightarrow 3 \alpha$ 、 $5 \rightarrow 5 \alpha$ など)

(4) (例) 極値 $1 \rightarrow 8$ の波形では以下の 7 つの範囲 (大きさ) をもつ変位がそれぞれ発生したとして変位の発生頻度 (回数) を計数する。

① $1 \rightarrow 2 \rightarrow 3 \alpha \rightarrow 4 \rightarrow 5 \alpha \rightarrow 6 \rightarrow 7 \alpha \rightarrow 8$ の流れ

② $2 \rightarrow 3$ の流れ ③ $3 \rightarrow 3 \alpha$ の流れ ④ $4 \rightarrow 5$ の流れ ⑤ $5 \rightarrow 5 \alpha$ の流れ

⑥ $6 \rightarrow 7$ の流れ ⑦ $7 \rightarrow 7 \alpha$ の流れ

上記の変位は、変位-時間の波形としては $1/2$ サイクルとなることから、頻度分布の計数としては、①から⑦の範囲 (変位の幅) の変位がそれぞれ $1/2$ 回発生したと数える。

なお、この考え方では $1/2$ サイクル毎に変位を計数するため、 1 サイクルの波を 2 回に分けて計数することとなる。その例を $A \rightarrow B \rightarrow C$ の 1 サイクルの波で示すが、 $A \rightarrow B$ で $1/2$ サイクル、 $B \rightarrow C$ で $1/2$ サイクルと計数し、その合計として 1 サイクルの波を計数する。

(5) 計数した変位の頻度 (回数) 分布の結果のうち、疲労限以上となる応力が発生する変位を、地震時に被覆管に発生する応力の繰り返し回数として計数する。

レインフロー法による繰り返し回数の計数結果

添付 6-1 表 繰り返し回数の計数結果

	繰り返し回数 計数結果
A型ステップ2燃料 ^(注)	[Redacted]
A型ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	
B型ステップ2燃料	

(注) 信頼性向上燃料を含む。

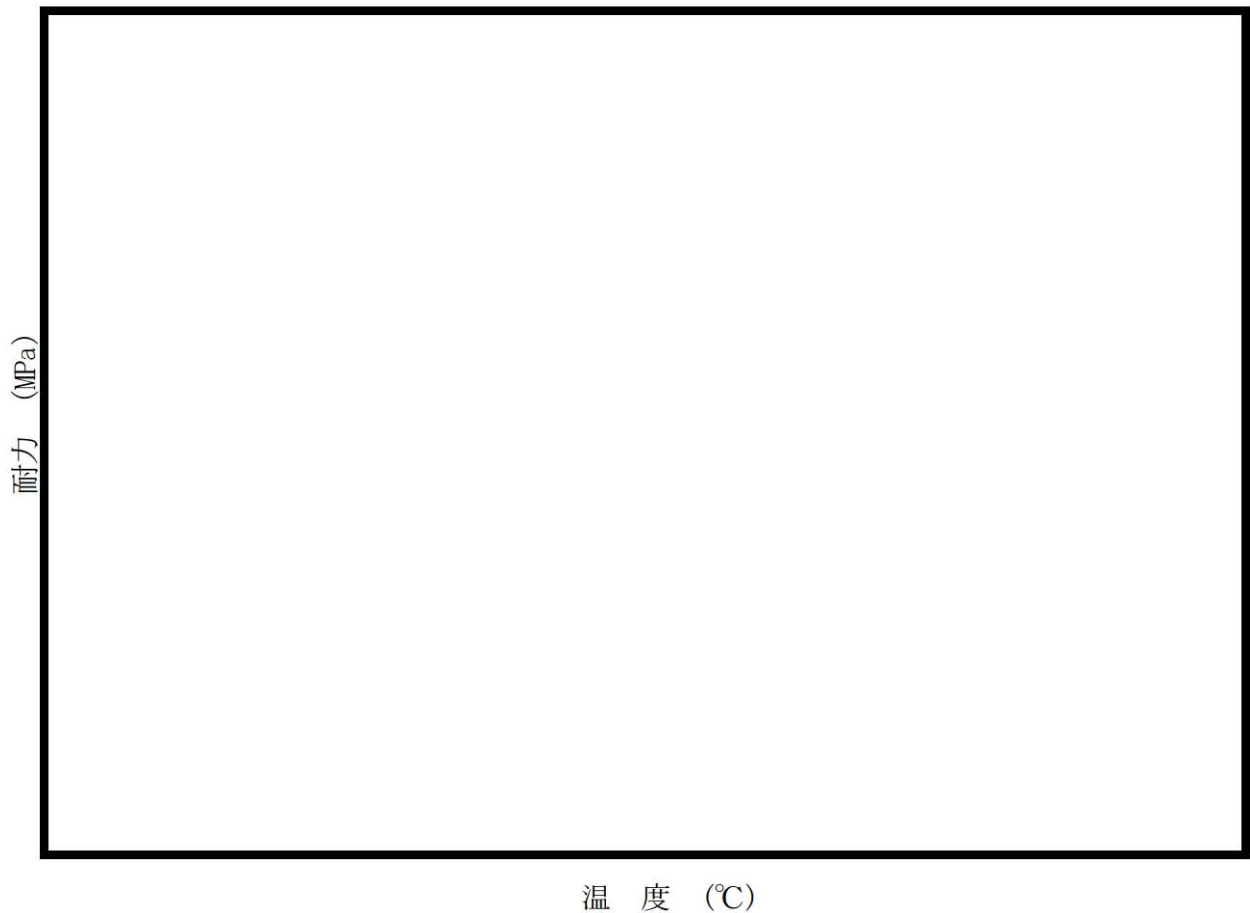
追而

(上記の [破線部分] は、基準地震動確定後の評価結果を反映する)

[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

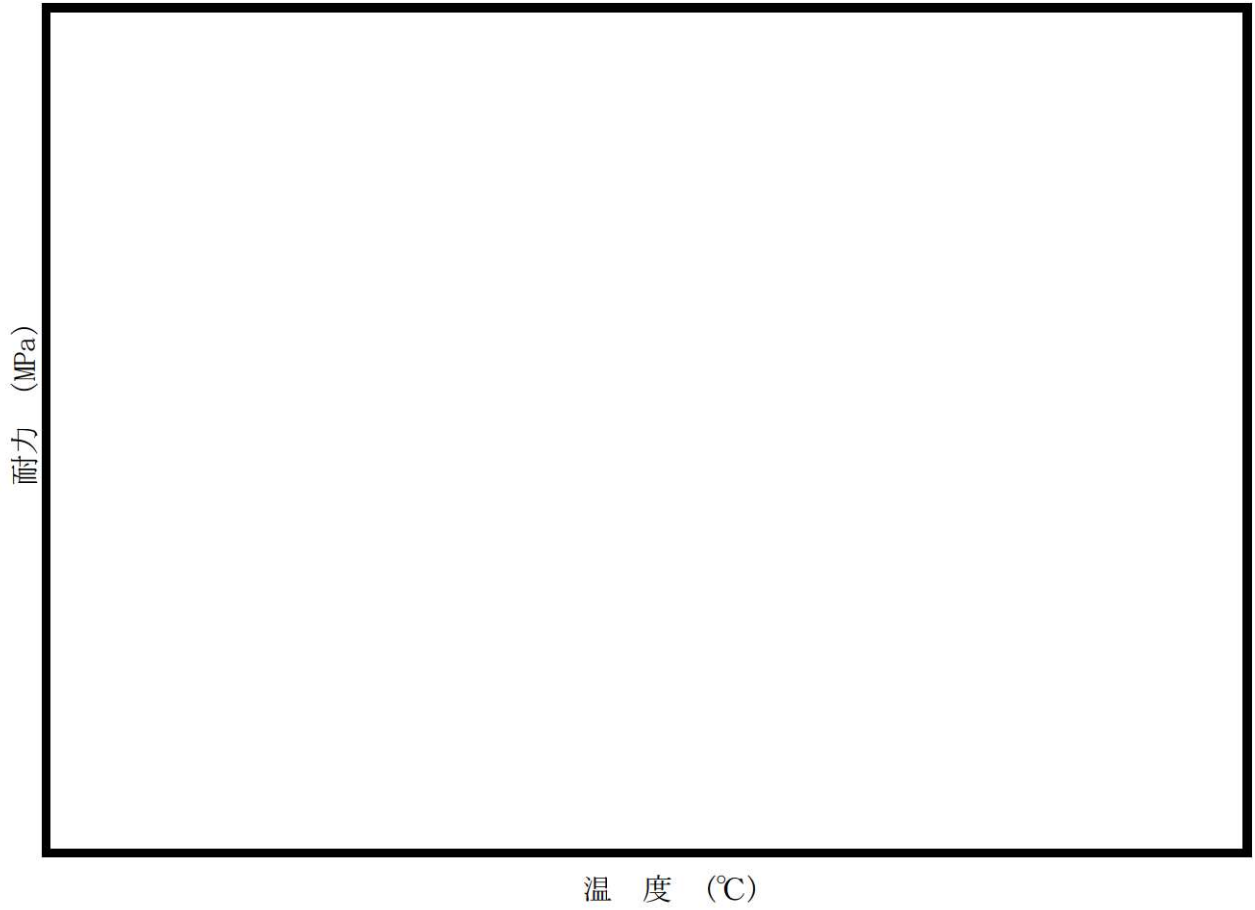
燃料被覆管応力評価における許容応力について

燃料被覆管の許容応力(耐力)は、放射線照射量と燃料被覆管温度に依存するため、燃料メーカーの試験結果に基づき、添付 7-1 図～添付 7-3 図のように設定している。参考として、今回の応力評価に用いた各条件における許容応力を添付 7-1 表～添付 7-3 表に示す。



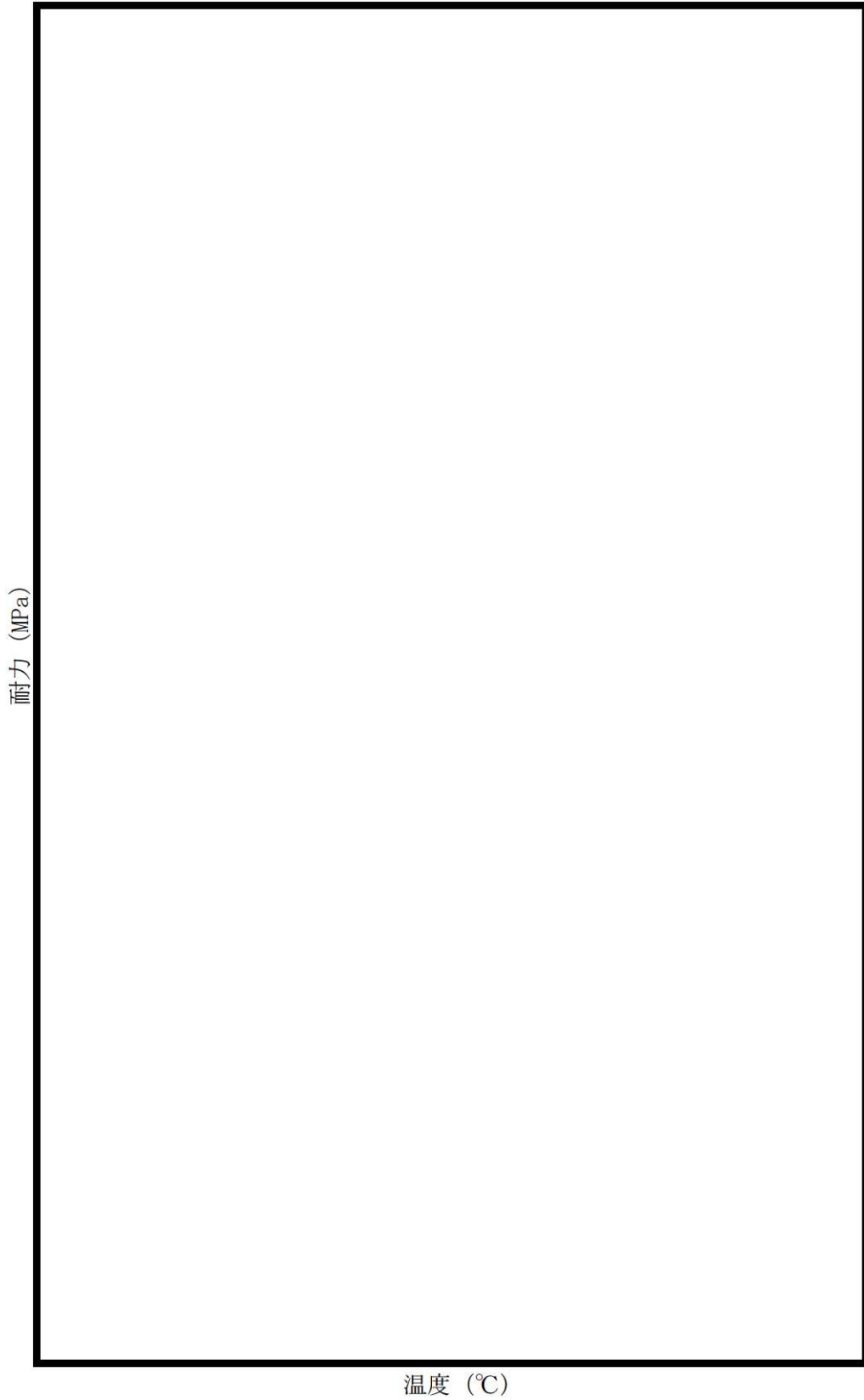
添付 7-1 図 A型ステップ 2 燃料^(注1)被覆管の耐力
(注1) 信頼性向上燃料を含む

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




添付 7-2 図 A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料被覆管の耐力

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



添付 7-3 図 B型ステップ 2 燃料被覆管の耐力

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付7-1表 A型ステップ2燃料被覆管の許容応力^(注1)

運 転 状 態		温度条件 (°C)	S _y ^(注2) (MPa)
高 温 停 止 時	寿命初期		
通 常 運 転 時	寿命初期		
	寿命中期		
	寿命末期		
運 転 時 の 異 常 な 過 渡 変 化 時	寿命初期		
	寿命中期		
	寿命末期		

(注1) 評価結果が厳しい、信頼性向上燃料の値を記載している。

(注2) 耐力の基準値は、当該材料の耐力実測データに基づいて、各評価時点での燃焼度、温度を基に決められる。ここで実測データには、個々のデータ間に大きさの不揃い、すなわち、ばらつきが存在するため、耐力の最確値にその不確定性（95%確率×95%信頼度下限）を考慮して添付7-1図のとおり保守的に定めた値を許容基準として採用する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付7-2表 A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料被覆管の許容応力

運 転 状 態		温度条件 (°C)	S _y (注1) (MPa)
高 温 停 止 時	寿命初期		
通 常 運 転 時	寿命初期		
	寿命中期		
	寿命末期		
運転時の 異常な過渡変化時	寿命初期		
	寿命中期		
	寿命末期		

(注1) 耐力の基準値は、当該材料の耐力実測データに基づいて、各評価時点での燃焼度、温度を基に決められる。ここで実測データには、個々のデータ間に大きさの不揃い、すなわち、ばらつきが存在するため、耐力の最確値にその不確定性（95%確率×95%信頼度下限）を考慮して添付7-2図のとおり保守的に定めた値を許容基準として採用する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付7-3表 B型ステップ2燃料被覆管の許容応力

運 転 状 態		温度条件 (°C)	S _y (注1) (MPa)
高 温 停 止 時	寿命初期		
通 常 運 転 時	寿命初期		
	寿命中期		
	寿命末期		
運 転 時 の 異 常 な 過 渡 変 化 時	寿命初期		
	寿命中期		
	寿命末期		

(注1) 耐力の基準値は、当該材料の耐力実測データに基づいて、各評価時点での高速中性子照射量・温度を基に決められる。ここで実測データには、個々のデータ間に大きさの不揃い、すなわち、ばらつきが存在するため、耐力の最確値にその不確定性(95%確率×95%信頼度下限)を考慮して保守的に定めた値を許容基準として採用する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

改正規則の影響について

地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に関する規則改正においては、要求事項が追加された第四条に加えて、第十五条についても要求事項に変更のない記載の適正化が行われている。

本規則改正に対する第四条への基準適合性は「2.2 追加要求事項への適合性に係る設計方針」に示したとおりであり、第十五条については以下のとおり基準適合性確認に影響を与えるものではない。

(炉心等)

第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

規則への適合性

地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る変更においては、既存設備の変更はなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから、炉心等に係る基準適合性確認に影響を与えるものではない。

ただし、本規則改正に伴い第十五条第6項の記載は適正化されていることから(要求事項の変更はない。)、規則への適合のための設計方針について、以下のとおり記載の適正化を図る。

適合のための設計方針

5 及び 6 の一について

燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため、燃料棒は使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 被覆管応力は、被覆材の耐力以下であること。
- (4) 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

また、上記設計方針に対する燃料体の機械設計について、従前より通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を考慮した設計を行っており、その具体的な設計方針(評価結果含む)は、原子炉設置変更許可申請書の添付書類八「3.1 燃料」に記載している。なお、「3. 追加要求事項に係る評価項目の選定」にて言及した燃料中心最高温度、燃料棒内圧、燃料被覆管応力、燃料被覆管歪、累積疲労サイクルについても上記設計方針に含まれており、これらに適合するように燃料体の設計を行っている。

別添資料1 泊発電所
原子炉設置変更許可申請書の抜粋

○資料

- ・平成 22 年 11 月 26 日付け平成 21・03・09 原第 4 号にて許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の抜粋

3.1 燃料

3.1.1 概要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットを「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。申請書本文における 五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 八、原子炉本体の構造及び設備(ロ)燃料体(2)被覆材の種類 に示す「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」又は「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」(以下3.1では「ジルコニウム基合金」という。)の主成分は第3.1.1表のとおりである。

⁽¹⁾⁽⁸⁾燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンプル、残り1本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源及びシンプルプラグアセンブリの挿入に使用する。

3.1.2 設計方針 ⁽¹⁾ ⁽²⁾ ⁽³⁾ ⁽⁴⁾

燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満足するようにする。

(1) 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。

- a. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。
- b. 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。
- c. 被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約 310N/mm^2 ～約 590N/mm^2 となる。
- d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下となる設計とする。
- e. 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

(2) 燃料集合体

燃料集合体には、ウラン燃料集合体とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体があり、ウラン燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期約 1,200MWd/t であり、その制限値は 2,500℃となるが、定格出力時の最大線出力密度 41.1kW/m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 59.1kW/m に対する燃料中心最高温度は、第 3.1.5(2)図に示すようにそれぞれ約 1,740℃及び約 2,230℃であり、制限値を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度も、それぞれの融点より十分低い。

b. 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも、通常運転時において、第 3.1.6(1)図及び第 3.1.6(2)図に示すように過大となることはなく、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力である約 18.6MPa~19.7MPa を超えることはない。

c. 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料棒内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料棒をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長

時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

d. 被覆管の歪

燃料棒の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮荷重を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第3.1.7(1)図及び第3.1.7(2)図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を設計方針で示した1%以下に保つことができる。

e. 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリ

3.6 参考文献

- (1) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計」
MHI-NES-1021 改10, 三菱重工業, 平成19年
- (2) 「原燃工製PWRステップ2燃料の機械設計について(泊1, 2, 3号)」
NFK-8134 改1, 原子燃料工業, 平成18年
- (3) 「燃料被覆管のクリープコラプスについて」
MAPI-1030, 三菱原子力工業, 昭和49年
- (4) 「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」
NFK-8026 改3, 原子燃料工業, 昭和56年
- (5) 「原燃工製PWRステップ2燃料集合体の開発」
NFK-8114 改2, 原子燃料工業, 平成15年
- (6) 「原燃工製PWRステップ2燃料の改良因子について」
NFK-8116 改5, 原子燃料工業, 平成17年
- (7) 「燃料ペレットの焼きしまりについて」
MAPI-1032, 三菱原子力工業, 昭和50年
- (8) 「燃料ペレット焼きしまりの評価」
NFK-8010 改6, 原子燃料工業, 平成14年
- (9) 「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」
MHI-NES-1002 改1, 三菱重工業, 平成14年
- (10) 「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」
MAPI-1019 改1, 三菱原子力工業, 昭和63年
- (11) 「燃料棒性能解析コード(FPAC)」
NFK-8011 改9, 原子燃料工業, 平成17年
- (12) 「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」
J. A. Christensen, R. J. Allio and A. Biancheria, WCAP-6065, 1965

- (13) 「改良統計的熱設計手法について」
MHI-NES-1009 改1, 三菱重工業, 平成12年
- (14) 「改良統計的熱設計手法について」
NFK-8107 改1, 原子燃料工業, 平成12年
- (15) 「PWR燃料の使用実績」
MHI-NES-1022 改5, 三菱重工業, 平成20年
- (16) 「原燃工B型燃料の照射実績」
NFK-8049 改15, 原子燃料工業, 平成20年
- (17) 「ガドリニア入り燃料の核設計」
MAPI-1066 改6, 三菱重工業, 平成17年
- (18) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」
MAPI-1087 改6, 三菱重工業, 平成16年
- (19) 「三菱PWRのPHOENIX-P/ANCによる核設計の信頼性」
MHI-NES-1025 改2, 三菱重工業, 平成18年
- (20) 「PWR核設計手法と信頼性(改良NULIFシステム)」
NFK-8102, 原子燃料工業, 平成7年
- (21) 「改良NULIFシステムにおけるPWR核設計手法の信頼性」
NFK-8113 改3, 原子燃料工業, 平成18年
- (22) 「三菱PWRにおける出力分布制御について」
MHI-NES-1027 改2, 三菱重工業, 平成16年
- (23) 「PWRのキセノン振動制御」
原子力学会誌 Vol.19 No.1(1977)
- (24) 「A型及びB型燃料集合体の共存する炉心特性(3ループ17×17型
ステップ2燃料集合体)」
NFK-8112 改2, 原子燃料工業, 平成20年

- (25) 「THINC-IVコードの概要」
MAPI-1044, 三菱原子力工業, 昭和 51 年
- (26) 「PWR 熱水力設計手法」
NFK-8024 改 6, 原子燃料工業, 平成 14 年
- (27) 「三菱新DNB相関式 (MIRC-1) について」
MAPI-1075 改 4, 三菱重工業, 平成 18 年
- (28) 「原燃工新DNB相関式 (NFI-1) について」
NFK-8087 改 2, 原子燃料工業, 平成 19 年
- (29) 「三菱製バーナブルポイズン (BP) 集合体について」
MAPI-1073 改 1, 三菱重工業, 平成 12 年
- (30) 「原燃工B型バーナブルポイズンの概要」
NFK-8079 改 5, 原子燃料工業, 平成 12 年
- (31) 「三菱PWRの過渡解析と実測の比較」
MAPI-1046 改 1, 三菱重工業, 平成 14 年
- (32) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2炉心におけるMOX燃料機械設計」
MHI-NES-1032 改 2, 三菱重工業, 平成 21 年
- (33) 「MOX燃料の特性について」
NFK-8130, 原子燃料工業, 平成 16 年
- (34) 「MOX燃料の機械設計について (泊3号)」
NFK-8135, 原子燃料工業, 平成 20 年
- (35) 「我が国におけるMOX燃料の照射実証及び照射後試験」
原子力学会誌 (Vol. 39 No. 2) (1997)
- (36) 「PWR向けMOX燃料のプルトニウム富化度について」
MHI-NES-1001 改 1, 三菱重工業, 平成 10 年

平成22年3月19日一部補正の抜粋

※以下の は前頁までに掲載した頁の補正箇所を示す。

頁	行	補正前	補正後
8(3)-3-38	下6	想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.5.3表、第3.5.4(1)表及び第3.5.4(2)表に、...	全性について示す。 想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.5.3(1)表、第3.5.3(2)表、第3.5.4(1)表及び第3.5.4(2)表に、...
	下3	炉心の安全性確認項目及び各ケースの詳細評価は第3.5.5表、第3.5.6(1)表及び第3.5.6(2)表に示すとおりであり、...	炉心の安全性確認項目及び各ケースの詳細評価は第3.5.5(1)表、第3.5.5(2)表、第3.5.6(1)表及び第3.5.6(2)表に示すとおりであり、...
8(3)-3-49	上9	..., 燃料中心温度が最高となるのは、燃料寿命初期であり、...	..., 燃料中心温度が最高となるのは、燃料寿命初期 <u>OMWd/t</u> であり、...
8(3)-3-52	上3	<u>MHI-NES-1021 改10, 三菱重工業, 平成19年</u>	<u>MNP-1001, 三菱原子燃料, 平成21年</u>
	上13	<u>NFK-8116 改5, 原子燃料工業, 平成17年</u>	<u>NFK-8116 改7, 原子燃料工業, 平成21年</u>
	下3	<u>NFK-8011 改9, 原子燃料工業, 平成17年</u>	<u>NFK-8011 改11, 原子燃料工業, 平成21年</u>

頁	行	補正前	補正後
8(3)-3-53	上 2	MHI-NES-1009 改 1, 三菱重工業, 平成 12 年	MHI-NES-1009 改 2, 三菱重工業, 平成 21 年
	上 6	MHI-NES-1022 改 5, 三菱重工業, 平成 20 年	MNF-1002, 三菱原子燃料, 平成 21 年
	上 8	NFK-8049 改 15, 原子燃料工業, 平成 20 年	NFK-8049 改 16, 原子燃料工業, 平成 21 年
8(3)-3-54	下 9	MHI-NES-1032 改 2, 三菱重工業, 平成 21 年	MNF-1003, 三菱原子燃料, 平成 21 年
	下 4	「我が国における MOX 燃料の照射実証及び照射後試験」	「わが国における MOX 燃料の照射実証および照射後試験」
8(3)-3-63～ 8(3)-3-67		第 3.5.1 表 核設計値	別紙 2 に変更する。
8(3)-3-69 と 8(3)-3-70 の間		(記載の追加)	「第 3.5.3 表 炉心の主要パラメータ (1)」を「第 3.5.3(1) 表 炉心の主要パラメータ (1) (ウラン燃料炉心)」に読み替えるとともに、「第 3.5.3(2) 表 炉心の主要パラメータ (1) (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心)」を追加する。

別添資料 2 燃料集合体の耐震計算方法

本資料は、設計及び工事計画認可申請段階で提出する予定の添付資料「燃料集合体の耐震計算書」の資料案を抜粋したものであり、詳細は設計及び工事計画認可申請段階で説明するが、設置許可申請段階の燃料被覆管の閉じ込め機能維持の設計方針を説明するうえで参考となることから、別添資料として提出するものである。なお、燃料集合体の耐震計算方法は再稼働済み先行 PWR と同じ評価方法である。

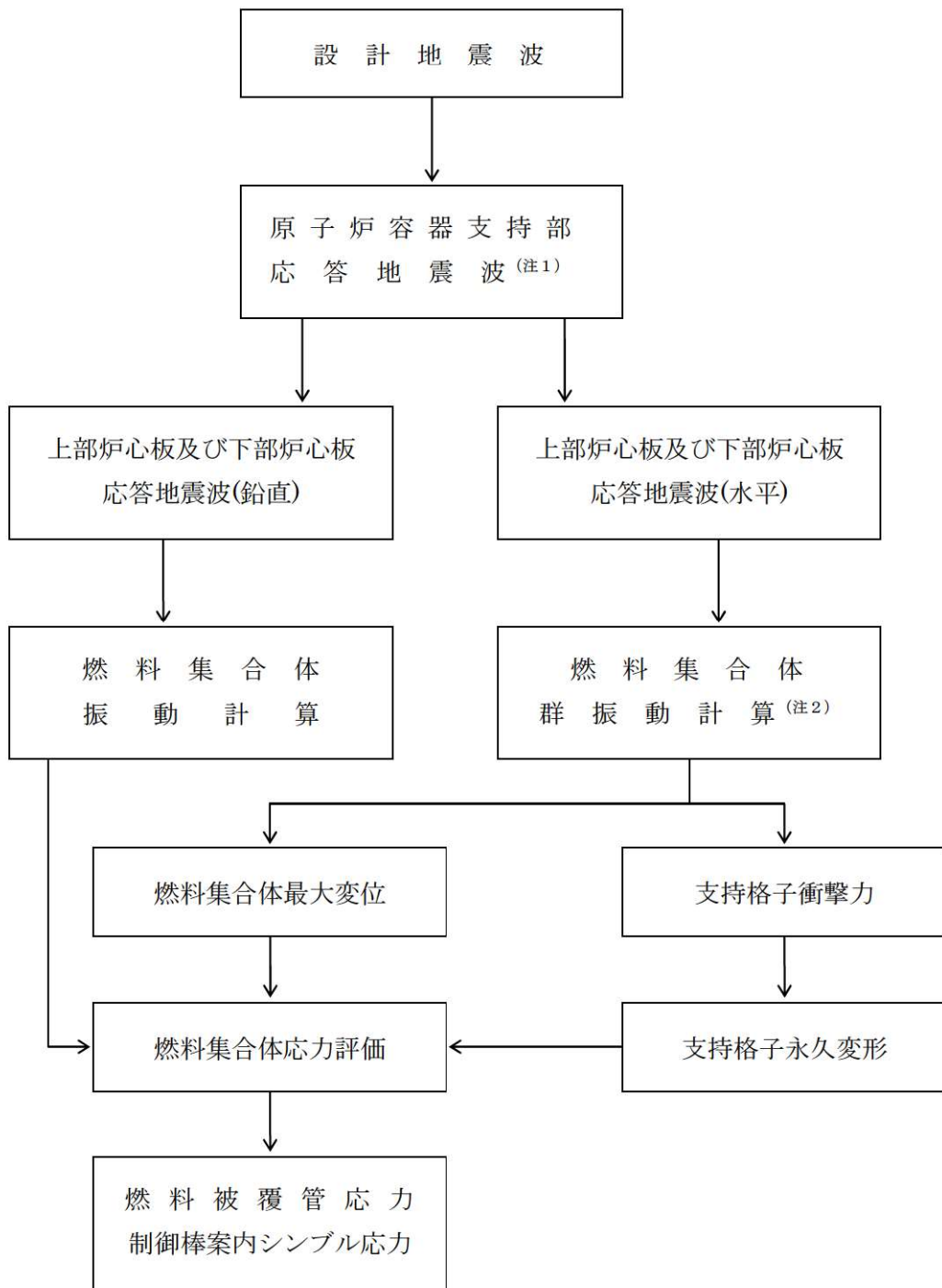
資料 13-17-1-3 燃料集合体の耐震計算書

2.2 評価方針

燃料集合体の応力評価は、資料 13-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「2.1 構造の説明」にて示す燃料集合体の部位を踏まえ「3. 耐震評価箇所」にて設定する箇所において、「4. 地震応答解析」で算定した荷重による応力等が許容限界内に収まることを、「5. 応力評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「6. 燃料被覆管の応力評価結果」、「7. 制御棒案内シンプルの応力評価結果」及び「8. 支持格子の強度評価結果」に示す。

燃料集合体の耐震評価の流れは、泊発電所 3 号機平成 20 年 8 月 14 日付け平成 22・06・17 原第 1 号にて認可された既工事計画の実績に基づき、実施する。

燃料集合体の耐震評価フローを第 2-9 図に示す。



(注1) 支持部位置における応答地震波を用いる。

(注2) 鉛直方向の地震動が水平方向の振動特性へ及ぼす影響を考慮

第2-9図 燃料集合体の耐震評価フロー

3. 耐震評価箇所

燃料集合体においては、制御棒挿入機能の維持及び崩壊熱除去可能な形状維持の観点から、燃料集合体を構成する以下の箇所について耐震評価を行う。

- ・燃料被覆管
- ・制御棒案内シンプル
- ・支持格子

4. 地震応答解析

地震による燃料集合体の変形、支持格子の衝撃力及び変形を求めるために、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する水平方向及び鉛直方向の地震応答解析を時刻歴法にて実施する。

4.1 基本方針

燃料集合体の耐震評価は、以下の手順で行う。

- (1) 計算に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (2) 群振動解析に当たって、最新知見の反映として、照射による耐震性への影響の程度を確認するため、運転期間中における照射の影響を取り込んで評価を行う。

照射による影響の程度の確認においては、以下の影響を考慮する。

① 支持格子ばね力緩和

支持格子のばね力は照射により緩和し、これにより支持格子強度特性及び燃料集合体振動特性が変化する。

② 燃料被覆管及び制御棒案内シンプルの腐食

燃料被覆管及び制御棒案内シンプルは、照射により腐食が生じる。腐食により断面二次モーメントが低下することで、燃料集合体振動特性が変化する。

①及び②の照射の影響について、具体的には、試験によって得られたデータに基づき入力定数を設定し、評価を実施する。第4-1表～第4-3表にA型燃料集合体、B型燃料集合体それぞれの耐震評価に必要なパラメータに関する照射の影響をまとめる。燃料集合体振動特性については、第4-1図～第4-6図に示す特性を用いる。

- (3) 燃料集合体の耐震解析は4.2に示す上部炉心板及び下部炉心板の地震波に対し、支持格子の衝突を考慮した時刻歴群振動解析により行う。
- (4) 事故時における原子炉容器内の圧力変動によっても地震時と同様に燃料集合体の振動が発生するが、その際の応答はこれらの入力地震波による応答に包絡される^(注)。

(注) 「三菱PWR燃料集合体の事故時強度評価」

(MHI-NES-1034 改1、三菱重工業(株)、平成19年)

4.2 入力地震動

資料 13-17-7-2「原子炉格納施設の地震応答解析」に基づく原子炉容器支持構造物設置位置の内部コンクリートの時刻歴応答波を、資料 13-17-1-4「炉内構造物（炉心支持構造物を含む）の耐震計算書」に示す、炉内構造物の地震応答解析モデルに入力し、得られる上部炉心板及び下部炉心板の応答波を燃料集合体の入力とする。

入力地震波として水平地震動及び鉛直地震動を考慮し、第 4-4 表の S_s 地震波及び S_d 地震波により評価する。なお、既設の設備における弾性設計用地震動 S_d による耐震評価については、基準地震動 S_s による評価結果が資料 13-9「機能維持の基本方針」に示す弾性設計用地震動の許容限界を満足する場合、省略するものとする。

S_s 地震動及び S_d 地震動の上部炉心板及び下部炉心板応答加速度を第 4-7 図～第 4-92 図に示す。

4.3 水平方向の解析方法

4.3.1 解析モデル

「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)」に基づき、第 4-93 図に示すように、炉心内の燃料集合体の最大体数 15 体の一列（X-X 軸上）について、この燃料集合体群が地震によりその列方向に加振される場合を扱うことにする。

解析モデルは、第 4-94 図に示すように燃料集合体を模擬した 15 列のほりが間隙 δ で配列されたモデルとする。

炉心バップルと上部炉心板及び下部炉心板は一列の燃料集合体群と冷却水を格納する 1 つの剛なる閉じた容器（水槽）とみなし、また、燃料集合体の上端及び下端は容器にピン支持されているとする。衝突は支持格子の位置で発生することから、この位置に解析上、反発ばね及びエネルギー吸収素子を考慮する。

支持格子の数は実際には 9 個あるが、上端及び下端の 2 個はそれぞれ上部ノズル及び下部ノズルに近い位置にあり、衝突を生じ得ないと考えられるので省略する。

炉心内の水は付加質量として燃料集合体に加えており、また、燃料集合体の振動特性（固有振動数、減衰定数）で考慮する。

4.3.2 解析方法

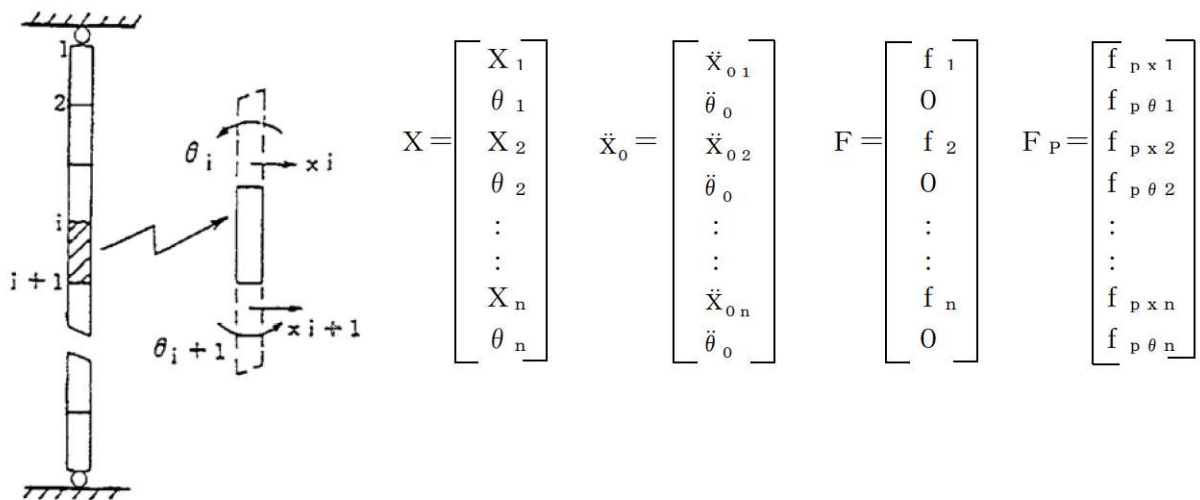
燃料集合体は上部支点及び下部支点（上部炉心板及び下部炉心板）から入力された地震波により加振され、燃料集合体の振幅が間隙 δ より大となると、まず、炉心バップルと燃料集合体の間に衝突が生じ、以後は複雑な衝撃を伴う振動性状を示す。

従って、応答解析は、衝突を考慮した時刻歴法により行う。

振動方程式を以下に示す。

$$A \text{型燃料集合体} : M \cdot \ddot{X} + C \cdot \dot{X} + K \cdot X = -M \cdot \ddot{x}_0 + F - F_P$$

$$B \text{型燃料集合体} : M \cdot \ddot{X} + C \cdot \dot{X} + K \cdot X = -M \cdot \ddot{x}_0 + F$$



ここで、

- X_0 : 容器の絶対変位
- X_{0i} : 容器の i 節点相当高さ位置における絶対変位（並進成分）
- θ_0 : 容器の絶対変位（回転成分）
- X_i : i 節点の容器に対する相対変位（並進成分）
- θ_i : i 節点の容器に対する相対変位（回転成分）
- n : 節点数（17）
- f_i : i 節点の衝突力又は支持反力
- f_{pxi} : i 節点の軸力による補正荷重（並進成分）（A型燃料集合体のみ）
- $f_{p\theta i}$: i 節点の軸力による補正荷重（回転成分）（A型燃料集合体のみ）
- M : 質量マトリックス
- K : 剛性マトリックス
- C : 粘性マトリックス

\ddot{X}_0 は地震波加速度であり、上記方程式を時刻歴解析することにより各節点の変位及び衝撃力を時間の関数として求める。

また、支持格子の衝撃力が弾性限界荷重を上回った場合には、支持格子の変形を時間の関数として求め、さらに、その後の支持格子定数の変化を考慮する。

K 及び C は燃料集合体の変位により変化するものとして扱う。

A型燃料集合体については1.4.1(1)に示す鉛直方向応答解析コードVERSALで求められた時刻歴軸荷重を取り込んで解析を行う。また、B型燃料集合体については鉛直加速度に応じた K の低下を下記に示す燃料集合体群振動解析コードAQUARIUS内部で考慮する。

解析に使用するコードはA型燃料集合体については燃料集合体群振動解析コード「FINDS Ver.4」、B型燃料集合体については「AQUARIUS Ver.3」である。なお、評価に用

いる解析コード「FINDS Ver. 4」及び「AQUARIUS Ver. 3」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。解析の概要を第4-95図に示す。

4.4 鉛直方向の解析方法

4.4.1 解析モデル及び解析方法

(1) A型燃料集合体

第4-96図に燃料集合体の解析モデルを示す。主要部材である燃料棒と制御棒案内シムブル（炉内計装用案内シムブル、スリーブ等を含む）を各々1本の1次元ばね要素で扱い、それらの質量を支持格子位置にて集中質量で与えている。

支持格子位置では、燃料棒と制御棒案内シムブル間をばね-摩擦要素で結合し、すべりを考慮できるようにしている。

下部ノズルの質点の下側には下部ノズル剛性を模擬したばね要素を配している。

一方、上部ノズルの質点上方のばね要素は、上部ノズル押えばねを表わすものである。

上記の解析モデルを用いて、次の振動方程式を時刻歴により解く。

$$M \cdot \ddot{X} + C \cdot \dot{X} + K \cdot X = -M \cdot \ddot{x}_0 + F_L$$

ここで、

M : 質量マトリックス

K : 剛性マトリックス

C : 粘性マトリックス

\ddot{x}_0 : 炉心板の応答加速度

F_L : 浮力、揚力、上部ノズル押えばね力

ここで求まる各要素の時刻歴軸荷重については、4.3.2に示す燃料集合体群振動解析コードFINDSの軸荷重成分としても用いられる。

解析に使用するコードは、燃料集合体鉛直耐震解析コード「VERSAL Ver. 1」である。なお、評価に用いる解析コード「VERSAL Ver. 1」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(2) B型燃料集合体

第4-97図に燃料集合体の解析モデルを示す。主要部材である燃料棒と制御棒案内シムブル（炉内計装用案内シムブル等を含む）をあわせて1本の1次元ばね要素で扱い、それらの質量を支持格子位置にて集中質量で与えている。

下部ノズルの質点の下側には下部ノズル剛性を模擬したばね要素を配している。

一方、上部ノズルの質点上方のばね要素は、上部ノズル押えばねを表わすものである。

上記の解析モデルを用いて、次の振動方程式を時刻歴により解く。

$$M \cdot \ddot{X} + C \cdot \dot{X} + K \cdot X = -M \cdot \ddot{x}_0 + F_L$$

ここで、

M : 質量マトリックス

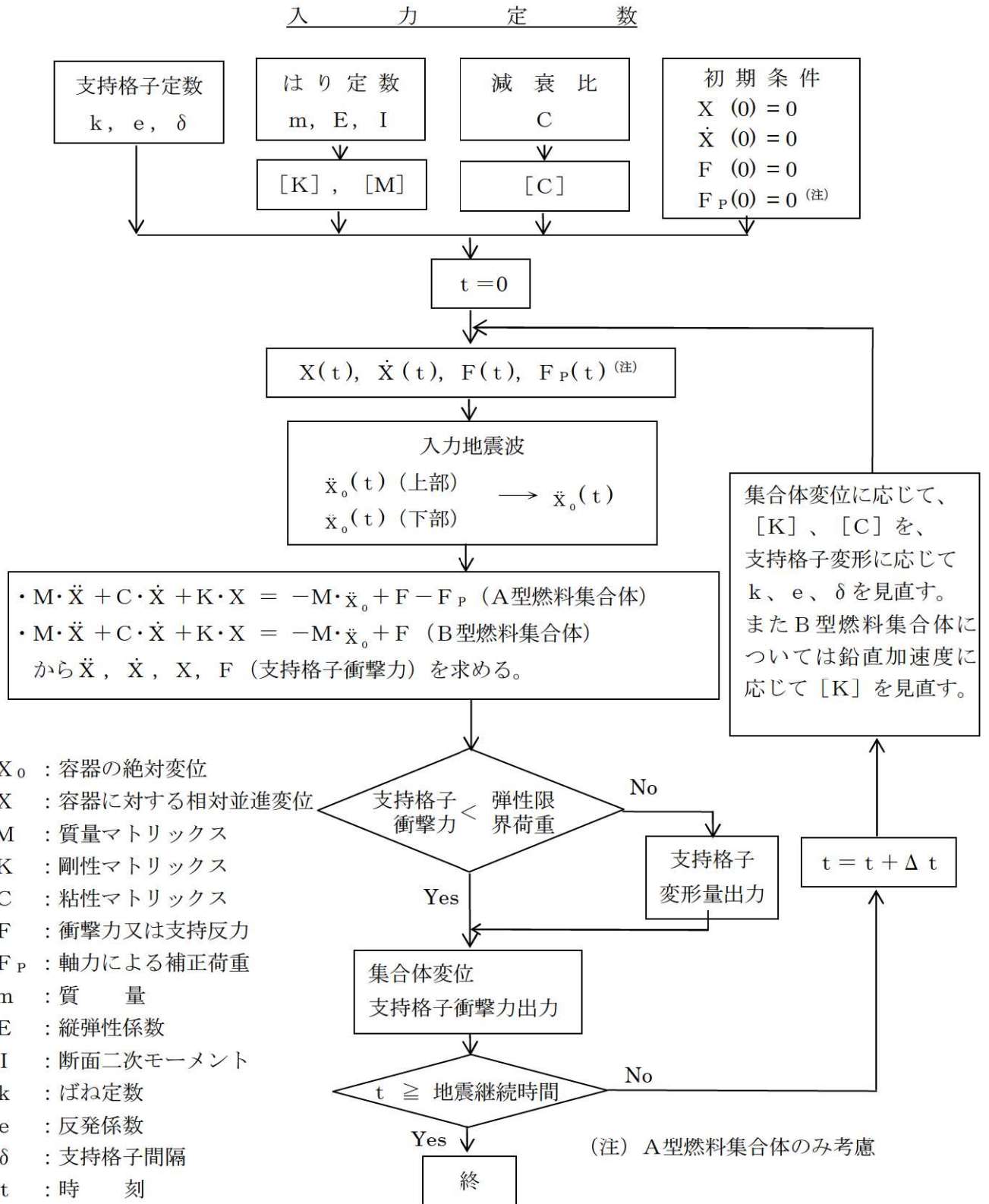
K : 剛性マトリックス

C : 粘性マトリックス

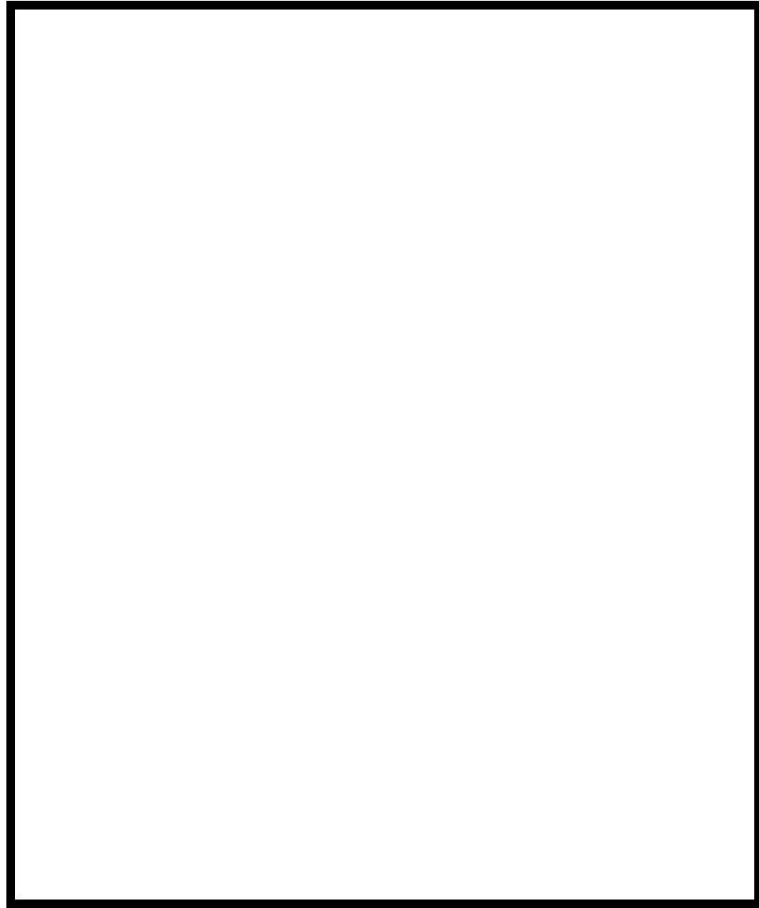
\ddot{x}_0 : 炉心板の応答加速度

F_L : 上部ノズル押えばね力

解析に使用するコードは、燃料集合体群振動解析コード「AQUARIUS Ver.3」である。なお、評価に用いる解析コード「AQUARIUS Ver.3」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



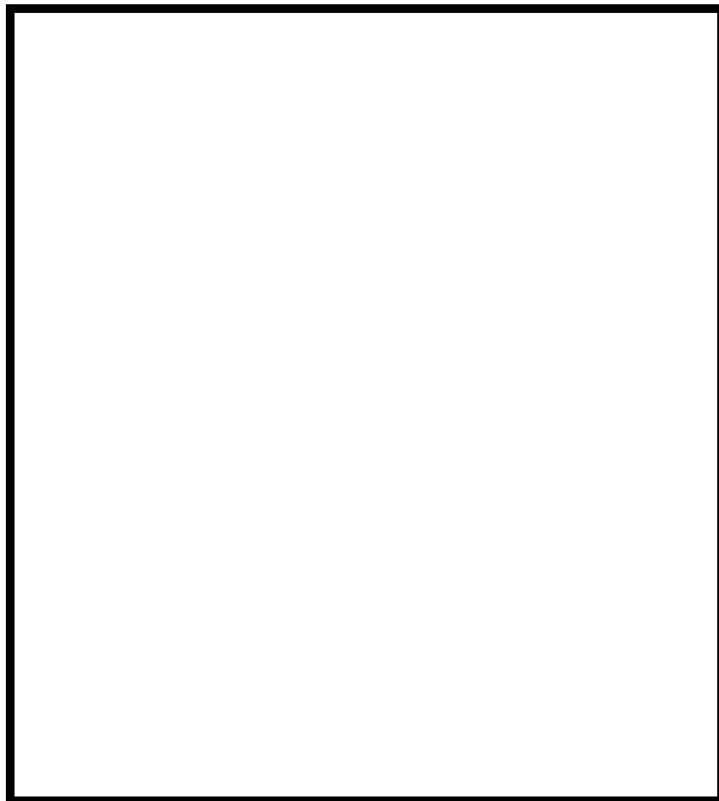
第4-95図 燃料集合体群振動解析コード「FINDS」(A型燃料集合体用)及び「AQUARIUS」(B型燃料集合体用)における解析概要



要素数 : 33

節点数 : 25

第4-96図 A型燃料集合体応答解析モデル (鉛直方向)



要素数 :

節点数 :



第4-97図 B型燃料集合体応答解析モデル (鉛直方向)

5.2 燃料被覆管の応力評価方法

燃料被覆管の応力評価においては、内外圧差による応力、水力振動による応力及び地震による応力を考慮する。

これらの合計応力から体積平均相当応力を評価する。

5.2.1 内外圧差による応力評価方法

照射初期においては、燃料被覆管は外圧による圧縮応力を受ける。その後、核分裂生成ガスの蓄積による内圧の上昇がある。ここで、A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については「高燃焼度用 FINE Ver. 3.1」コード、A型ステップ2燃料集合体については「高燃焼度用 FINE Ver. 3.0」コード、B型燃料集合体については「高燃焼度用 FPAC Ver. 1」コードにより算出する。なお、評価に用いる解析コード「高燃焼度用 FINE Ver. 3.0, Ver. 3.1」及び「高燃焼度用 FPAC Ver. 1」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

内外圧差による応力は泊発電所3号機平成20年8月14日付け平成20・06・17原第1号にて認可された既工事計画にて実績のある手法である下記により算定する。

$$\sigma_r = \frac{1 - \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} P - \frac{k^2 - \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} P_o$$

$$\sigma_\theta = \frac{1 + \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} P - \frac{k^2 + \frac{k^2}{R^2}}{k^2 - 1} P_o$$

$$\sigma_z = \frac{1}{k^2 - 1} P - \frac{k^2}{k^2 - 1} P_o$$

ここで、

σ_r : 半径方向応力 (MPa)

σ_θ : 円周方向応力 (MPa)

σ_z : 軸方向応力 (MPa)

P : 内 圧 (MPa)

P_o : 外 圧 (MPa)

r_i : 燃料被覆管内半径 (mm)

r_o : 燃料被覆管外半径 (mm)

R : 燃料被覆管任意半径/燃料被覆管内半径

$$k = \frac{r_o}{r_i}$$

5.2.2 水力振動による応力評価方法

1次冷却材の流れによる振動については泊発電所3号機平成20年8月14日付け平成20・06・17原第1号にて認可された既工事計画にて実績のある、WV-1の式^(注1)又はPaidoussisの式^(注2)を用いて検討する。各燃料棒は9箇所を支持格子で支持されているが、支持格子ではさまれた代表的な1スパンについて評価する。

振動の要因には流路の非一様性による横流れ、燃料棒支持構造物の点で生じる流れのはく離及び乱流がある。WV-1の式又はPaidoussisの式は上述のような流れの乱れを有する軸方向流れに対する棒又は管の振動振幅の実験式であり、炉心内の流れに対しても適合できる。

(注1) J.R.Reavis, "Vibration Correlation for Maximum Fuel-Element Displacement in Parallel Turbulent Flow",
Nuclear Science and Engineering, 38, 1969, pp.63-69

(注2) M.P.Paidoussis, "An Experimental Study of Vibration of Flexible Cylinders Induced by Nominally Axial Flow",
Nuclear Science and Engineering, 35, 1969, pp.127-138

(1) A型燃料集合体

軸方向の流れに伴う乱れによって生じる水力振動振幅は、次に示すWV-1の式によって与えられる。

$$\delta = C \cdot \eta_d \cdot \eta_D \cdot \eta_L \cdot \frac{d \cdot L}{W \cdot f^{1.5} \cdot \zeta^{0.5}} \cdot U \cdot \rho \cdot \nu^{0.5}$$

ここで、

- δ : 振 幅 (mm)
- C : 不等係数 (= $2.59 \times 10^{-3} C'$)
- η_d : 燃料棒直径に関する係数
- η_D : 水力的直径に関する係数
- η_L : スパン長さに関する係数
- d : 燃料棒直径 (mm)
- L : スパン長さ (mm)
- W : スパン当たりの燃料棒質量 (kg)
- f : 燃料棒の固有振動数 (Hz)
- D : 水力的直径 (mm)
- ζ : 減 衰 比
- U : 燃料棒の軸方向に沿った平均流速 (mm/s)

- ρ : 流体の密度 (kg/mm³)
 ν : 流体の動粘性係数 (mm²/s)

C の値は第 5-4 図より、 η_d 、 η_D 、 η_L の値については、第 5-5 図より求める。
 上式より、燃料棒の最大振幅を求める。

その変位を燃料棒の中心部に与えたとき発生する応力を求める。ここで燃料棒の両端を単純支持と仮定すると、中立軸から r_o の位置の被覆管断面に生じる応力は次式で与えられる。

$$\sigma_z = \pm \frac{48 E \cdot r_o \cdot \delta}{5 L^2}$$

ここで、

- σ_z : 振幅に対応する応力 (MPa)
 δ : 水力振動振幅 (mm)
 L : スパン長さ (mm)
 r_o : 燃料被覆管外半径 (mm)
 E : 燃料被覆管の縦弾性係数 (MPa)

(2) B型燃料集合体

1 次冷却材の軸方向流れによる振動により燃料被覆管に生じる応力を計算する。

燃料棒は 1 次冷却材の軸方向流れによって振動し、燃料棒に曲げ応力が生じる。この 1 次冷却材による振動は、次の Paidoussis の式により計算する。

$$\frac{\delta}{D} = \alpha^{-4} \left[\frac{\mu^{1.6} \cdot \varepsilon^{1.8} \cdot \text{Re}^{0.25}}{1 + \mu^2} \right] \left(\frac{D_h}{D} \right)^{0.4} \left[\frac{\beta^{2/3}}{1 + 4\beta} \right] \times [5 \times 10^{-4} K]$$

ここで、

- D : 燃料棒直径 (mm)
 δ : 振 幅 (mm)
 D_h : 水力的等価直径 (mm)
 Re : レイノルズ数 = $\frac{D_h \cdot U}{\nu}$

$$\mu : \left(\frac{M}{E \cdot I} \right)^{1/2} U \cdot L$$

- M : 単位長さ当たりの流体の質量 (kg/mm)
 E : 燃料被覆管の縦弾性係数 (MPa)

- I : 断面二次モーメント (mm^4)
 U : 燃料棒の軸方向に沿った平均流速 (mm/s)
 L : スパン長さ (mm)
 β : $\frac{M}{(M+m)}$
 m : 単位長さ当たりの燃料棒質量 (kg/mm)
 ρ : 流体の密度 (kg/mm^3)
 ν : 流体の動粘性係数 (mm^2/s)
 ε : $\frac{L}{D}$
 α : $\alpha^2 = \left[\frac{(m+M)L^4}{E \cdot I} \right]^{1/2} \cdot \omega$
 ω : 燃料棒の固有角振動数 (Hz)
 K : 流れの乱れのレベルを表わす因子
 (実際の流れでは $K = 5$)

上式より、燃料棒の最大振幅を求める。

その変位を燃料棒の中心部に与えたとき発生する応力を求める。いま燃料棒の両端を単純支持と仮定すると、任意の直径を d とするとき、中立軸から $\frac{d}{2}$ の位置の燃料被覆管断面に生じる応力は次式で与えられる。

$$\sigma_z = \pm \frac{M \cdot d}{2I} = \pm \frac{24 d \cdot E \cdot \delta}{5L^2}$$

ここで、

- σ_z : 振幅に対応する応力 (MPa)
 M : 最大曲げモーメント $\frac{W \cdot L^2}{8}$ ($\text{N} \cdot \text{mm}$)
 d : 任意の直径 (mm) $\left\{ \begin{array}{l} d_o : \text{燃料被覆管 外径 (mm)} \\ d_i : \text{燃料被覆管 内径 (mm)} \end{array} \right.$
 I : 断面二次モーメント $\frac{\pi}{64} (d_o^4 - d_i^4)$ (mm^4)
 W : 等分布荷重 $\frac{384E \cdot I \cdot \delta}{5L^4}$ (N/mm)
 δ : 振幅 (Paidoussis の式より求めた値) (mm)
 L : スパン長さ (mm)

E : 燃料被覆管の縦弾性係数 (MPa)

5.2.3 地震による応力解析方法

燃料被覆管には、地震時において、燃料集合体の変形に応じた応力が発生するので、応力解析を行う。

(1) A型燃料集合体

水平方向応力解析モデルを第5-6図に示す。燃料棒、制御棒案内シムル、スリーブ、インサート、上部ノズル、下部ノズル及び支持格子は、はり要素で、また支持格子ばね及びディンプルは、ばね-摩擦要素にて模擬している。ここで上部ノズル及び下部ノズルは固定、ノズルと制御棒案内シムル及び制御棒案内シムルと支持格子は剛結合、燃料棒と支持格子は弾性結合、ノズル及び支持格子は変形に対して剛とする。燃料棒及び制御棒案内シムルについては、複数本あるのでそれぞれ等価な剛性を持つ2本のはりとして扱う。

鉛直方向応力解析モデルを第5-7図に示す。上部ノズル、下部ノズル、制御棒案内シムル及び燃料棒等は、はり要素で、支持格子ばね及びディンプルは、ばね-摩擦要素で模擬している。

応力解析においては、地震応答解析で得られる各支持格子の最大変位における燃料集合体の振動モードを強制変位として、第5-6図の水平方向応力解析モデルに与えることにより水平地震による応力を求め、さらに、鉛直地震による応力を第5-7図の鉛直方向応力解析モデルにより求め、足し合わせ、地震時応力とする。

なお、解析に使用するコードは「ANSYS Ver.11.0」である。評価に用いる解析コード「ANSYS Ver.11.0」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す

(2) B型燃料集合体

水平方向応力解析モデルを第5-8図に示す。ここで、制御棒案内シムルと上・下部ノズル及び最上・下部支持格子は固定、中間の7個の支持格子とは摩擦要素とばね要素で結合しフローティングを模擬している。また、燃料棒と支持格子は摩擦要素、ばね要素及び回転ばね要素を用いて結合し、ソフトストップ及びハードストップを模擬している。燃料棒については、たわみ方向と垂直な燃料棒列を考え、同一列に属するものを1本のはりとしてまとめ（剛性、断面二次モーメント等）、数本のはりとしてモデル化した。

また、制御棒案内シムルについても同様なモデル化を実施した。

ノズル、支持格子については実験により求めた等価な物性値を持ったはり要素で代表している。

鉛直方向応力解析モデルを第5-9図に示す。ここで、制御棒案内シムルと上・下部ノズル及び最上・下部支持格子は固定、中間の7個の支持格子とは摩擦要素とばね要素で結合しフローティングを模擬している。また、燃料棒と支持格子は摩擦要素、ばね要素及

び回転ばね要素を用いて結合し、ソフトストップ及びハードストップを模擬している。

水平地震による応力は、地震応答解析により得られる各支持格子の最大変位を、第5-8図の水平応力解析モデルにおいてそれが生じる支持格子に与えることによって求め、さらに、鉛直地震による応力を第5-9図の鉛直方向応力解析モデルにより求め、足し合わせ、地震時応力とする。

なお、解析に使用するコードは「NASTRAN Ver. 2012. 2. 0」である。評価に用いる解析コード「NASTRAN Ver. 2012. 2. 0」の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

5. 2. 4 体積平均相当応力評価方法

燃料被覆管に生じる応力は、内外圧差による応力の他に水力振動による応力と地震による応力を加えた合応力が、内面から外面へと連続的に変化している。燃料被覆管の破損を判定するため耐力と比較する応力は、燃料被覆管にかかる平均的な応力（せん断ひずみエネルギー説に基づく体積平均相当応力）とする必要がある。体積平均相当応力とは、燃料被覆管にかかる合応力を体積の重みを付けて平均したもので、以下に示すとおりである。なお、本手法は泊発電所3号機平成20年8月14日付け平成20・06・17原第1号にて認可された既工事計画にて実績のある手法である。

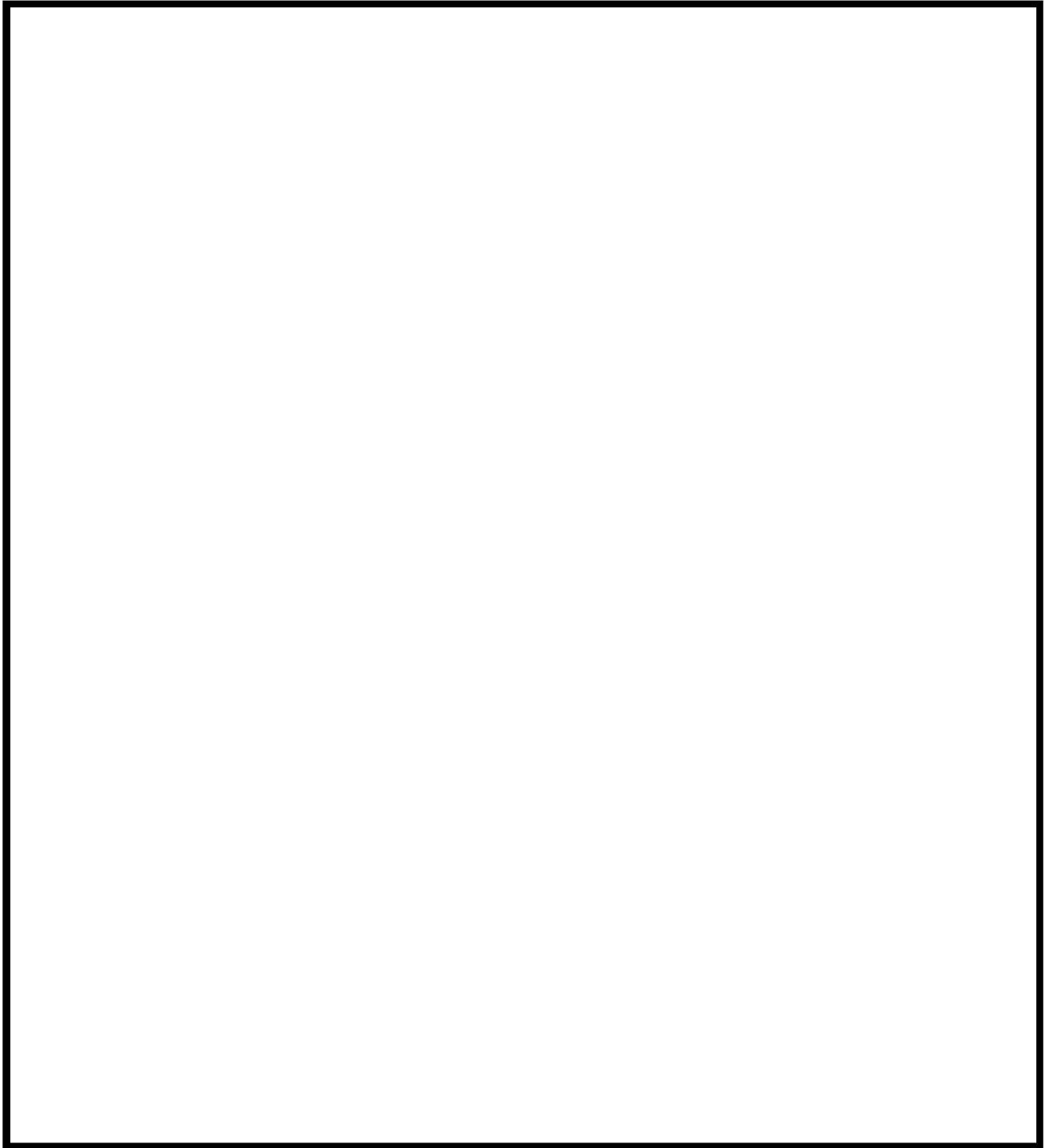
まず、燃料被覆管任意半径 r における相当応力 $\sigma_{eff}(r)$ は以下の式で与える。

$$\sigma_{eff}(r) = \sqrt{\frac{(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_r)^2}{2}}$$

これを軸方向単位長さ当たり、半径方向に体積積分（あるいは体積平均）をとり、体積平均相当応力 σ_{eff} を以下の式で求める。

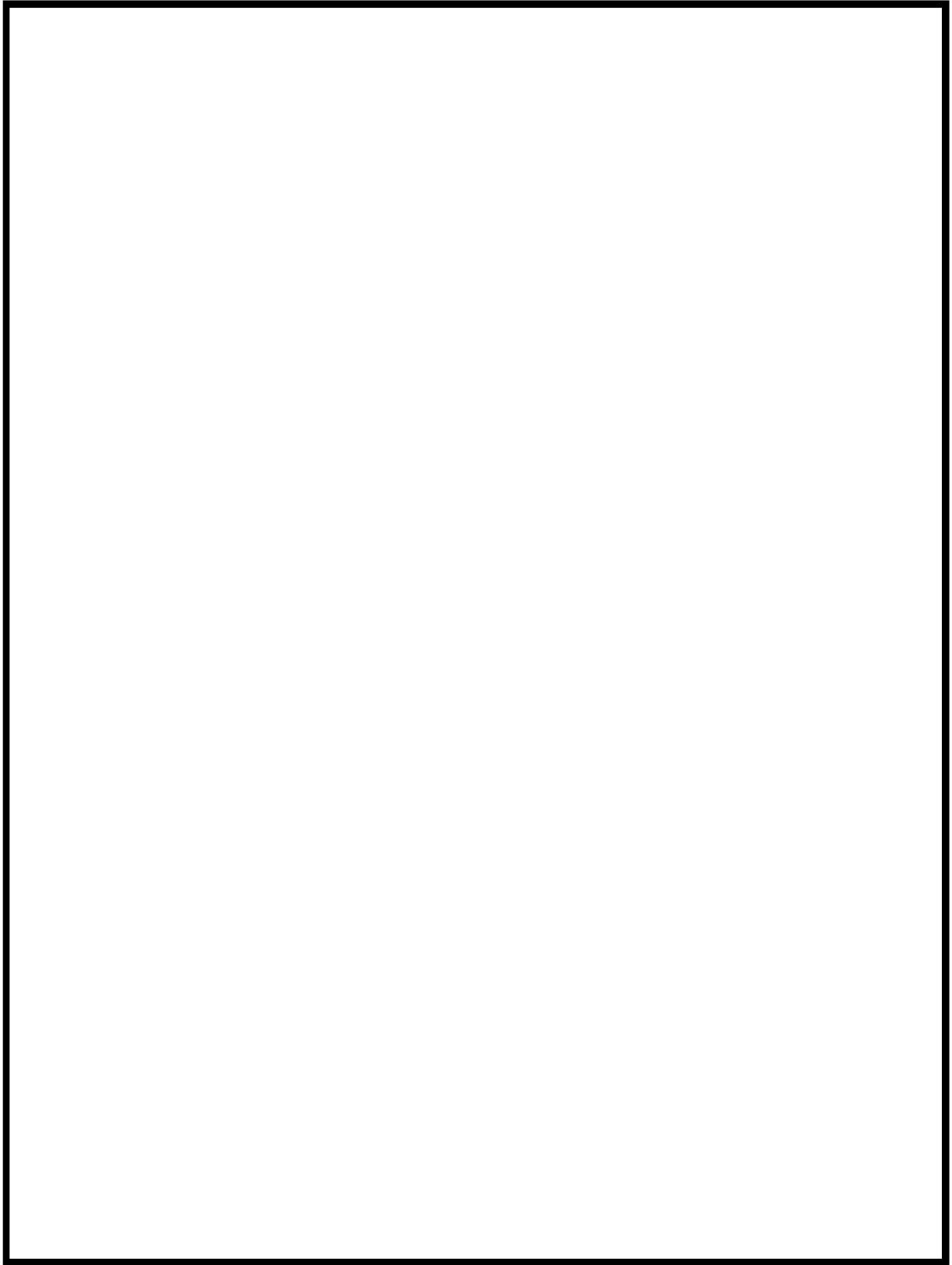
$$\begin{aligned}\sigma_{eff} &= \frac{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \sigma_{eff}(r) dz \cdot r d\theta \cdot dr}{\int_{r_i}^{r_o} \int_0^{2\pi} \int_0^1 dz \cdot r d\theta \cdot dr} \\ &= \frac{2 \int_{r_i}^{r_o} r \cdot \sigma_{eff}(r) dr}{r_o^2 - r_i^2}\end{aligned}$$

ここで、 r 、 θ 及び z は円筒座標系の変数であり、それぞれ半径方向、円周方向及び軸方向を表わす。



要素数：506（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）、574（ウラン燃料）
節点数：259（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）、327（ウラン燃料）

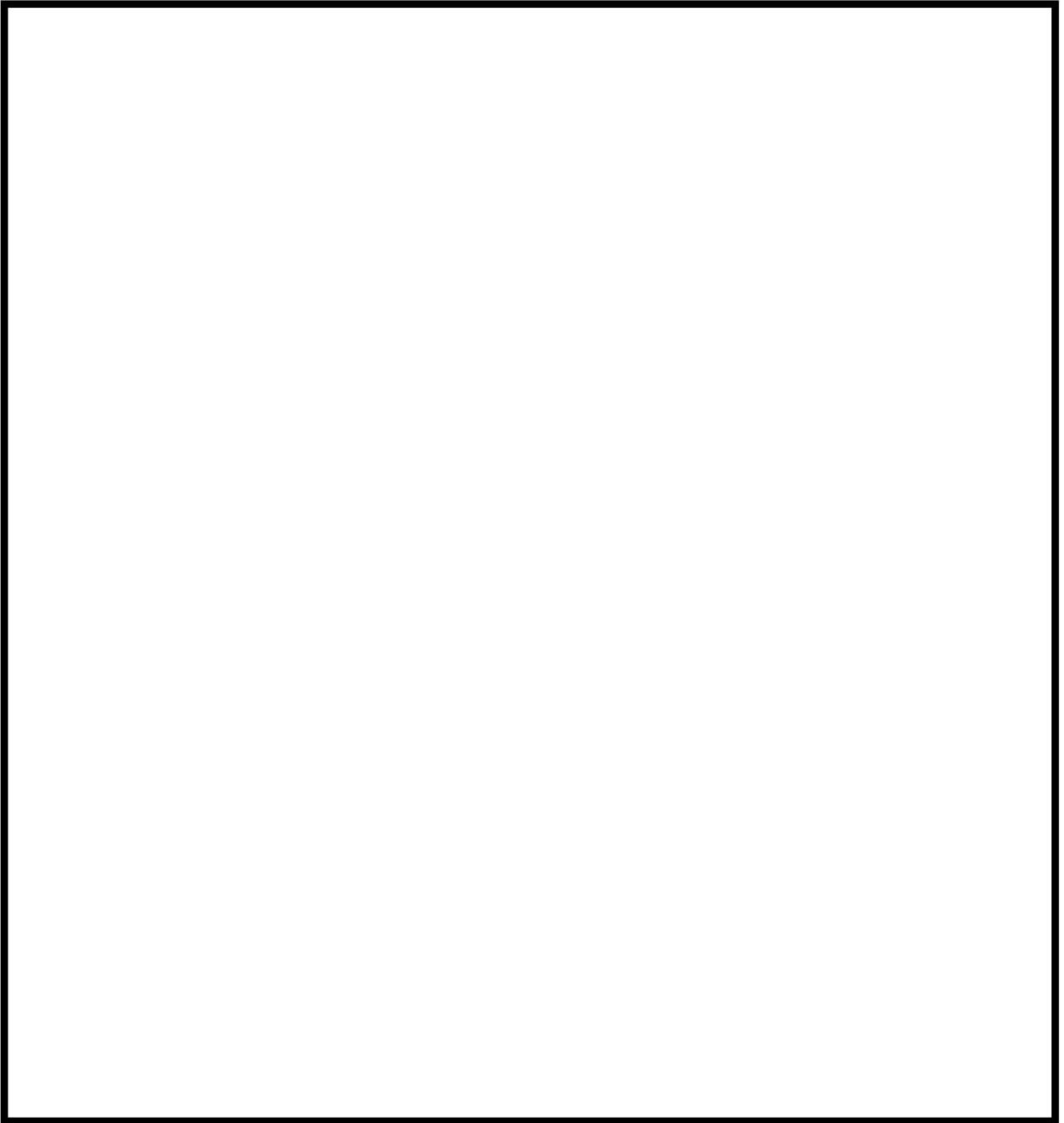
第5-6図 燃料棒及び制御棒案内シンプルの水平方向応力解析モデル（A型燃料）



要素数 : 52

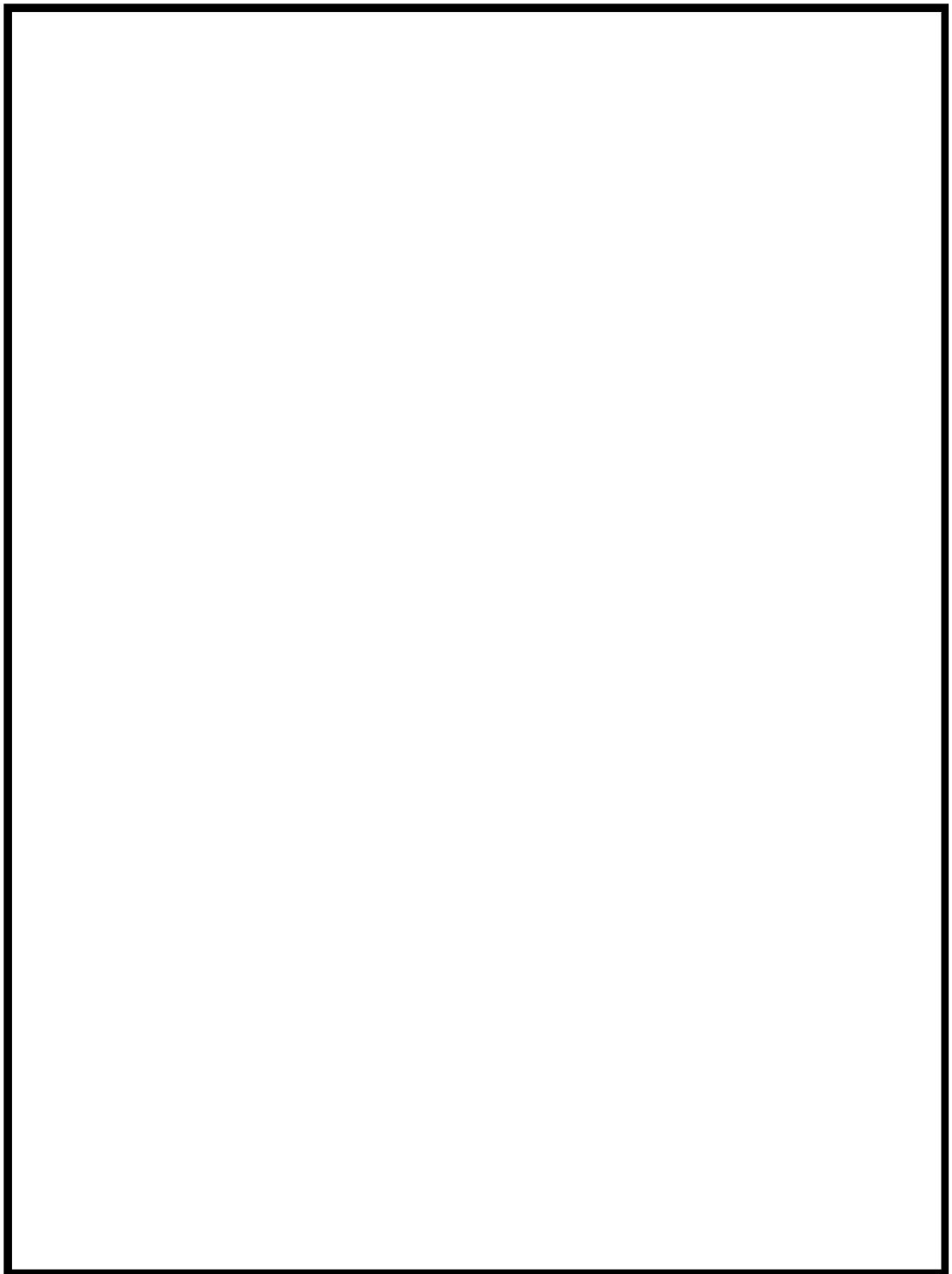
節点数 : 43

第5-7図 燃料棒及び制御棒案内シンプルの鉛直方向応力解析モデル (A型燃料)



要素数
節点数

第5-8図 燃料棒及び制御棒案内シンプルの水平方向応力解析モデル (B型燃料)



要素数 :

節点数 :

第 5-9 図 燃料棒及び制御棒案内シンプルの鉛直方向応力解析モデル (B 型燃料)

別添資料 3 燃料被覆管応力評価方法及び 疲労評価方法に係る公開文献の抜粋

○資料

【三菱公開文献】

- ・ MAPI-1019 三菱 PWR の燃料設計計算コードの概要 改 1
- ・ MNF-1001 三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計

【原燃工公開文献】

- ・ NFK-8011 燃料棒性能解析コード (FPAC) 改 4
- ・ NFK-8011 燃料棒性能解析コード (FPAC) 改 11
- ・ NFK-8134 原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の機械設計について (泊 1,2,3 号) 改 1
- ・ NFK-8135 MOX 燃料の機械設計について (泊 3 号)



MAPI-1019
改 1 昭和63年 5 月

三菱 PWR の燃料設計計算コードの概要

昭和49年10月

三菱原子力工業株式会社

-----MITSUBISHI ATOMIC POWER INDUSTRIES, INC-----

()



2.5 被覆管応力

被覆管応力の要因として、内外圧差やペレット-被覆管相互作用による応力、熱応力があるが、これらの応力はFINEコード内で計算される。以下にそれぞれの計算式を示す。

2.5.1 内外圧差及び接触圧による応力

次の一様な内外圧を受ける厚肉円筒公式を用いる。

$$\sigma_r = \frac{1 - K^2 / R^2}{K^2 - 1} P' - \frac{K^2 - K^2 / R^2}{K^2 - 1} P_0$$

$$\sigma_\theta = \frac{1 + K^2 / R^2}{K^2 - 1} P' - \frac{K^2 + K^2 / R^2}{K^2 - 1} P_0$$

$$\sigma_z = \frac{1}{K^2 - 1} P' - \frac{K^2}{K^2 - 1} P_0$$

但し、

$$K = r_o / r_i$$

$$R = r / r_i$$

ここで、
 σ_r : 被覆管半径方向応力, kg/mm^2
 σ_θ : 被覆管円周方向応力, kg/mm^2
 σ_z : 被覆管軸方向応力, kg/mm^2
 P' : 内圧とペレット-被覆管接触圧の和 ($P_i = P_0$), kg/mm^2
 P_0 : 外圧, kg/mm^2
 r_o : 被覆管外半径, mm
 r_i : 被覆管内半径, mm
 r : 被覆管任意半径, mm

また、接触圧 P_c は次のつぎの式を用いて計算する。

$$P_c = \frac{\delta}{r_i} \frac{1}{\frac{K^2 + 1}{K^2 - 1} \times \frac{1}{E_1} + \frac{1}{E_2} + \frac{\nu_1}{E_1} - \frac{\nu_2}{E_2}}$$

ここで、
 r_i : 燃料棒中心から接触面までの距離, mm
 r_o : 被覆管外半径, mm
 δ : ペレットと被覆管の相互干渉 (半径分), mm
 ν_1, ν_2 : 被覆管及びペレットのポアソン比
 E_1, E_2 : 被覆管及びペレットの弾性係数, kg/mm^2





2.5.2 熱 応 力

被覆管内の半径方向温度分布は次式で計算される。

$$T(r) = \frac{T_o \cdot \ln(r/r_i) + T_i \cdot \ln(r_o/r)}{\ln k}$$

但し、 $K = r_o/r_i$

ここで、 T_i : 被覆管内面温度、℃ r_i : 被覆管内半径、mm
 T_o : 被覆管外面温度、℃ r_o : 被覆管外半径、mm
 r : 被覆管任意半径、mm

この温度分布をもとに三軸方向の熱応力 σ_r 、 σ_θ 、 σ_z は各々次の円筒の熱応力式で計算される。

(i) 半径方向応力

$$\sigma_r = \frac{\alpha E_1}{2(1-\nu_1)} \{ [K^2 T_o - T_i] - (T_o - T_i)(r_o/r)^2 \} / [K^2 - 1] - T(r)$$

(ii) 接線方向応力

$$\sigma_\theta = \frac{\alpha E_1}{2(1-\nu_1)} \{ [K^2 T_o - T_i] + (T_o - T_i)(r_o/r)^2 \} / [K^2 - 1] - (T_o - T_i) / \ln k - T(r)$$

(iii) 軸方向応力

$$\sigma_z = \left(\frac{\alpha E_1}{1-\nu_1} \right) \{ [K^2 T_o - T_i] / [K^2 - 1] - (T_o - T_i) / 2 \ln k - T(r) \}$$

ここで、 α : 被覆管熱膨張率、1/℃
 E_1 : 被覆管ヤング率、kg/mm²
 ν_1 : 被覆管ポアソン比

MNF-1001

三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計

平成21年6月

三菱原子燃料株式会社

4条-別紙 5-別添 3-5

4.1.2 設計基準

三菱 PWR 高燃焼度化ステップ2燃料棒設計は、従来の燃料棒の設計と同様に、燃料寿命中、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時における燃料健全性の観点から、表 4.1.2-1にまとめる5つの基準に基づいている。

なお、これらの基準は、原子力安全委員会安全審査指針「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日)」、原子炉安全基準専門部会報告書「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)」、原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について(昭和51年2月16日)」等に記載されている考え方に基づいている。

(1) 燃料温度

ペレットが溶融すると体積が膨張し、被覆管に大きな応力が発生し、また、燃料スタックの寸法不安定性あるいは、FP ガスの過度な放出・移動、さらにはペレットと被覆管の有害な化学反応を引き起こす恐れがある。これらを防ぐため、寿命中の燃料最高温度(中心温度)を燃料の溶融点未満とする。

溶融点は、未照射状態における UO_2 ペレットに対して 2800°C 、また高濃度ガドリニア入りペレット^{*10}では 2700°C である。燃料中心温度の各燃焼度に対する解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、ならびに計算モデルの不確定性および燃料の製造公差に基づく燃料中心温度の不確定性 220°C を考慮し、以下の通りとする。

① UO_2 ペレット

未照射燃料では不確定性 220°C を考慮し、 2580°C とする。以降燃焼に伴い $10,000\text{MWd/t}$ あたり 32°C の割合で低下するとする。

② ガドリニア入りペレット^{*10}

未照射燃料では不確定性 220°C を考慮し、 2480°C とする。以降燃焼に伴い $10,000\text{MWd/t}$ あたり 32°C の割合で低下するとする。

(2) 燃料棒内圧

通常運転時において、寿命初期では内圧は外圧を下回っており、被覆管は内向きのクリープ変形により径が減少してペレットとの接触に到る。その後、寿命中期以降、ペレットより放出された FP ガスの蓄積により内圧が増加し、寿命末期では内圧が外圧を超える可能性がある。このような内圧支配に到った状態では被覆管は外向きのクリープ変形により外径が増加し、一旦接触したペレットと被覆管にギャップが生じる可能性がある。このギャップが開くことによりギャップコンダクタンスが低下して燃料温度が上昇すると、さらに FP ガスが放出されて内圧が上昇し、その結果、さらにギャップが広がるといったいわゆるサーマル

^{*10}: ガドリニア濃度 10wt%の場合。

フィードバックを起こす可能性がある。このような状態での燃料使用は、燃料温度の過大な上昇を招くこととなり望ましい状況ではない。このサーマルフィードバックを防ぐために、燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。

ここで、燃料棒内圧基準値は、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」に記載された方法に基づき、改良被覆管の特性等を適切に評価できる燃料棒設計計算コードを用いて求めており、複数の燃料タイプに対して炉心運用を想定し、さらに評価の不確定性を考慮して求めた具体的判断基準値として、19.7MPaを設定する。

(3) 被覆管応力

内外圧差およびペレットとの接触圧等により生じる被覆管応力を、被覆管の過度な変形を防ぐため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を通して燃料寿命中、被覆材の耐力以下とする。

MDA および ZIRLO 被覆管の耐力は、ジルカロイ-4の耐力と同等であり、使用温度および高速中性子の照射効果を考慮すると約 310N/mm^2 ～約 590N/mm^2 となる。被覆管応力基準値は、これに基づき設定する。

(4) 被覆管歪

被覆管の過大な変形を防ぐため、被覆管円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に際して1%を超えない設計とする。

(5) 周期的な被覆管歪(疲労損傷係数)

被覆管の累積疲労サイクル数は、設計疲労寿命を超えない設計とする。

具体的には、燃料寿命中の起動停止や負荷変化により被覆管にかかる応力サイクル数と、それぞれの応力振幅に対応して設計疲労曲線から求まる設計許容繰返し数との比の累積である累積疲労損傷係数が1.0を超えないことを評価する。なお、改良被覆管の疲労強度は、ジルカロイ-4の疲労強度と同等であり、設計疲労曲線としては、従来と同様、Langer and O'Donnell⁽²⁸⁾の曲線を使用する。

表4.1.2-1 燃料棒設計における基本的考慮事項と設計基準

項目	基本的考慮事項	設計基準
(1) 燃料温度	1) ペレット溶融に伴う過大な膨張を防ぐ。 2) 燃料スタックの不安定化を防ぐ。 3) FP ガスの過度の放出あるいは移動を防ぐ。 4) 燃料と被覆管の有害な化学反応を防ぐ。	UO ₂ ペレットおよびガドリニア入りペレットそれぞれの溶融点未満であること。
(2) 燃料棒内圧	サーマルフィードバック効果による燃料温度の過度な上昇を防ぐ。	通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形により、ペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。
(3) 被覆管応力	通常運転時および運転時の異常な過渡変化時を通じて被覆管の健全性を確保する。	被覆材の耐力以下であること。
(4) 被覆管歪		円周方向引張歪*が1%以下であること。
(5) 周期的な被覆管歪	日間負荷変動を含む種々の設計過渡条件に対して被覆管の健全性を確保する。	ASME Sec. III の概念による設計疲労寿命以下であること。

* ;各過渡変化に対する変化量

NFK-8011

改1 昭和52年 6月
改2 昭和54年 11月
改3 昭和56年 1月
改4 昭和63年 3月

燃料棒性能解析コード
(FPAC)

昭和51年8月

原子燃料工業株式会社

2-5 燃料棒内圧

燃料棒の内圧は内部のガスが理想気体と仮定して次式で計算する。

$$P = nR / \sum_i (V_i / T_i)$$

- P ; 内 圧
 n ; ガスのモル数
 R ; ガス定数
 V_i ; 各空間体積
 T_i ; 各空間の温度

内部ガスとしては、初期封入ガス、核分裂生成ガス、ペレットに吸着されたガス等を考慮する。核分裂生成ガスとしてはXe, Krを考慮している。

空間体積としては、ブレナム、ペレットと被覆管のギャップ、ディッシュ、チャンファ、クラック、オープンポアなどが考慮される。

2-6 被覆管応力

(1) 内外圧差による応力

応力は、その主方向が円筒座標の座標軸方向と一致し、(せん断応力は零として計算する。) その方向が変化しないと仮定して計算する。

応力の計算は次の2つの場合に分けて行なう。

(i) 被覆管がペレットと接触していない時

弾性限界内であれば、内外圧のみから次の円筒の式を用いて計算する。

$$\sigma_{\theta} = -\frac{r_i^2 r_o^3 (P_o - P_i)}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{P_i r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2}$$

$$\sigma_r = \frac{r_i^2 r_o^2 (P_o - P_i)}{r^2 (r_o^2 - r_i^2)} + \frac{P_i r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2}$$

$$\sigma_z = \frac{P_i r_i^2 - P_o r_o^2}{r_o^2 - r_i^2}$$

- ここで
- | | | | |
|-------------------|---|--------|--------------------|
| σ_r | ; | 半径方向応力 | kg/cm ² |
| σ_{θ} | ; | 円周方向応力 | kg/cm ² |
| σ_z | ; | 軸方向応力 | kg/cm ² |
| r _i | ; | 被覆管内半径 | cm |

r_o ; 被覆管外半径 mm
 P_o ; 冷却材圧力(外圧) kg/cm²
 P_i ; 内圧 kg/cm²

(2) 被覆管がペレットと接触している時

(1)に記した式において内圧にペレットと被覆管の接触圧を加えて計算する。

接触圧はいわゆる焼きばめの式を用いて計算する。この時、ペレット及び被覆管のヤング率はそれぞれUO₂及びジルカロイ-4のヤング率を用いる。ただし、ペレットに並びかえ(リロケーション)による外径の増加分が残っている間はペレットは小さな外力で収縮し、大きな接触圧は生じないとモデル化している。

応力が弾性限界内であるかは、Von Misesの理論に基づいて判定する。

弾性限界内でなければPrandl-Reussの式を用いてくり返し計算で応力を求める。

(2) 熱 応 力

被覆管の内外面に温度差がある場合には、被覆管に熱応力が生ずる。

本計算コードで使用している基本式は次のとおりである。

$$\sigma_r = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[- \int_{r_i}^r T(r) r dr + \frac{r^2 - r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right]$$

$$\sigma_\theta = \frac{E\alpha}{r^2(1-\nu)} \left[-T(r) r^2 + \int_{r_i}^r T(r) r dr + \frac{r^2 + r_i^2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right]$$

$$\sigma_z = \frac{E\alpha}{1-\nu} \left[-T(r) + \frac{2}{r_o^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_o} T(r) r dr \right]$$

ここで

$$T(r) = \frac{T_i - T_o}{\log r_i - \log r_o} \log r + \frac{T_o \log r_i - T_i \log r_o}{\log r_i - \log r_o}$$

σ_r	;	半径方向応力
σ_θ	;	円周方向応力
σ_z	;	軸方向応力
r_i	;	被覆管内半径
r_o	;	被覆管外半径
E	;	被覆管のヤング率
α	;	熱膨張係数(被覆管)
ν	;	ポアソン比
T_i	;	被覆管の内面温度
T_o	;	被覆管の外面温度

INFK-8011

改1	昭和	52年	6月
改2	昭和	54年	11月
改3	昭和	56年	1月
改4	昭和	63年	3月
改5	平成	14年	4月
改6	平成	14年	8月
改7	平成	14年	12月
改8	平成	16年	7月
改9	平成	17年	11月
改10	平成	21年	6月
改11	平成	21年	10月

燃料棒性能解析コード

(FPAC)

昭和51年8月

原子燃料工業株式会社

参考資料 2

高燃焼度用 F P A C の適用範囲について

高燃焼度用 F P A C コードは、従来の F P A C コード¹⁾に改良被覆管等の特性及びペレット照射挙動に関する最近の知見等を反映したものであり、主要な特徴は以下のとおりである。

- ・ ペレット照射挙動は、ペレット熱伝導率の燃焼度依存性等の最近の知見を反映したモデルにより評価している。
- ・ 被覆管照射挙動は、各被覆管の特性を反映したモデルにより評価しており、改良被覆管を用いるステップ 2 燃料に加えジルカロイ-4 製被覆管を用いた従来燃料についても評価できる機能を有している。

高燃焼度用 F P A C の従来燃料への適用性を表 1 にまとめる。本コードの実証性は、本文中において照射挙動項目毎に計算値と実測値の比較により示している。

これらのことから、高燃焼度用 F P A C コードは、ステップ 2 燃料の健全性評価に加えて従来燃料の健全性評価にも使用できる。

表 1 高燃焼度用FPACコードの従来燃料への適用性

計算項目	挙動評価モデル	高燃焼度用FPACコード における追加・変更点	従来燃料への 適用性評価	参照図
燃料温度	ペレット被覆管 ギャップ温度	ギャップコンダクタンス	従来燃料のペレット仕様 を含む燃料の照射データ に対しても実証性が確 認できている。	第3-2図 (1/3)
	ペレット内温度分布	ペレット熱伝導率式		第3-2図 (2/3)
燃料棒 寸法変化	ペレットスリング	固体FPスリングの燃焼 度依存性	従来燃料のペレット仕様 を含む燃料の照射データ に対しても実証性が確 認できている。	第3-6図 (1/2)
	ペレットリケーション	ペレットと被覆管接触後 の ペレット剛性		第3-3図 (3/4)
	被覆管クランプ変形	被覆管タイプ別に評価 式の定数を設定	低Snジロイ-4製被覆 管の照射データに対 して実証性が確認でき ている。 従来Snジロイ-4は変 更無し。	第3-3図 (3/4)
	被覆管照射成長	被覆管タイプ別に評価 式の定数を設定		第3-7図
燃料棒 内圧	FPガス放出	FPガス放出評価式 (ペレット熱伝導率)	従来燃料のペレット仕様 を含む燃料の照射データ に対しても実証性が確 認できている。	第3-4図 (1/2)
被覆管 応力	内外圧差及び接 触圧による応力	有限要素法を使用		第3-4図 (2/2) 第3-5図 (1/2) 第3-3図 (3/4)
被覆管腐食 及び 水素吸収	被覆管腐食	被覆管タイプ別に評価 式の定数を設定	従来Snジロイ-4は変 更無し。 低Snジロイ-4製被覆 管の照射データに対 して実証性が確認でき ている。	第3-8図 第3-9図
	水素吸収量	被覆管タイプによらず 同一の水素吸収率を設 定		従来Snジロイ-4/低Sn ジロイ-4製被覆管の照 射データに対して実証 性が確認できている。

(参考文献)

[1] 原子燃料工業, "燃料棒性能解析コード (FPAC)", NFK-8011 改 4, 1988

NFK-8134

改1 平成18年9月

原燃工製 PWR ステップ2 燃料の 機械設計について

(泊1、2、3号)

平成17年11月

原子燃料工業株式会社

(2) 燃料棒内圧

燃料棒内圧に対しては、燃料温度の過大な上昇防止の観点から“通常運転時において被覆管の外向きクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと”としており、設計基準である限界内圧以下であることを確認する。

ここで、限界内圧は高燃焼度用 FPAC により評価した値を用いる。限界内圧の評価では高燃焼度用 FPAC を用いて燃料棒内圧が高くなるような仮想的な計算を行い、図 3-4 に示すようにペレットと被覆管のギャップが増加し始める時の内圧(18.6MPa[abs])を限界内圧とする。

(3) 被覆管応力

被覆管応力は被覆管の耐力(0.2%オフセット)以下となるように設計する。被覆管応力評価では、内外圧差による応力、ペレット・被覆管の接触応力、熱応力、地震による応力、及び水力振動による応力を考慮する。ここで被覆管の耐力には照射による増加及び温度依存性を考慮している。

(4) 被覆管歪

燃料ペレットのスエリング及び熱膨張により被覆管に引張歪が発生するが、この歪変化量は被覆管の健全性に影響を与えない範囲に保つ必要があることから、設計基準としては、“被覆管の円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して1%以下であること”としている。

(5) 被覆管疲労損傷

燃料棒は原子炉に装荷されてから取出されるまでの間、出力変動及び圧力変動を受け、これにより繰返し応力が被覆管に加わる。この繰返し応力は、ASME ボイラ及び圧力容器コード第 3 章(ASME Sec. III)に準拠した方法により評価し、累積疲労サイクル数と設計疲労寿命との比として表される累積疲労損傷係数が1.0を超えないように設計する。

MOX 燃料の機械設計について
(泊 3 号)

平成 20 年 12 月

原子燃料工業株式会社

3.3. 燃料棒の設計基準

3.3.1. 燃料中心温度

燃料中心温度は、ペレットの溶融点未満となるよう設計する。

MOX 燃料の溶融点は、Pu 含有率の増加に伴い低下する。そこで MOX 燃料の融点は、PWR 炉心での使用を想定し最大 Pu 含有率 13wt%時の融点 2730℃とする。また溶融点の燃焼に伴う低下は二酸化ウラン燃料と同じく、32℃/10,000MWd/t とする。^[3] さらに設計では評価モデル及び製造公差に基づく不確定性として 220℃を考慮した値を制限値として用いる。この制限値をステップ 2 二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とともに以下に示す。

MOX 燃料	: 2,510℃
ステップ 2 二酸化ウラン燃料	: 2,580℃
ステップ 2 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料	: 2,480℃

3.3.2. 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃料温度の過大な上昇防止の観点から“通常運転時において被覆管の外向きクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと”としており、設計基準である限界内圧以下であることを確認する。ここで、限界内圧は高燃焼度用 FPAC により評価した値を用いる。限界内圧の評価では高燃焼度用 FPAC を用いて燃料棒内圧が高くなるような仮想的な計算を行い、図 3-2に示すようにペレットと被覆管のギャップが増加し始める時の内圧 (18.6MPa[abs]) を限界内圧とする。

3.3.3. 被覆管応力

被覆管応力は、被覆管の耐力 (0.2%オフセット) 以下となるように設計する。被覆管応力評価では、内外圧差による応力、ペレットと被覆管の接触応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考慮する。ここで、被覆管の耐力は照射による増加及び温度依存性を考慮している。^[4]

3.3.4. 被覆管歪

ペレットのスエリング及び熱膨張により被覆管に引張歪が発生する。この歪変化量は被覆管の健全性に影響を与えない範囲に保つ必要があることから、設計基準としては、“被覆管の円周方向引張歪の変化量は各過渡変化に対して 1%以下であること”としている。

3.3.5. 被覆管疲労損傷

燃料棒は原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間、出力変動及び圧力変動を受け、これにより繰り返し応力が被覆管に加わる。この繰り返し応力は、ASME Sec. III に準拠した方法に

より評価し、累積疲労サイクル数と設計疲労寿命との比として表される累積疲労損傷係数が 1 を超えないように設計する。