

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-2_改1
提出年月日	2021年1月19日

補足-320-2【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補足説明資料】

2021年1月

東北電力株式会社

## 補足説明資料目次

	頁
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. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方……………	2-1
3. 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……………	3-1
4. 未臨界性評価の条件……………	4-1
5. 未臨界性評価における不確定性……………	5-1

### 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。

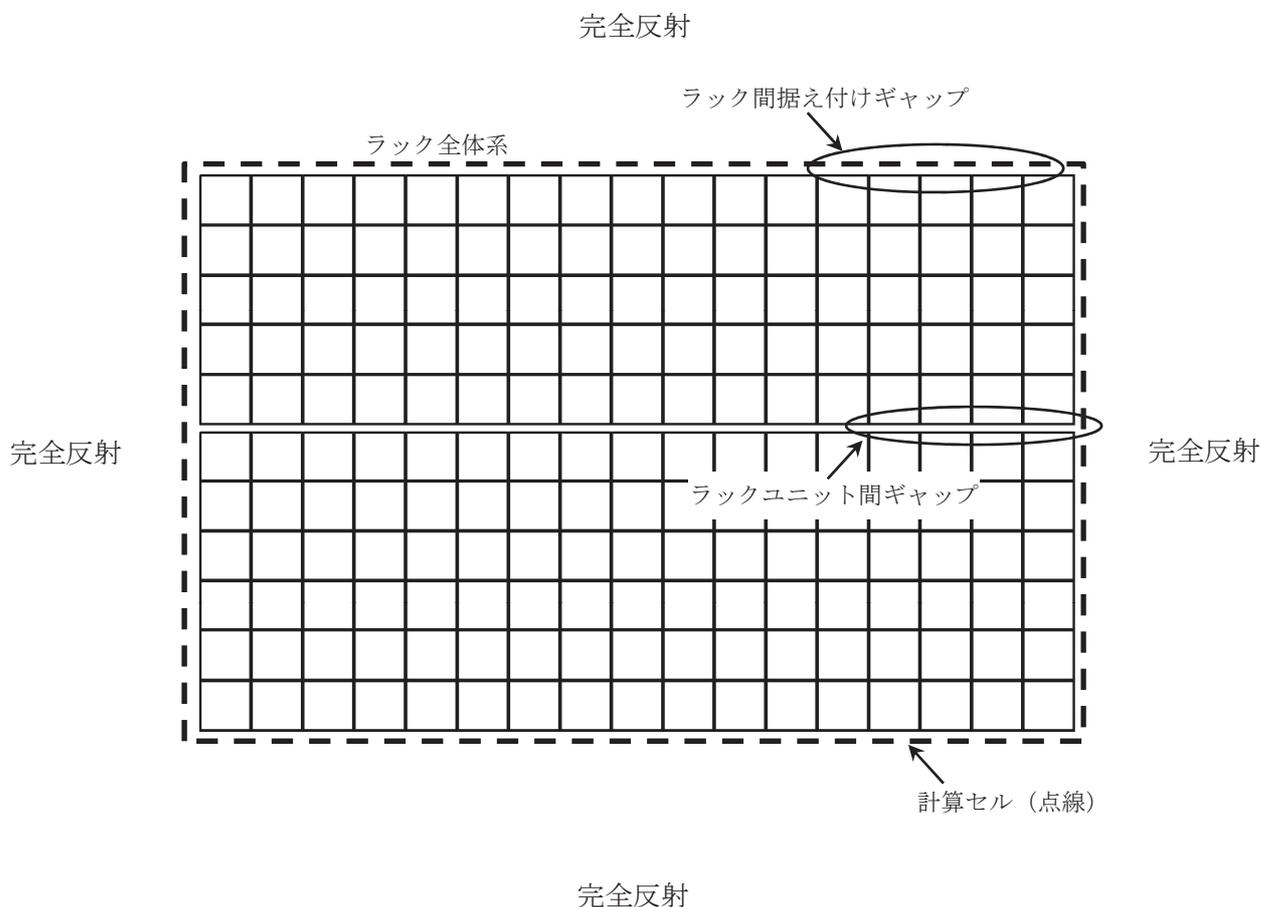
そこで、女川原子力発電所第2号機の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごく僅かであり、供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を10年（合計70年間）と仮定しても効果の低下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. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における計算体系は、水平方向及び垂直方向に無限に広がりを持つ体系と設定している。

本評価の計算モデルは、**図 2-1**に示す使用済燃料貯蔵ラックを設定し、周囲での境界条件を完全反射(高さ方向は無限に相当)と設定することで中性子の漏れが無い保守的な条件としており、燃料集合体、使用済燃料貯蔵ラックの幾何学形状及び配置を模擬したラック全体系とし、プール全体をモデル化することよりも、保守的な計算モデルとなっている。

なお、本計算モデルにおいては、使用済燃料貯蔵ラックと隣の使用済燃料貯蔵ラックの間が計算モデルの境界となるように設定することで、実設計の使用済燃料貯蔵ラック間距離を反映している。



**図 2-1** 計算体系

3. 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、使用済燃料プール水が喪失した状態で、燃料プールスプレイ系（使用済燃料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及び燃料配置において、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、燃料プールスプレイ系により使用済燃料プール全体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。

#### 4. 未臨界性評価の条件

##### 4.1 燃料条件

TGBLA\*<sup>1</sup>/GEBLA\*<sup>2</sup>/NEUPHYS\*<sup>3</sup>にて評価した無限増倍率を図4-1～4-4に示す。9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、高燃焼度8×8燃料等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、それぞれ軸方向2～4領域に分割し、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料においても低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)及び9×9燃料(B型)であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料(A型)をモデルバンドルの想定に用いた(図4-1～4-4)。

濃縮度分布は燃料棒を数種類に分け、実燃料の濃縮度分布を参考に、濃縮度分布を設定した。この濃縮度分布は、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ふまえ、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は最も低濃縮度にする)に基づいている。9×9燃料(A型)の濃縮度分布を参考にし、ガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定して無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を変更した結果、平均濃縮度は□wt%となった。また、いずれの燃料においても燃焼が進むと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: 沸騰水型原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法, TLR-006 改訂1, 株式会社東芝, 平成20年9月

\*2: NEDO-20913A, C.L.Martin, Licensing Topical Report LATTICE PHYSICS METHODS, General Electric, 1977

\*3: BWRの燃料集合体核特性計算手法について, NLR-01, 原子燃料工業株式会社, 平成6年4月

##### 4.2 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、ラックの製造公差において、ラック板厚は吸収材の量が少なくなるよう小さくし、ラックピッチは燃料がより接近するよう小さくした。内のは角管外の中性子の減速が不足し、ボロンに吸収される熱中性子が少なくなるよう大きくした。ラックの製造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、それぞれ上述の選択によって最も保守的になることを確認した(図4-5～4-7)。

厚さ :  mm +  mm, -  mm  
(但し, 腐食代を考慮して -  mm)

ラックピッチ (長辺方向) :  mm ±  mm  
(短辺方向) :  mm ±  mm

ラック内のり :  mm +  mm, -  mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲 ( wt% ~  wt%) の下限値を使用した。ラック配列については、鉛直方向及び水平方向は保守的に無限配列とした。

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。

#### 4.3 プール水条件

使用済燃料プール水条件のうち、水温については4°C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°C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。したがって、水密度について、0 g/cm<sup>3</sup>,  g/cm<sup>3</sup>, 1.0 g/cm<sup>3</sup>の11点を評価した。

#### 4.4 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。主要な作用として中性子の減速効果及び吸収効果があるが、チャンネル・ボックスを考慮することにより、代わりに水が存在する場合よりいずれの作用も小さくなる。減速効果が小さくなれば中性子増倍率は低くなり、中性子吸収効果が小さくなると中性子増倍率は高くなる。チャンネル・ボックスを装着した状態の吸収効果低減の影響が減速効果低減の影響より大きいため、チャンネル・ボックスを装着した状態の方が実効増倍率が高くなり、保守的である。

##### (2) ラック内偏心配置

ラック内で燃料が偏心する場合を考慮し、燃料が全体的に偏心した4パターンについて、中心に配置した場合と比較した結果、ラック中心に向かって偏心した場合が最も実効増倍率が高い結果を得た。これは、燃料が全体的にラック中心に向かって偏心することにより燃料同士の距離を最も小さくする配置となることで、核分裂性物質集中による反応度上昇の効果の方が、偏心により核分裂性物質が強吸収体のボロンに接近して反応度が下がる効果より大きいため、偏心配置とした設定が実効増倍率は大きくなり、保守的である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4.5 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。

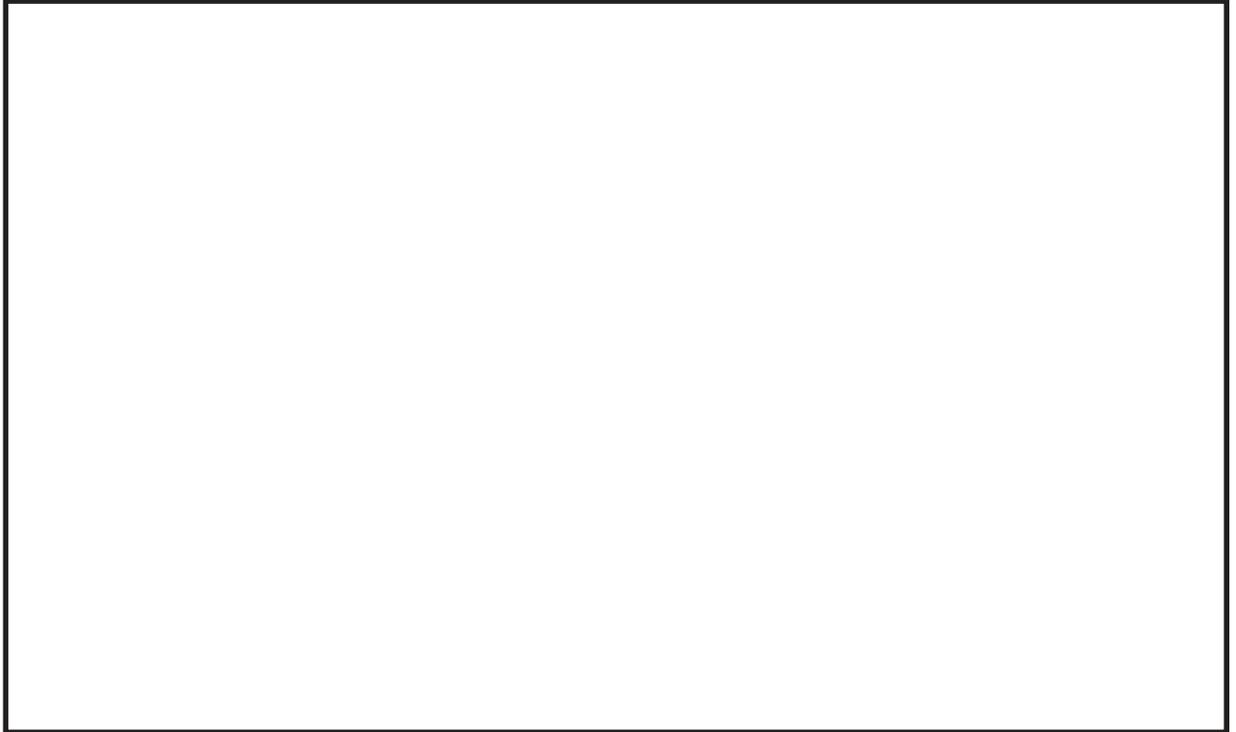


図 4-1 9 × 9 燃料（A型）の冷温時無限増倍率

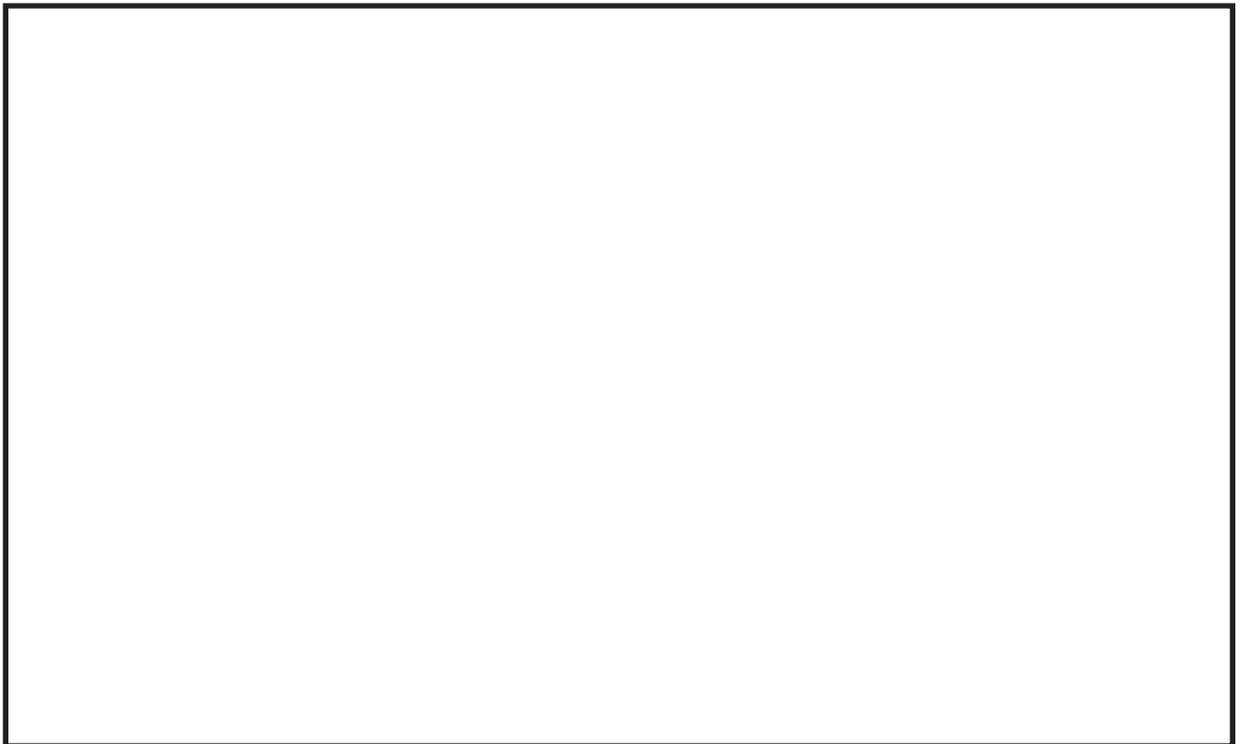


図 4-2 9 × 9 燃料（B型）の冷温時無限増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

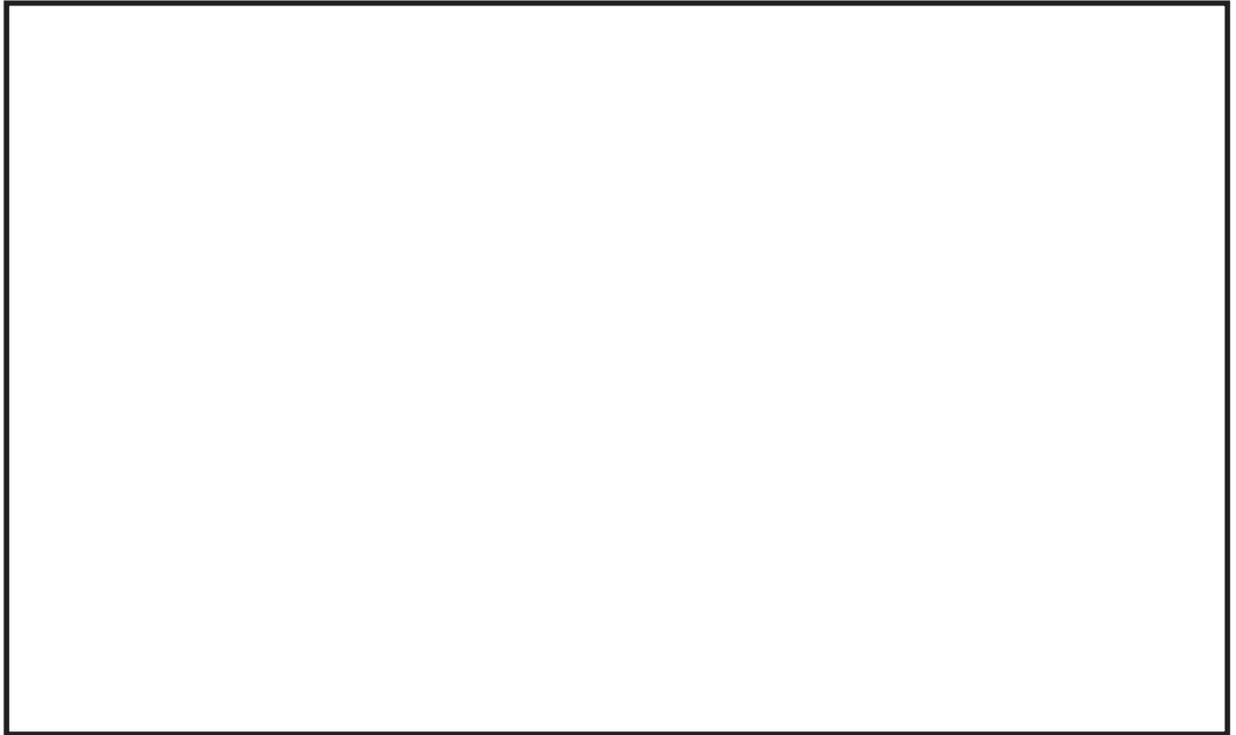


図 4-3 高燃焼度 8 × 8 燃料の冷温時無限増倍率

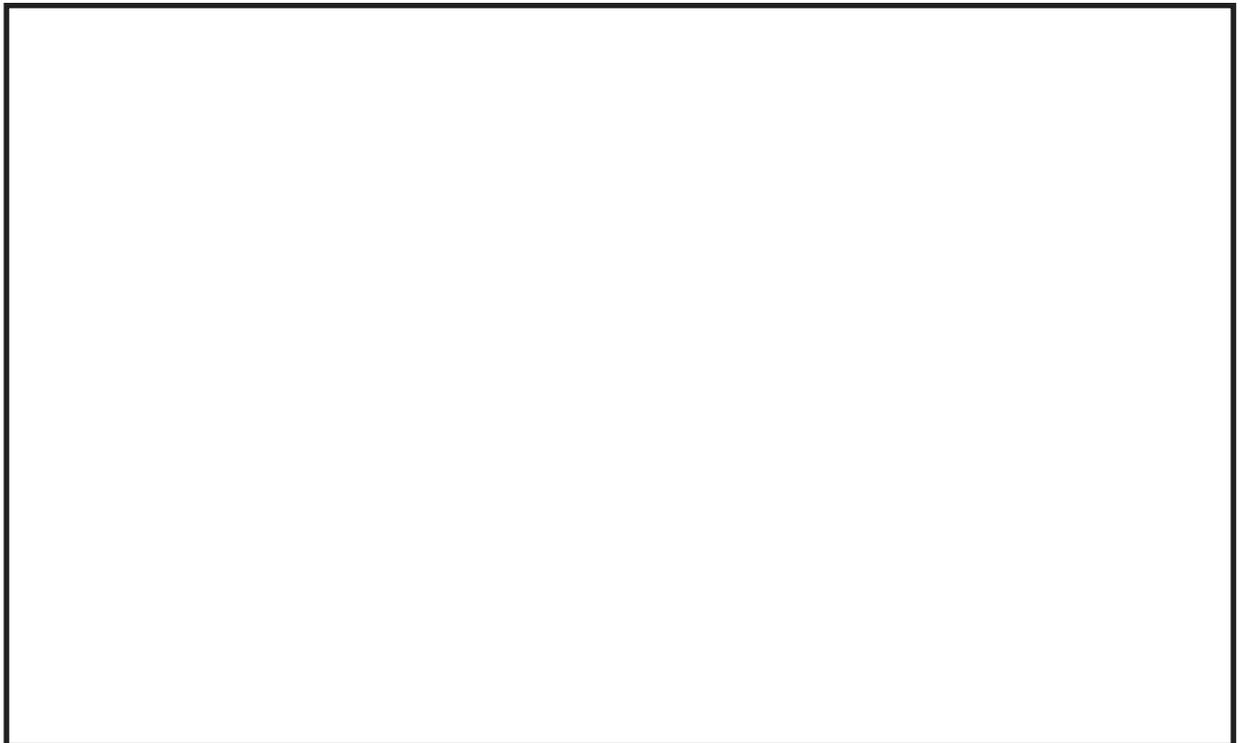


図 4-4 新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料の冷温時無限増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

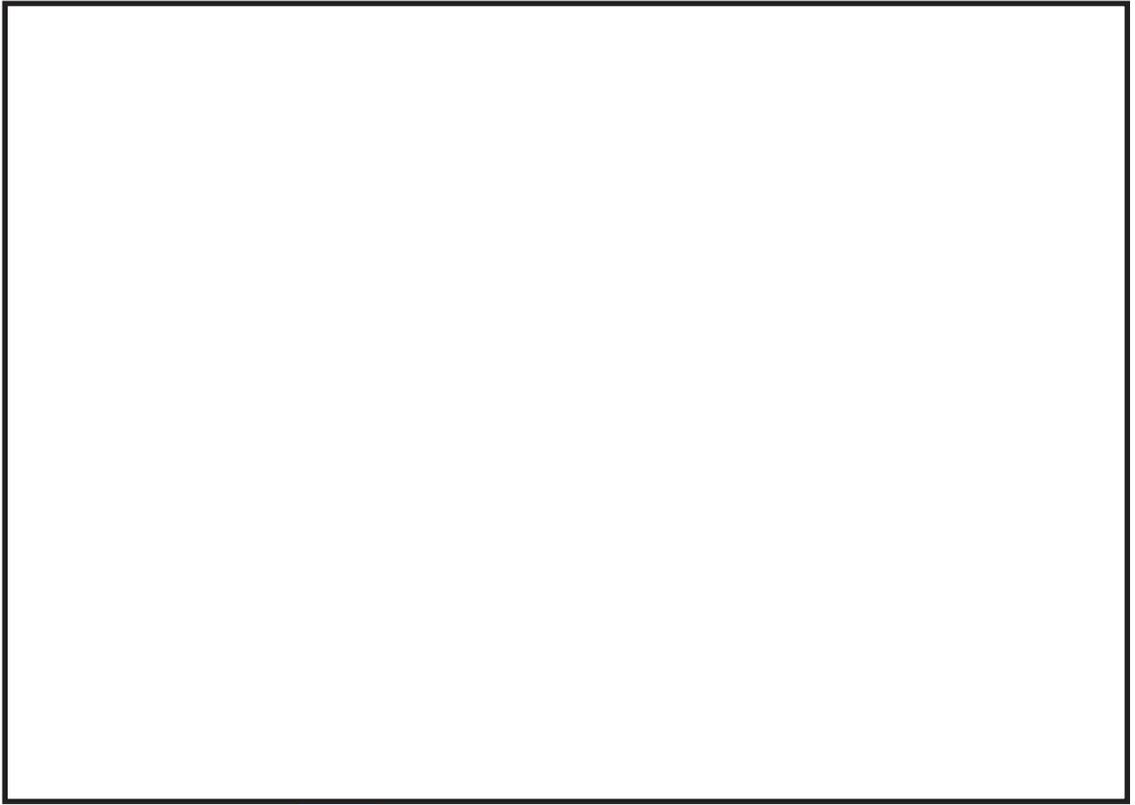


図 4-5 ラック板厚を変化させた場合の  $k_{\text{eff}}$  の変化

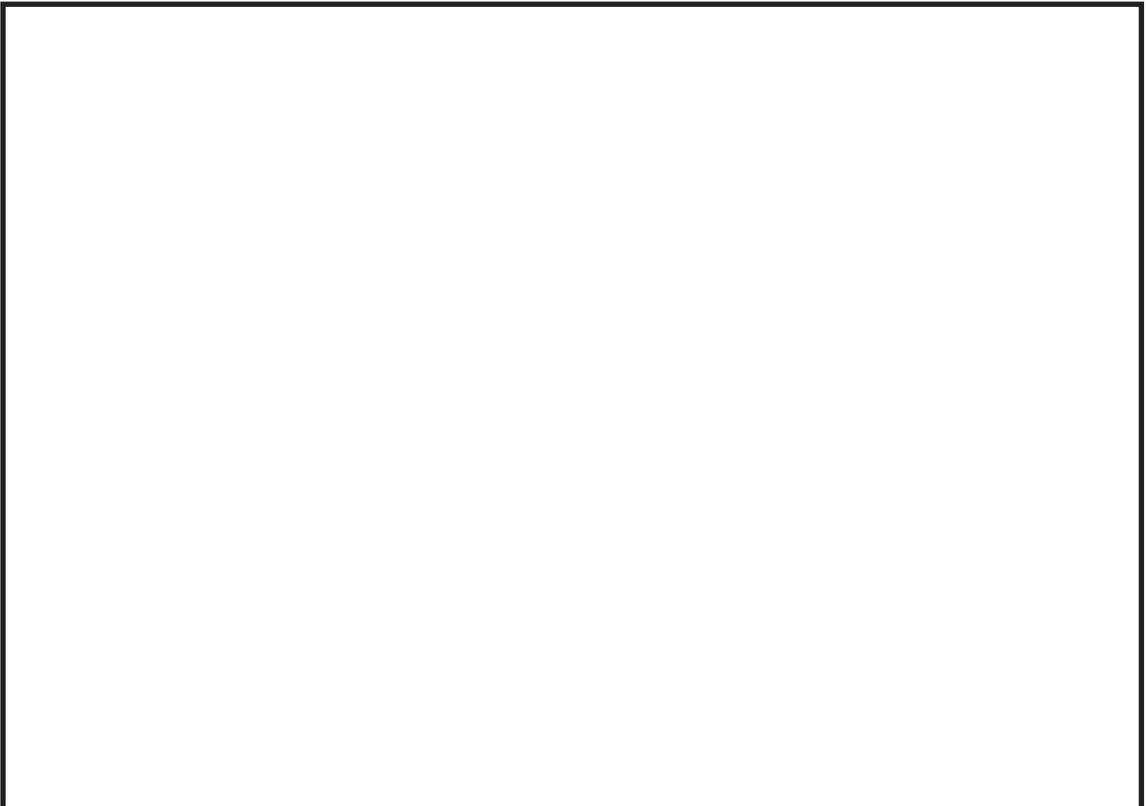


図 4-6 ラックピッチを変化させた場合の  $k_{\text{eff}}$  の変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

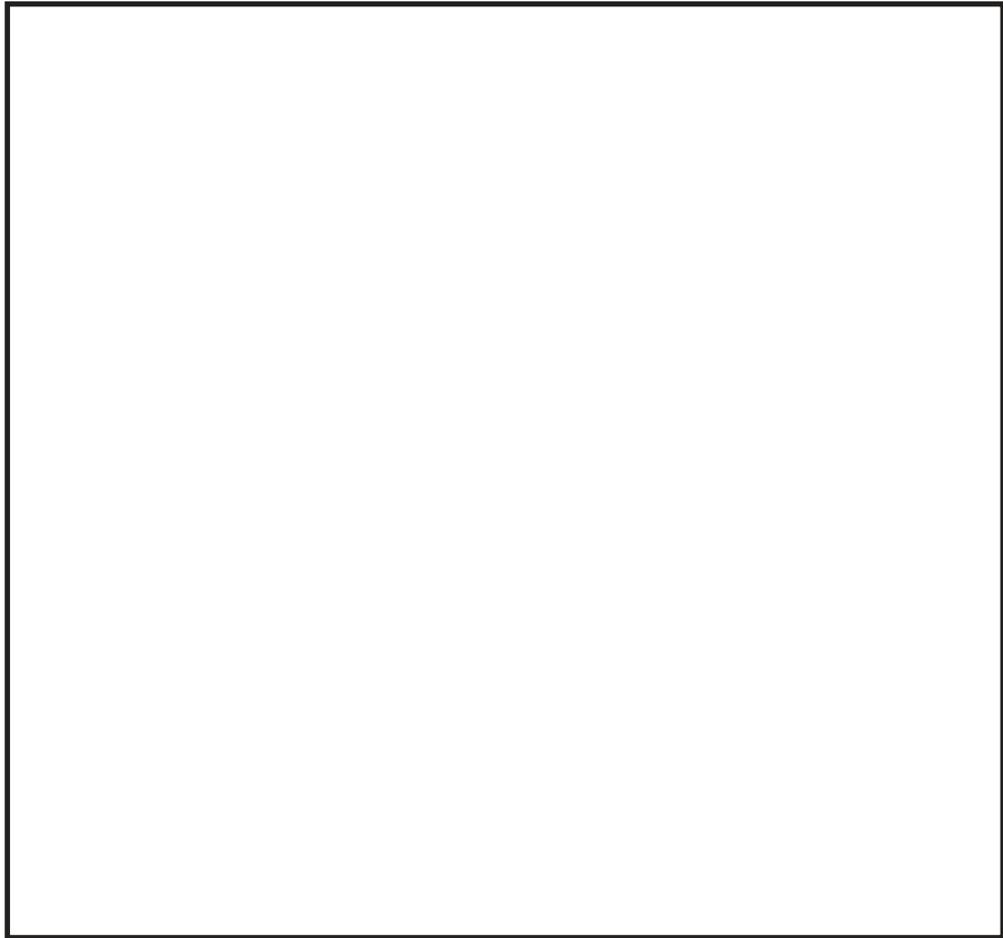


図 4-7 ラック内のりを変化させた場合の  $k_{eff}$  の変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 5. 未臨界性評価における不確定性

### 5.1 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、燃料及びラック製造公差（ラック配置は実効増倍率が高くなる偏心配置）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、OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 ICSBEP September 2012 Edition(OECD/NEA)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 5-1）が BWR 燃料ラックの条件に近い 103 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であること、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、パラメータ範囲の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。製造公差に基づく不確定性（燃料製造公差とラック製造公差（+燃料偏心配置影響））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 5-2）。

### 5.2 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、女川原子力発電所第 2 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（ $\approx 100\% \Delta k$ ）のバージョン間の差異は  $0.1\% \Delta k \sim 0.2\% \Delta k$  と小さく、統計誤差  $0.002 \sim 0.004$  と比較して有意でない。

### 5.3 評価方法

女川原子力発電所第 2 号機の使用済燃料プール未臨界性評価条件としては、ラック製造公差や偏心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、製造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、燃料及びラック製造公差（燃料材の直径、密度等の比較的詳細な項目に及ぶ製造公差。ラック配置は未臨界度が厳しくなる偏心配置）、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

[ ]  
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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5-1 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ

項目	単位	未臨界評価で用いた BWR燃料 のパラメータ		選定した臨界実験 のパラメータ範囲	
		MIN	MAX	MIN	MAX
燃 料	ウラン燃料 <sup>235</sup> U濃縮度	wt%			
	燃料材径	mm	9.6		
	燃料要素径	mm	11.2		
	被覆材材質	—	ジルカロイ-2		
	燃料要素ピッチ	mm			
	燃料体内の減速材 体積/燃料体積	—			
	燃料要素配列条件	—	正方配列		
	体系条件	—	燃料体配列体系		
減 速 材	減速材	—	無/軽水		
	減速材密度	g/cm <sup>3</sup>	0	1.0	
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0		
ラ ッ ク セ ル	ラックセル材質	—	B-SUS		
	B-SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%	0.50		
反 射 体	反射体材質	—	軽水		

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表5-2 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	$\Delta k$	
	平均値の不確定性	$\epsilon_c$	
製造公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	$\epsilon_f$	—*1
	ラック製造公差 (+燃料偏心配置影響)	$\epsilon_r$	—*1
統計誤差*2		$3\sigma$	

実効増倍率は $k_{\text{eff}} + \epsilon = k_{\text{eff}} + \Delta k + \sqrt{((\epsilon_c)^2 + (\epsilon_f)^2 + (\epsilon_r)^2 + (3\sigma)^2)}$ と計算できる\*3が、 $\Delta k$ 及び $\epsilon_c$ 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、ラック製造公差を実効増倍率が保守的になるように見込み、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: 製造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、ラック製造公差(+燃料偏心配置影響)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が、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。

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

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  $3838 \text{ barn}^{*2}$  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、乾式キャスクの場合、乾燥状態のため、水による中性子の減速・吸収効果がある使用済燃料貯蔵ラックの方が中性子束がより減少する。

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（公益社団法人日本アイソトープ協会発行）