

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第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-007 改10
提出年月日	2020年7月28日

工事計画に係る説明資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）

2020年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書		
2	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について 2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性 3. 未臨界性評価の条件 4. 未臨界性評価における不確定性 別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価	今回提出範囲
3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書		
4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書		
5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書		

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係  
 (工事計画に係る補足説明資料 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設))

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
燃料取扱設備, 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	SA	54-13	使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
	有効性評価	添付資料 4.1.4	柏崎刈羽6号及び7号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用

燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が  
臨界に達しないことに関する説明書に係る補足説明資料

## 目 次

1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について .....	1-1
2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性 .....	2-1
3. 未臨界性評価の条件 .....	3-1
4. 未臨界性評価における不確定性 .....	4-1
別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価 .....	別 1-1

## 1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について

仮に使用済燃料貯蔵プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、使用済燃料貯蔵プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。低水密度状態を想定した場合の使用済燃料貯蔵プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールにおいて水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごく僅かであり、供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を10年（合計70年間）と仮定しても効果の低下はごく僅かであると考えられる（別添1参照）。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

## 2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性

大規模漏えい時の未臨界性評価は、使用済燃料貯蔵プール水が喪失した状態で、燃料プール代替注水系（使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にてラック及び燃料体等を冷却し、臨界とならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認する。このスプレイや蒸気条件の想定として使用済燃料貯蔵プール全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで変化させることとしている。

大規模漏えい時には、燃料プール代替注水系（使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）により使用済燃料貯蔵プール内燃料体等全面に注水する手順となっており、燃料体等からの崩壊熱によりラック内外で水密度の濃淡が生じるものの、偏った水密度分布となることは考え難い。また、使用済燃料貯蔵プール水が喪失していく過程や再冠水過程においてもラック底部からラック内に水が流れ込む構造になっており、ラック内外で著しい水位差は生じない。したがって、スプレイや蒸気条件における未臨界性評価条件として、水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで変化させることは妥当である。

### 3. 未臨界性評価の条件

#### 3.1 燃料条件

TGBLA\*<sup>1</sup>にて評価した無限増倍率を図3-1, 2に示す。9×9燃料（A型）及び高燃焼度8×8燃料の炉心装荷時の無限増倍率は、それぞれ添加されたガドリニアの量によって2種類ずつあるタイプを対象に、その各軸方向断面について、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。9×9燃料（A型）においては低Gd燃料頂部、高燃焼度8×8燃料においては低Gd燃料上部において無限増倍率が最大となり、運転期間中のガドリニア効果によるピークを考慮しても1.30を超えることはない。したがって、十分大きな保守性をもつモデルバンドルとして、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定した。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）であるため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

モデルバンドルは、部分長燃料の有無により軸方向の濃縮度分布を上下2領域に分け、無限増倍率が最大となるガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定し、未燃焼組成で無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を設定する。この濃縮度分布をウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いを考慮し、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は低濃縮度にする）に基づいて、9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考に設定するとモデルバンドルの平均濃縮度は□wt%（軸方向下部断面で□wt%、上部断面で□wt%）となる。一般に、B-SUSラックはボロンの強い中性子吸収効果により、熱中性子が欠乏した減速不足の状態にある。このため、水対ウラン比が大きいモデルバンドル上部断面を用いたほうが、ラック体系における中性子の減速不足状態が緩和されるため実効増倍率が高く評価される。以上から、より保守的な条件としてモデルバンドルの上部断面を未臨界性評価に用いた。また、いずれの燃料においても燃焼が進み燃焼末期に近づくにつれて無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては9×9燃料（A型）を用いたが、いずれの燃料を用いてもこの大きな保守性に包絡され、燃料条件としては保守的な設定となる。

注記\*1：沸騰水形原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法，TLR-006，東京芝浦電気株式会社，昭和51年9月



### 3.2 ラック条件

解析使用値としては実効増倍率が最も大きくなる公差の組み合わせの条件を用いる。具体的には、ラックの製作公差において、ラック板厚は吸収材の量が少なくなるよう小さくし、ラックピッチ及び内のは燃料がより接近するよう小さくした。ラックの製作公差は以下のとおり（公称値±公差）であり、最小値，公称値，最大値にて実効増倍率を計算した結果，それぞれ上述の条件によって最も保守的になることを確認した（図3-3～5）。

ラック板厚：  mm ±  mm

ラックピッチ：  mm ±  mm

ラック内のは：  mm ±  mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲（ wt%～ wt%）の下限值を使用した。ラック配列については，保守的に鉛直方向は無限長，水平方向は無限配列とした。ラック配列を無限長，無限配列とした計算体系のイメージ図を図3-6に示す。

なお，ラックは角管同士を溶接して製造しており，溶接部分には隙間やボロンの減損が生じる可能性があるが，実効増倍率に有意な変化はない。

以上より，ラック条件は保守的な設定となっている。

### 3.3 プール水条件

使用済燃料貯蔵プール水条件のうち，水温については4℃の時に密度が大きく評価結果が最も厳しくなる。水温を0～100℃まで変化させても，水密度は0.95 g/cm<sup>3</sup>を下回らない。水密度については， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>， g/cm<sup>3</sup>の12点を評価した。

### 3.4 その他の条件

#### (1) チャンネルボックス

未臨界性評価において，チャンネルボックスは装着した状態を想定している。チャンネルボックスを装着した条件で解析を実施した大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価において，実効増倍率は統計誤差3σ (0.001)を加えて最大で0.939である。一方で，この評価条件からチャンネルボックス装着有無のみを変更して実施した解析において得られた実効増倍率は，統計誤差3σ (0.001)を加えて0.928である。したがって，チャンネルボックスを装着した条件は保守的である。

#### (2) ラックセル内の燃料配置

ラックセル内で燃料が偏心すると，中性子の強吸収体であるB-SUSに接近することにより，燃料領域の熱中性子が減少し実効増倍率が低くなる。したがって，燃料

をラックセル内の中央配置とした設定は保守的である。

### 3.5 燃料条件，ラック条件及びその他の条件の保守性について

燃料条件，ラック条件及びその他の条件が保守的になるよう，上述のとおり設定し，実効増倍率が最も厳しくなる条件とした。

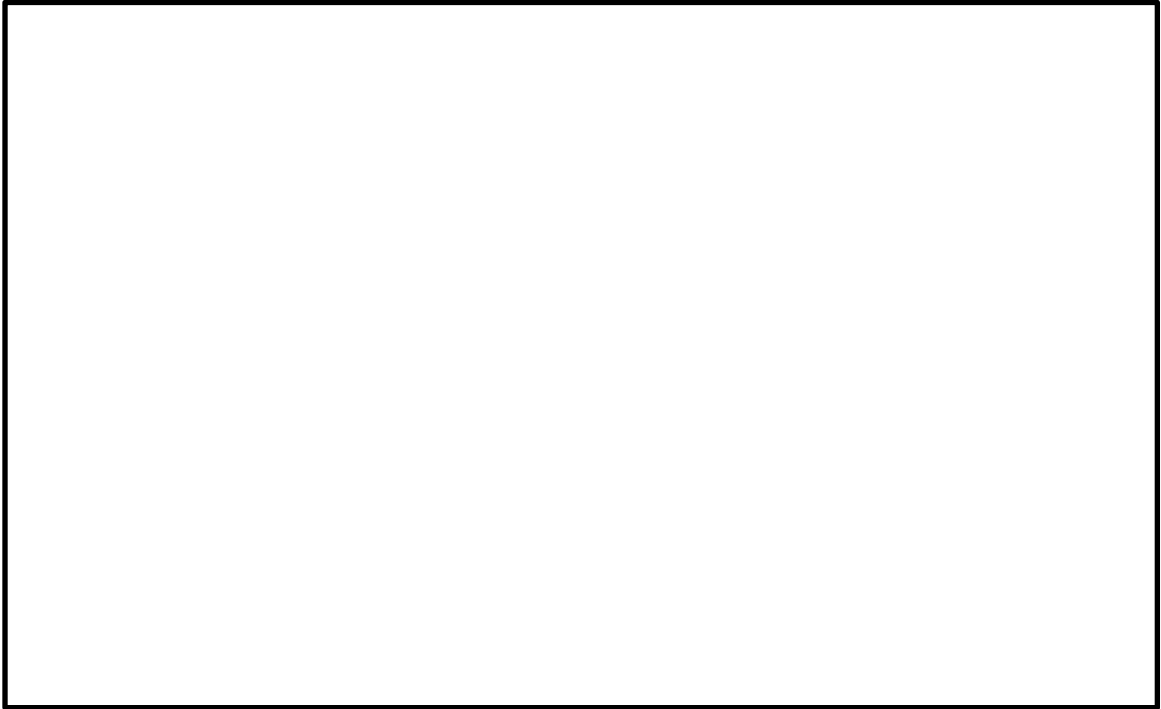


図3-1 9×9燃料（A型）の冷温時無限増倍率

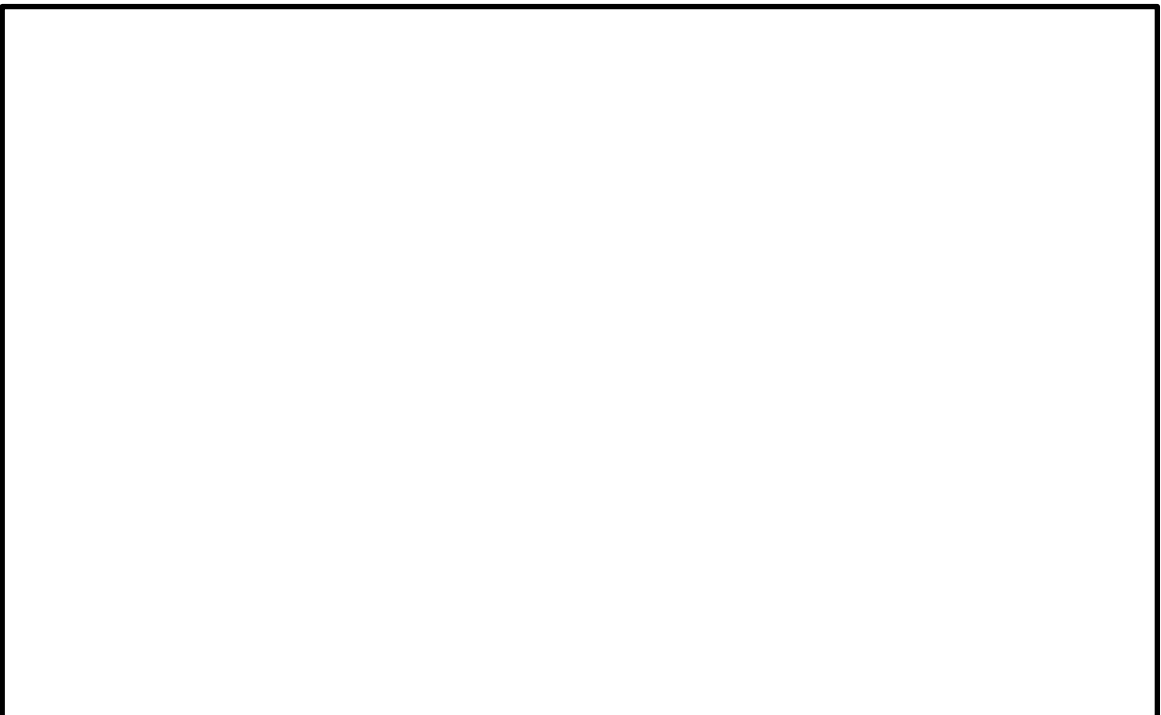


図3-2 高燃焼度8×8燃料の冷温時無限増倍率



図3-3 ラック板厚を変化させた場合の $k_{\text{eff}}$ の変化

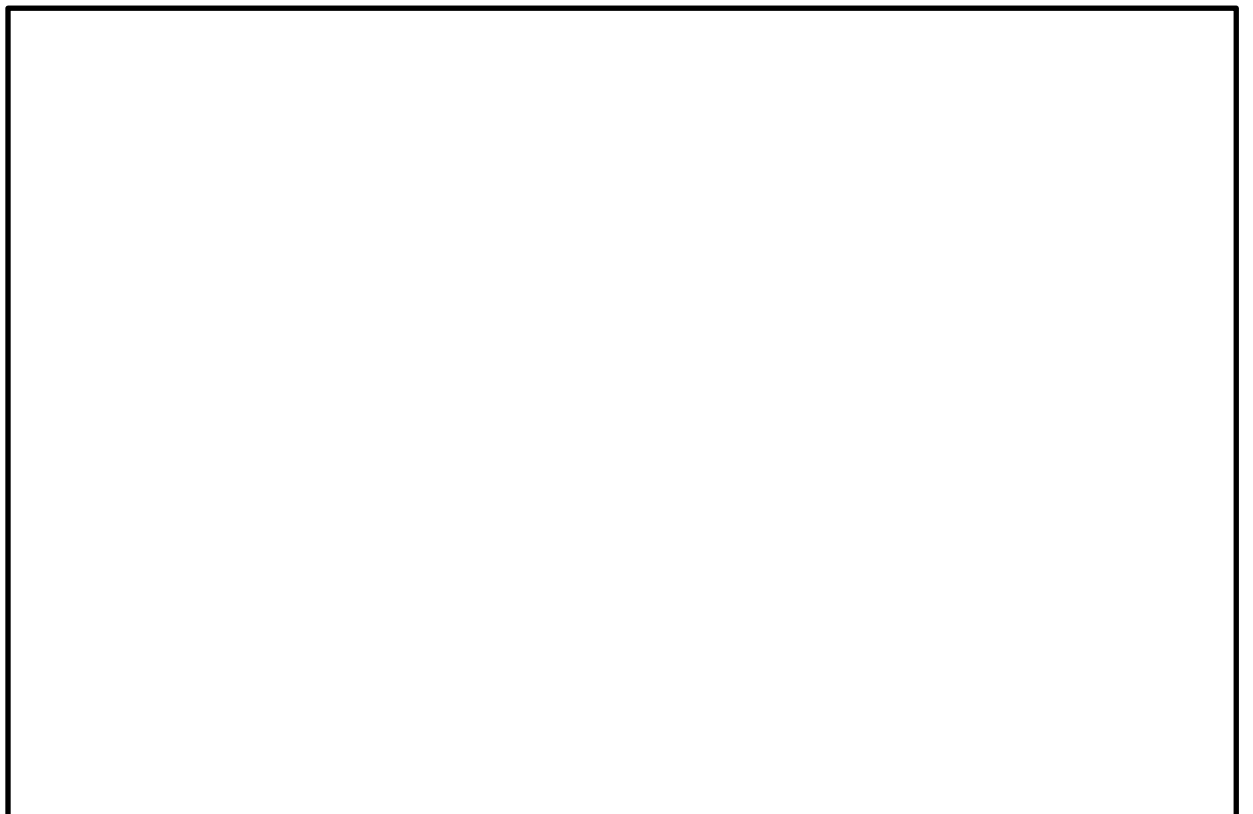


図3-4 ラックピッチを変化させた場合の $k_{\text{eff}}$ の変化

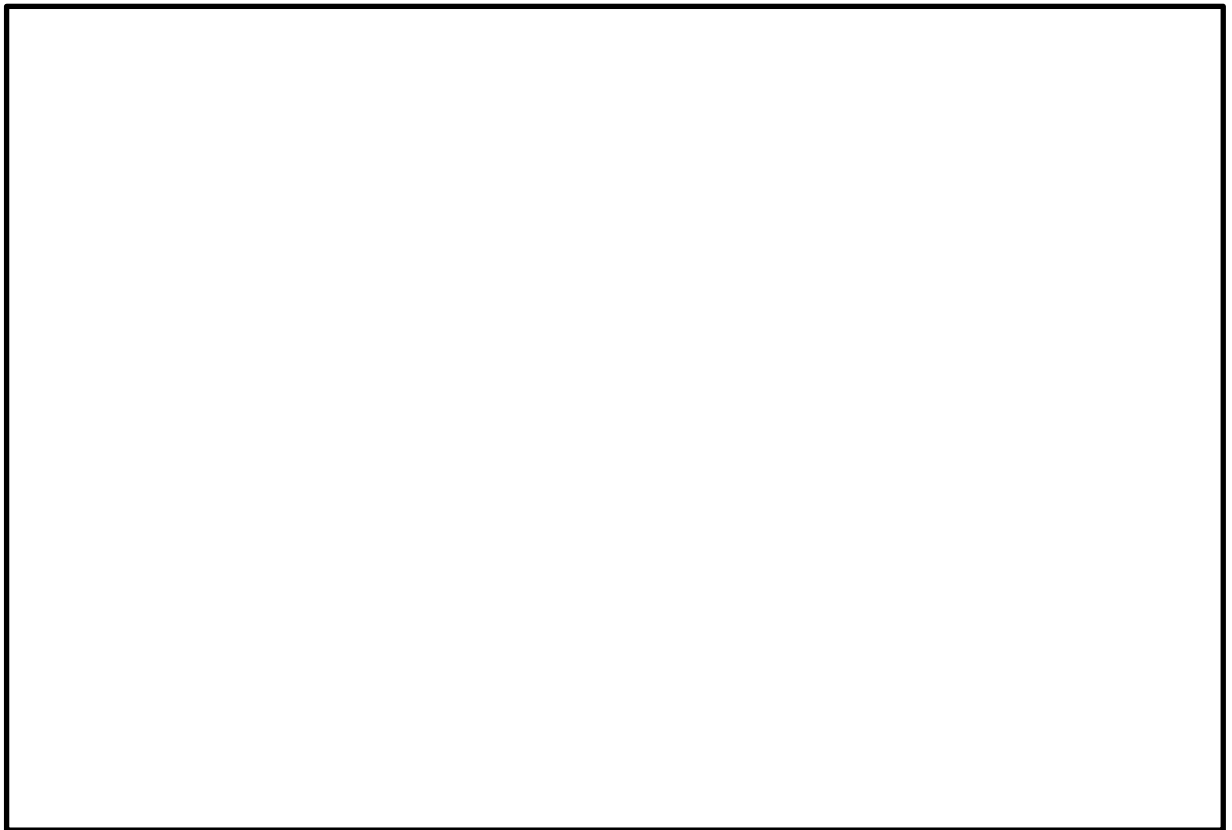


図3-5 ラック内のりを変化させた場合の $k_{eff}$ の変化

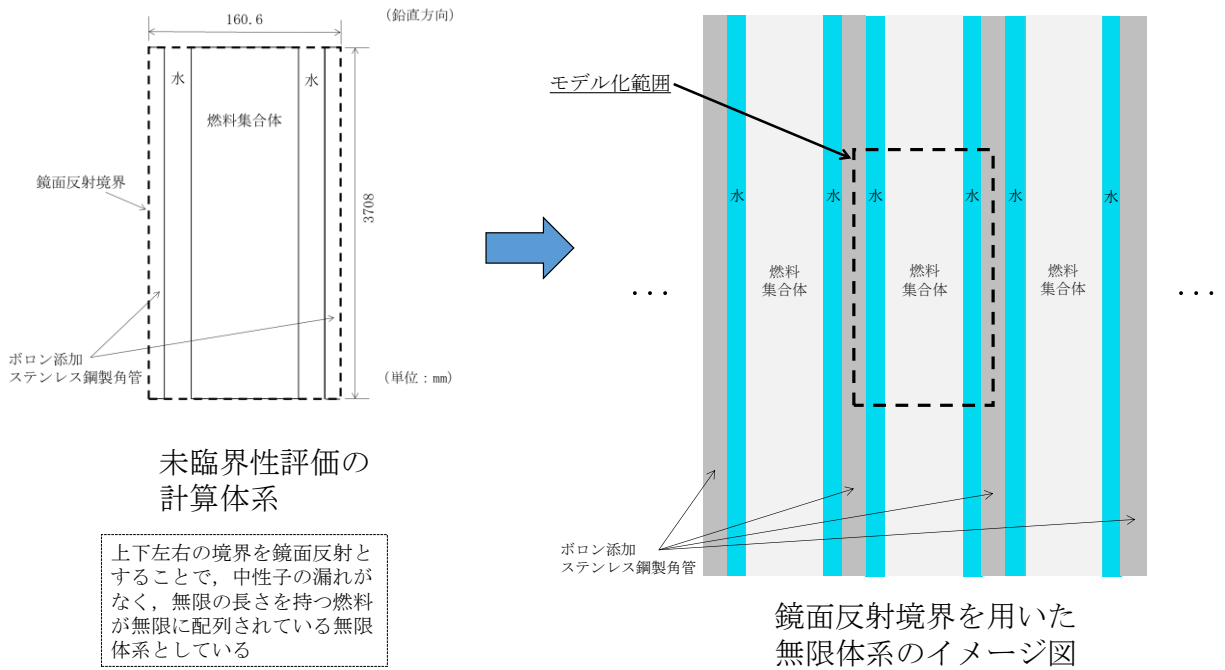


図3-6 未臨界性評価の計算体系のイメージ図

#### 4. 未臨界性評価における不確定性

##### 4.1 計算コード等の不確定性

計算コード等の不確定性は、計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（燃料配置は実効増倍率が高くなる配置）及び統計誤差からなる。計算コードの不確定性は、実験値と計算値の平均的なずれ（平均誤差）が [ ]、分散の95 %信頼度から求められる標準偏差の上限に、95 %の確率で実験結果が計算値を上回らない条件を考慮した値（95 %信頼度×95 %確率）が [ ]である。当該値は、米国PNLで実施されたPNL-3602臨界実験のうち、吸収材の種類や濃縮度等、燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（表4-1）がBWR燃料ラックの条件に近い32ケースを対象としたベンチマーク解析により評価済である。選定した臨界実験は、対象の実験の中ではBWRの使用済燃料貯蔵プールの体系に近いものであり、パラメータ範囲に入らない項目もあるものの、燃料棒寸法については異なる値に対して解析を実施しばらつきが小さいこと、濃縮度についてはその平均値が臨界実験のパラメータ範囲内にあること、被覆管の中性子吸収割合は燃料集合体全体で見れば少ないこと等から、パラメータ範囲逸脱の影響は小さく、ケース数としても十分と考えられる。製作公差に基づく不確定性（燃料製造公差とラック製作公差（+燃料配置影響））については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果に含まれている。統計誤差 $3\sigma$ （実効増倍率 [ ] に対し、統計誤差 $3\sigma$ は [ ]）についてもSCALEの解析結果として実効増倍率に加えた値を評価結果としている（表4-2）。

##### 4.2 KENO-V.a及びKENO-VIにおける評価モデルの違いと実際の評価結果の違いの影響

PWRではKENO-VIを用いて評価を実施しているが、柏崎刈羽原子力発電所第7号機ではKENO-V.aを用いている。SCALEを開発したORNLの文献ORNL/TM-2001/110<sup>\*1</sup>があり、それによると、V.aとVIのモデルの違いは、主に幾何形状モデルであるが、臨界計算における解析結果のバージョン間の差異は0.001~0.002と小さく、統計誤差0.002~0.004と比較して有意でない。

##### 4.3 評価方法

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プール未臨界性評価条件としては、ラック製作公差や燃料配置等の厳しい条件を用いて実効増倍率を計算するのに対し、PWRでは公称値により実効増倍率を計算した結果に、不確定性として、製作公差等それぞれのばらつきに基づく実効増倍率の誤差を未臨界性評価上厳しくなる側に統計的に加算する。

PWRでは公称値に基づく実効増倍率に、不確定性（計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（燃料材の直径、密度等比較的詳細な項目に及ぶ製作公差。燃料配置は未臨界度が厳しくなる配置）、統計誤差）を考慮し、実効増倍率0.98以下で評価

している。一方、BWRでは厳しい条件に基づく実効増倍率に、コードの不確定性を含まない等、誤差項目について比較的詳細に扱っていないが、統計誤差については標準偏差の3倍を考慮した上、0.95以下で評価している\*<sup>2</sup>。また、「臨界安全ハンドブック第2版」（日本原子力研究所 1999年）においては「モンテカルロコードを用いた場合には、計算された平均増倍率に標準偏差の3倍の値を加えた値を推定臨界下限増倍率または0.95と比較し、未臨界を判定する。」とされている。

注記\*1 : Validation and Comparison of KENO V .a and KENO-VI

\*2 : ANSI/ANS-57.2-1983 Design Requirements for LWR SF Storage Facilities  
at Nuclear Power Plants

表4-1 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（抜粋）

--

注記\*1 : モデルバンドルのバンドル平均濃縮度

\*2 : チャンネルボックス内での減速材と燃料ペレットの体積比

\*3 : 燃料棒格子での減速材と燃料ペレットの体積比

表4-2 未臨界性評価における不確定性評価結果

臨界計算上の不確定性評価項目			不確定性
計算コードの不確定性	平均誤差	$\Delta k$	<input type="text"/>
	平均値の不確定性	$\varepsilon_c$	<input type="text"/>
製作公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	$\varepsilon_f$	— *1
	ラック製作公差 (+燃料配置影響)	$\varepsilon_r$	— *1
統計誤差*2		$3\sigma$	<input type="text"/>

実効増倍率は $k_{\text{eff}} + \varepsilon = k_{\text{eff}} + \Delta k + \sqrt{(\varepsilon_c)^2 + (\varepsilon_f)^2 + (\varepsilon_r)^2 + (3\sigma)^2}$ と計算できる\*3が、 $\Delta k$ 及び $\varepsilon_c$ は0としている。 $k_{\text{eff}}$ の計算の入力に炉心装荷時無限増倍率1.30のほか、ラック製作公差を実効増倍率が保守的になるよう見込み、\*2のように標準偏差の3倍を考慮して0.95以下を確認している。

注記\*1：製作公差に基づく不確定性のうち、燃料製造公差については、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定し、ラック製作公差(+燃料配置影響)については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果(実効増倍率  $k_{\text{eff}}$ )に含まれている。

\*2：入力値である乱数(追跡する中性子)から計算した実効増倍率の平均値と、個々の実効増倍率の計算値の差から標準偏差を求め、臨界安全ハンドブックの考え方に従い、標準偏差の3倍としている。

\*3：ANSI/ANS-8.17-2004 criticality safety criteria for the handling, storage, and transportation of LWR fuel outside reactors



## ラックセル中のボロンの減損割合の評価

## 1. 概要

中性子の強吸収体である使用済燃料貯蔵ラックセル中のボロン ( $^{10}\text{B}$ ) は供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられる。そこで、供用期間及び供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を想定した場合における使用済燃料貯蔵ラックセル中の $^{10}\text{B}$ の減損率を評価する。

## 2. 評価方法

使用済燃料貯蔵ラックセル中の $^{10}\text{B}$ の中性子吸収減損率は以下の式により評価される。

$$\begin{aligned} & (\text{^{10}B原子1個あたりの中性子吸収減損率}) \\ & = (\text{中性子照射量}) \times (\text{^{10}Bの吸収反応断面積}) \end{aligned}$$

評価にあたっては、類似の評価事例として、乾式キャスクのバスケット（燃料を収納する部分）における評価事例をもとに以下のとおり評価した。

乾式キャスクにおける60年間の供用期間中に受ける放射線照射量は $10^{14}\text{n/cm}^2 \sim 10^{16}\text{n/cm}^2$ と評価されている\*<sup>1</sup>。

ここで、 $^{10}\text{B}$ の減損率を安全側に評価するため、放射線照射は全て熱中性子によるものとし、中性子照射量を $1 \times 10^{16}\text{n/cm}^2$ として評価する。なお、 $^{10}\text{B}$ の吸収反応断面積は $3838\text{barn}$ \*<sup>2</sup>を使用する。

以下のとおり、乾式キャスクにおける供用期間中（60年間）の $^{10}\text{B}$ 原子1個あたりの中性子吸収減損率は約0.004 %とごく僅かである。

$$(1 \times 10^{16}) \times (3838 \times 10^{-24}) = 3.84 \times 10^{-5}$$

また、使用済燃料搬出までの期間を想定し評価期間を仮に70年間とした場合でも以下のとおり、中性子吸収減損率は約0.004 %とごく僅かである。

$$(1 \times 10^{16}) \times (70/60) \times (3838 \times 10^{-24}) = 4.48 \times 10^{-5}$$

## 3. 評価結果

以上のとおり、乾式キャスクにおいて、評価期間を60年間及び70年間とした場合で評価しても、 $^{10}\text{B}$ の減損率は約0.004 %であり、ごく僅かである。なお、使用済燃料貯蔵ラックセルでは水による中性子の減速・吸収効果があるため、中性子束は乾式キャスクよりも減少することが見込まれる。

したがって、使用済燃料貯蔵ラックセルにおいても同様に $^{10}\text{B}$ の中性子吸収体の効果低下は無視できるほど小さいと考えられる。

注記\*1 : リサイクル燃料備蓄センター その他の安全対策について（長期貯蔵に対する  
考慮），平成22年2月，原子力安全・保安院

\*2 : アイソトープ手帳 11 版（公益財団法人日本アイソトープ協会発行）