

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

1. まえがき

本報告書は、発電用軽水型原子炉の燃料設計手法に関し、燃料集合体最高燃焼度を高めた高燃焼利用に対応し、従来の手法の一部について見直した部分の妥当性について検討した結果をまとめたものである。

2. 経緯

現行の発電用軽水型原子炉の燃料設計手法については、発電用沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)にあっては原子炉安全専門審査会内規「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」、発電用加圧水型原子炉(以下「PWR」という。)にあっては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」において記述されている燃料設計手法が長年の実績を有している。

しかしながら、これらの設計手法は保守的な基準及び評価方法に基づくものであるため、設計において燃料の性能を控えめに評価する場合や燃料棒の設計改良の効果が十分に評価されない場合も考えられる。

一方、高燃焼度領域(燃料集合体最高燃焼度がBWRにあっては40000MWd/tを超えるもの、PWRにあっては39000MWd/tを超えるものをいう。)における燃料の評価については、最近の知見を反映し、燃料棒の熱的・機械的挙動をより精度よく予測できるコードを用いた評価方法及び合理的な設計基準が提案されている。

このような背景に基づき新しく開発・改良されたコードを検討したうえで、BWR燃料については統計的評価方法及び被覆管許容応力基準につき、PWR燃料にあっては燃料棒内圧基準につき検討を加えた。

なお、現行の燃料設計手法において設けているその他の評価方法及び設計基準については、従来と同様の考え方が踏襲され、変更はない。

3. 検討結果

3.1 BWR燃料について

3.1.1 統計的評価方法

BWR燃料の評価方法については、各々の入力条件を決定論的に仮定して評価する従来の評価方法を変更し、統計的評価方法により燃料被覆管の歪及び応力設

計比（応力計算値の許容応力に対する比）を評価することとしている。

この統計的評価方法を用いて燃料被覆管の歪及び応力基準に対する適合性を確認することは、以下のことから妥当と判断する。

- (1) 評価に際しては、炉心内の全ての燃料棒が寿命中に経験する出力を包絡できかつこれに余裕をみた履歴が設計用出力履歴として用いられ、さらに製造実績、実機運転実績データ等に基づく燃料棒仕様、炉心条件等の統計的分布及びコードの予測の不確かさが考慮され、95%確率上限値又は95%確率下限値をもって基準に対する適合性が評価されている。
- (2) 評価に用いる燃料棒熱・機械設計コードは、照射時の燃料棒挙動の傾向を精度よく予測でき、かつ燃料照射データ等により予測の不確かさが定量的に評価されている。

また、必要に応じて今後とも新しい知見に対し評価していくこととしている。

3.1.2 被覆管許容応力基準

被覆管の許容応力基準は、従来の方法を見直しせん断歪エネルギー説に基づくこととし、相当応力について、一次応力に対しては降状応力、一次応力+二次応力に対しては引張強さが許容応力とされている。

この被覆管許容応力基準の採用は、以下のことから妥当と判断する。

- (1) せん断歪エネルギー説に基づく評価結果は照射した被覆管材料を用いた実験結果と良好な一致を示し、また未照射の被覆管材料を用いた実験においては保守的な結果を与えるという事実がある。
- (2) 過度の寸法変化及び破損を防止するという燃料棒の設計方針に対応して許容応力が定められている。
- (3) 燃料棒熱・機械設計コードの予測の不確かさの定量的な評価が可能となったことから統計的評価によって設計上の裕度が評価されている。

3.2 PWR燃料について

3.2.1 燃料棒内圧基準

PWR燃料棒の内圧基準については、従来の「燃料棒の内圧は、運転中冷却材圧力（157kg/cm²g）以下であること。」という基準を変更し、「燃料棒の内圧は、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。」によることとしている。

この燃料棒内圧基準の採用は、以下のことから妥当と判断する。

- (1) 燃料棒内圧は、機械的破損の観点からは被覆管応力基準により制限されており、また燃料温度の過大な上昇防止の観点からは新しい燃料棒内圧基準によりサーマルフィードバックの発生が防止されている。

(2) 評価に用いる燃料棒設計コードは、照射時の燃料棒挙動の傾向を精度よく予測でき、かつ燃料照射データ等により予測の不確かさが定量的に評価されている。

また、必要に応じて今後とも新しい知見に対し評価していくこととしている。

付録 1 . BWR 燃料設計手法⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾

1 . 統計的評価方法

現行の燃料棒設計評価方法においては、結果が保守的になるように各々の入力条件を決定論的に仮定し、被覆管の機械的健全性を確認する方法が用いられている。

見直された燃料棒設計評価方法においては、以下に示すとおり統計的評価方法が採用されている。

(1) 熱・機械設計評価における統計解析

燃料棒熱・機械設計評価では、炉心内の全ての燃料棒が寿命中に経験する出力を包絡でき、かつこれに余裕を見た出力履歴が設計用出力履歴として仮定された上で、燃料棒仕様、炉心条件等の統計的分布やコードの予測の不確かさが考慮された統計的評価方法が用いられている。すなわち、燃料棒熱・機械設計コードにより、温度、内圧等燃料棒特性の統計的分布の中央値(以下「公称値」という。)及び標準偏差が次のようにして求められている。まず、燃料棒熱・機械設計コードの入力変数($X_1, X_2, \dots, X_i, \dots, X_n$)のすべての値が公称値 \bar{X}_i とされることにより、燃料棒特性の公称値 \bar{Y} が得られる。燃料棒特性の統計的分布の標準偏差 y は、個々の入力変数が単独に公称値 \bar{X}_i から X_i だけ変化したときの燃料棒特性の公称値 \bar{Y} からの変化 Y より誤差伝播理論に基づき評価される。なお、各入力変数間の相関を考慮したとしても評価結果が大きく変化しないことから、設計解析においては入力変数は独立として取扱われている。また、入力変数の統計的分布は製造実績、実機運転実績データ等に基づいて定められた値が用いられている。

この方法により被覆管円周方向1%塑性歪が生じる燃料棒線出力密度の95%確率下限値が評価されるとともに、被覆管応力評価の前提条件となる被覆管温度、燃料棒内圧の統計的分布が評価される。

(2) 被覆管応力評価における統計解析

被覆管応力評価は燃料棒のスペーサ間、スペーサ部及び端栓溶接部の各位置について行われる。

スペーサ間及びスペーサ部における被覆管応力評価では、モンテカルロ法により応

力設計比の統計的分布が評価されている。応力計算では、被覆管にかかる内外圧差、水力振動、スパーサの接触圧による応力及び熱応力等が三軸方向（半径方向、円周方向及び軸方向）について解析され、それらより相当応力が評価される。ここで、被覆管の応力設計比は、被覆管温度、燃料棒内圧、炉心条件、燃料棒仕様、被覆管許容応力等の統計的入力変数の関数となる。これらの入力変数の統計的分布は、製造実績、実機運転実績データ等を考慮して設定された値が用いられる。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。この試行が繰返されることにより応力設計比の95%確率上限値が1以下であることが確認される。

端栓溶接部は形状が複雑であることから有限要素法や実験等による応力評価が行われ、計算された相当応力が許容応力以下であることが決定論的に確認される。

2．被覆管許容応力基準

被覆管の許容応力基準は、従来原子炉压力容器の許容応力基準であるASME Sec. Ⅲに準拠した基準が適用されてきたが、従来の方法を見直しせん断歪エネルギー説に基づくこととし、相当応力について、一次応力に対して降状応力、一次応力+二次応力に対して引張強さが許容応力とされている。

3．燃料棒熱・機械設計コードについて

(1) 燃料棒熱・機械設計コードの構成

現行の燃料棒熱・機械設計コードは、燃料棒挙動を保守的に予測するモデルにより構成されている。

これに対し新しい燃料棒熱・機械設計コードは、燃料棒の照射挙動に関する最近の知見に基づいたモデルにより、計算結果が現実の事象をより良く予測し得るよう構成されている。

これらの新コードでは出力履歴に対応したペレット - 被覆管のギャップ変化とガスの熱伝導度をもとにペレットと被覆管のギャップ熱伝達係数が求められ、燃料棒の熱的挙動が評価されると同時に軸対称有限要素法（FEM）により、ペレットと被覆管の相互作用等の機械的挙動が評価されている。

燃料棒の熱・機械計算は、燃料棒を長さ方向に分割した各ノードについて、燃焼履歴に沿って各計算時点で行われている。入力データは、燃料棒寸法等の諸元のように時間に依存しないものと出力、燃焼度等時間に依存するものがあり各計算時点毎に時間依存のデータが入力され、熱・機械特性が収束計算によって評価されている。

モデル化されている主要な事象は、温度分布に基づく熱膨張、照射の効果に基づく

焼きしまり、スエリング、リロケーション等であり、ギャップ熱伝達係数の評価及び燃料棒内圧の評価に対して大きな影響を有するF Pガス放出モデルについては燃焼度依存性が考慮されたものとなっている。

(2) 燃料棒熱・機械設計コードの検証

新コードの検証のベースは現状入手可能な広範囲なデータに基づいており、ハルデン炉における試験データ、商用炉燃料棒の照射後試験データ、インターランプ試験等の国際共同研究データ及びその他の実験炉データからなっている。検証の結果、新コードによる計算値は測定値と傾向として良い一致を見ており、見直された燃料棒設計評価方法においては、計算値と測定値の間のばらつきがコードの予測の不確かさとして考慮されている。

付録 2 . PWR 燃料設計手法⁽⁴⁾⁽⁵⁾

1 . 燃料棒内圧基準

見直されたPWR燃料設計基準においては、従来の「燃料棒の内圧は、運転中冷却材圧力(157kg/cm²g)以下であること。」という基準が被覆管応力基準に比較して保守的に設けられていることから、新しい燃料棒内圧基準が採用されている。

(1) サーマルフィードバックの発生防止

通常運転時には、燃料棒の燃焼初期において燃料棒の内圧は運転中冷却材圧力(以下「外圧」という。)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ペレットとの接触に至る。その後燃焼中期以降放出F Pガスの蓄積により内圧が増加し、高燃焼度領域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至った状態では被覆管は外向きのクリープ変形により径が増加し、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燃料温度が上昇すると、更にF Pガスが放出され内圧が上昇し、その結果更にギャップが広がるといったいわゆるサーマル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る。

新しい燃料棒内圧基準は、サーマルフィードバックを避けるために設けられている。

(2) 燃料棒内圧基準値の求め方

燃料棒内圧評価に用いる燃料棒内圧基準値は、具体的には以下の方法により求められる。

解析条件

評価対象の燃料棒仕様に対して実際の炉心運用で考えられる燃料棒出力履歴の

うち燃料棒内圧が厳しくなる複数の燃料棒出力履歴を用いる。

ギャップが増加しない最大内圧（図 - 1 参照）

燃料棒設計コードによるペレットと被覆管ギャップ変化の解析結果からギャップが増加する（あるいは一旦閉じたギャップが開く）時点を求め、この時の燃料棒内圧を最大内圧値とする。

燃料棒内圧基準値

の方法で求めた各出力履歴に対する最大内圧値の下限を包絡する内圧値を設定し、更に解析における不確定性（設計コードの不確定性及び製造公差に起因する不確定性）を考慮して、これを燃料棒内圧基準値とする。

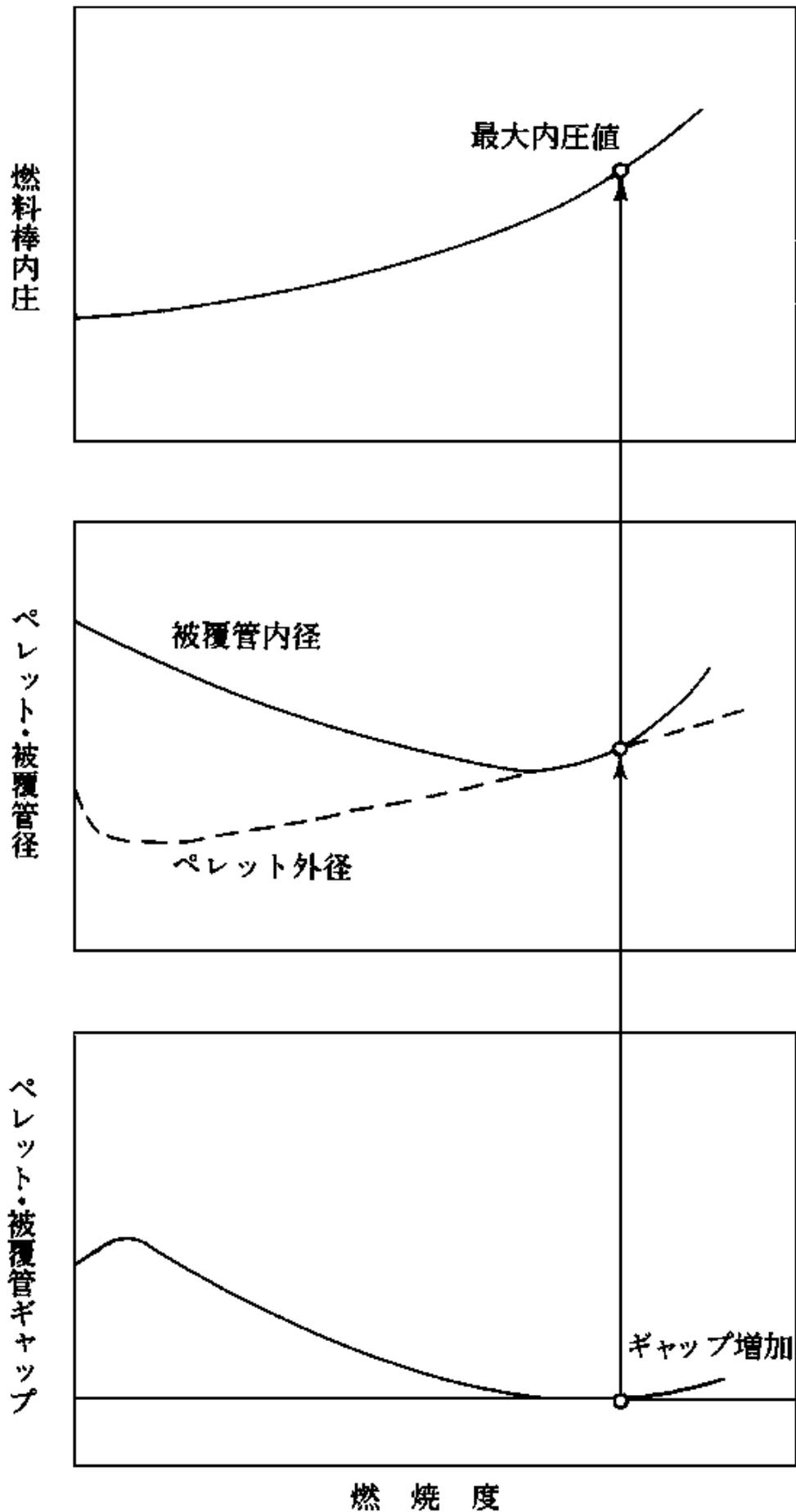


図 - 1 ギャップが増加しない最大内圧値の求め方

2. 燃料棒設計コードについて

(1) 燃料棒設計コードの改良

PWR 燃料棒設計コードについては、高燃焼度領域までのコードの予測精度を向上させるために PWR 使用条件の範囲をカバーする高燃焼度データをもとにモデルの改良が行われている。

改良三菱燃料棒設計コードにおいては、FP ガス放出モデルを高燃焼度領域での FP ガス放出はある燃焼度しきい値を超えたところで大きくなるという考え方による燃焼度依存性の強いモデルに変更している。また、被覆管クリープモデル及びペレットのスエリング、焼きしまりモデルについても改良されている。

改良原燃工燃料棒設計コードにおいては、FP ガス放出の拡散定数を見直すとともに、ペレットが熱応力によって割れ、ペレット片が径方向に移動してペレットのみかけ上の径が変化するという、いわゆるペレットリロケーションをモデル化している。

(2) 改良燃料棒設計コードの検証

本コードの検証のベースは現状入手可能な広範囲なデータに基づいており、ハルデン炉における試験データ、商用炉燃料棒の照射後試験データ、オーバーランプ試験等の国際共同研究データ及びその他の実験炉データからなっている。検証の結果、改良されたコードによる計算値は測定値と傾向として良い一致を見ており、燃料棒設計評価においては、計算値と測定値の間のばらつきがコードの予測の不確かさとして考慮されている。

参考文献

- (1) TLR-045 沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について 昭和61年9月 株式会社 東芝
- (2) HLR-033 沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について 昭和61年9月 株式会社 日立製作所
- (3) NLR-14 沸騰水型軽水炉用燃料の設計手法について 昭和62年12月 原子燃料工業株式会社
- (4) MAPI-1019 改1 三菱PWRの燃料設計計算コードの概要 昭和63年3月 三菱原子力工業株式会社
- (5) NFK-8011 改4 燃料棒性能解析コード(FPAC) 昭和63年3月 原子燃料工業株式会社

(参考)

昭和63年 5月12日付け原子力安全委員会了承文

発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について

原子力安全委員会は、原子炉安全基準専門部会から発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について、報告を受け審議の後、これを了承した。