

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 添-1-037 改2
提出年月日	2020年4月21日

V-1-3-2 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

2020年4月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	2
4. 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	3
添付 未臨界性評価の燃料条件	9
別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要	

## 1. 概要

本資料は、「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。）第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「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の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）が臨界に達しないことを説明するものである。

なお、技術基準規則第 26 条の要求事項に変更がないため、技術基準規則第 26 条の要求事項に係る燃料取扱設備、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の説明に関しては、今回の申請において変更は行わない。

今回は技術基準規則第 69 条の要求事項に基づき、使用済燃料貯蔵設備（以下「使用済燃料貯蔵プール」という。）の水位が低下した場合において、燃料体等が臨界に達しないことを説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能喪失、又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等による使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合（以下「小規模漏えい時」という。）において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。このため、小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は、使用済燃料貯蔵プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し、最も結果が厳しくなる状態で、実効増倍率が 0.95 以下となるよう設計する。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合（以下「大規模漏えい時」という。）において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮した使用済燃料貯蔵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設計とする。このため、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の評価基準は、使用済燃料貯蔵プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについての不確定性を考慮し、最も結果が厳しくなる状態で、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率が 0.95 以下となる設計とする。

なお、上記の使用済燃料貯蔵プールの大規模漏えい時には、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）の他、同等の機能を持つ燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）も使用する。

### 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価

#### (1) 評価の基本方針

使用済燃料貯蔵プールで小規模漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）により放射線の遮蔽が維持される水位を確保でき、あわせて燃料有効長頂部の冠水状態を維持できる。また、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能である。なお、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることについては、添付書類V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」にて説明し、燃料体等の冷却が可能であることについては、添付書類V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）により燃料体等を冷却及び放射線の遮蔽が維持される水位を確保することで、使用済燃料貯蔵プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で、使用済燃料貯蔵プールの水の温度が上昇し沸騰状態となり水密度が低下した場合、燃料体等は水密度の減少とともに、減速された中性子が燃料領域で核分裂反応に寄与する割合が低下する設計としているため、使用済燃料貯蔵ラック全体の実効増倍率は、水密度が高い冠水時に比べて低下する。このため、小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価は、実効増倍率が最も高くなる冠水状態で臨界を防止できることを確認する。

#### (2) 計算方法

使用済燃料貯蔵ラックについて、冠水状態で臨界を防止できることを確認している平成14年8月1日付け平成14・06・17原第4号にて認可された工事計画の「核燃料物質が臨界に達しないことを説明する書類」における計算方法と同様とする。

#### (3) 計算結果

未臨界性評価結果を表3-1に示す。使用済燃料貯蔵プール水温、使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態においても、実効増倍率は冠水状態で0.93となり、実効増倍率の評価基準0.95以下を満足している。

表 3-1 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.93	$\leq 0.95$

#### 4. 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

##### (1) 評価の基本方針

使用済燃料貯蔵プールで大規模漏えいが発生した場合、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用した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の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイを実施し、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却する。なお、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイを実施し、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却することについては、添付書類 V-1-3-4 「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明する。

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は、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵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ため、使用済燃料貯蔵プール全体の水密度を一様に  $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$  まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ解析コード KENO-Va を内蔵した SCALE システムを使用し、その解析フローを図 4-1 に示す。なお、評価に用いる解析コード SCALE システムの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙 1 「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

##### (2) 計算方法

評価の計算条件は以下のとおりであり、詳細を表 4-1 に示す。また、使用済燃料貯蔵ラックの体系と寸法（解析使用値）を図 4-2、計算体系を図 4-3 に示す。

- a. 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では、ボロン添加ステンレス鋼（以下「B-SUS」という。）製の使用済燃料貯蔵ラックに燃料を貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックには、通常は限られた体数の新燃料と照射された燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射された燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が 1.30 となる燃料（平均濃

縮度 ) を用いて評価する (添付参照)。

- b. 計算体系は、水平方向は無限配列、垂直方向は無限長とし、体系からの中性子漏えいを無視する
- c. 使用済燃料貯蔵ラックの材料である B-SUS のボロン添加率は、製造公差を考慮した下限値の  とする。
- d. 使用済燃料貯蔵プール内の水は、水密度を一様に  $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$  まで変化させた条件とする。
- e. 使用済燃料貯蔵プール水温は、最も結果が厳しくなる条件とする。また、以下の計算条件は、公称値に正負の製作公差を未臨界性評価上最も厳しくなる側に不確定性として考慮する。なお、ラックセル内での燃料配置については、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、燃料領域の中性子が減少するため、実効増倍率が最も高くなるラックセル中央配置とする。
  - ・ラックピッチ
  - ・ラック板厚
  - ・ラック内のり

表 4-1 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の計算条件

	項目	仕様
燃 料 仕 様	燃料種類	9×9 燃料 (A 型)
	$U^{235}$ 濃縮度	<input type="text"/> *1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96cm
	被覆管外径	1.12cm
	被覆管厚さ	0.71mm
使用済燃料貯蔵プール水	水密度	$0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	角管型
	ラックピッチ	<input type="text"/>
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン添加率	<input type="text"/> *2
	ラック板厚	<input type="text"/>
	ラック内のり	<input type="text"/>

注記\*1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty} = 1.30$ , 未燃焼組成, ガドリニアなし)

\*2 : ボロン添加率の解析使用値は、製造公差を考慮した下限値とする。

(3) 計算結果

未臨界性評価結果を表 4-2 に示す。図 4-4 のとおり，冠水状態から水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する。実効増倍率は統計誤差  $3\sigma$  (0.001) を加えても最大で 0.939 となり，実効増倍率の評価基準 0.95 以下を満足している。

表 4-2 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結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.94	$\leq 0.95$

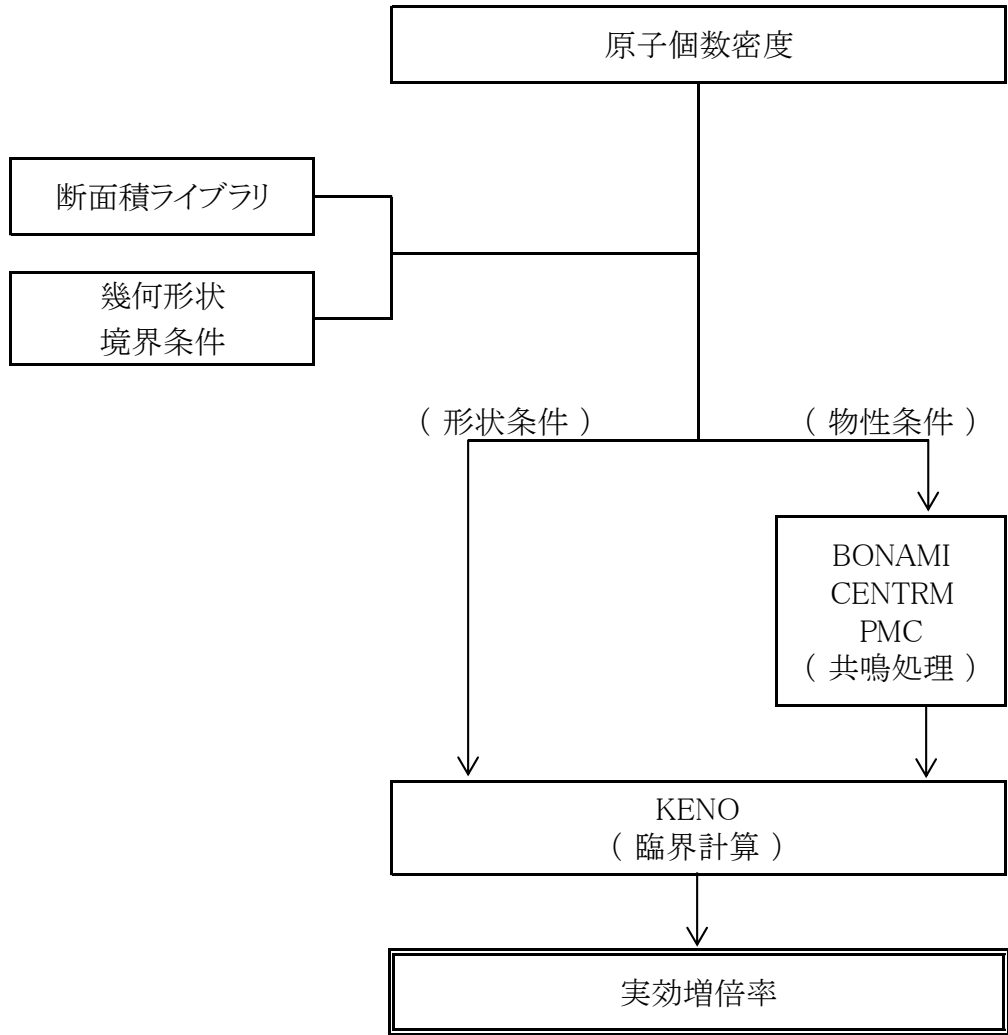


図 4-1 解析フロー



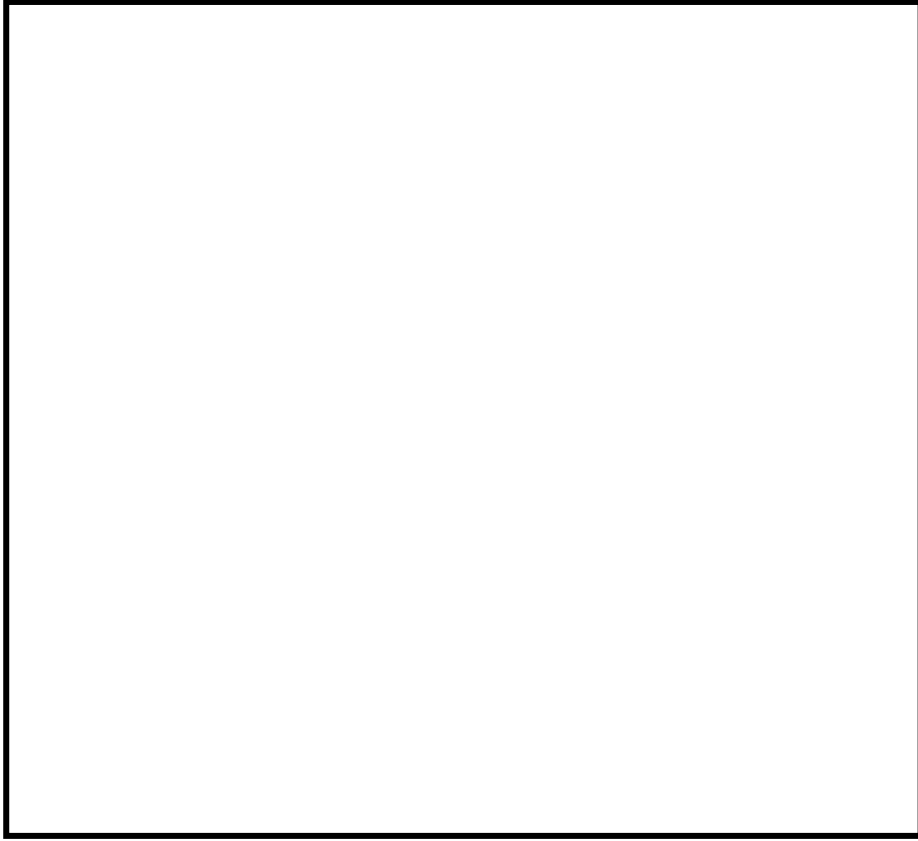


図 4-2 使用済燃料貯蔵ラック寸法図

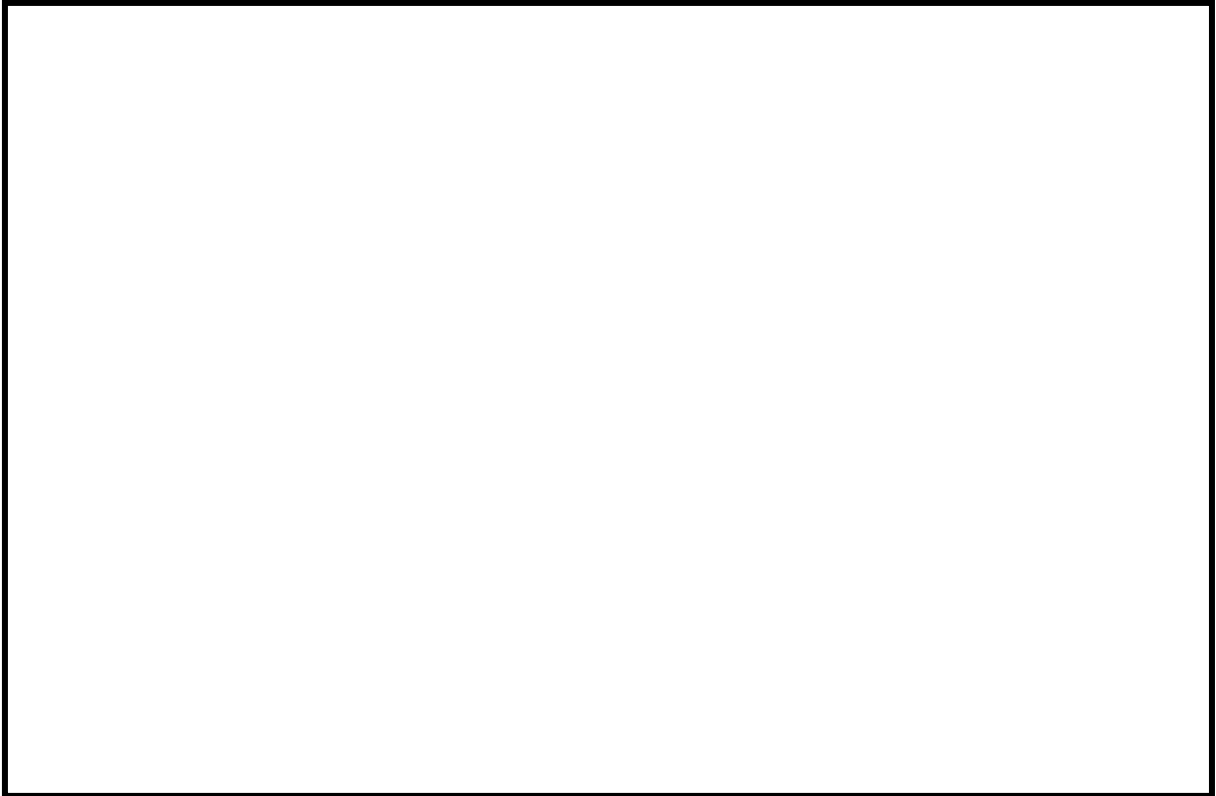


図 4-3 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系

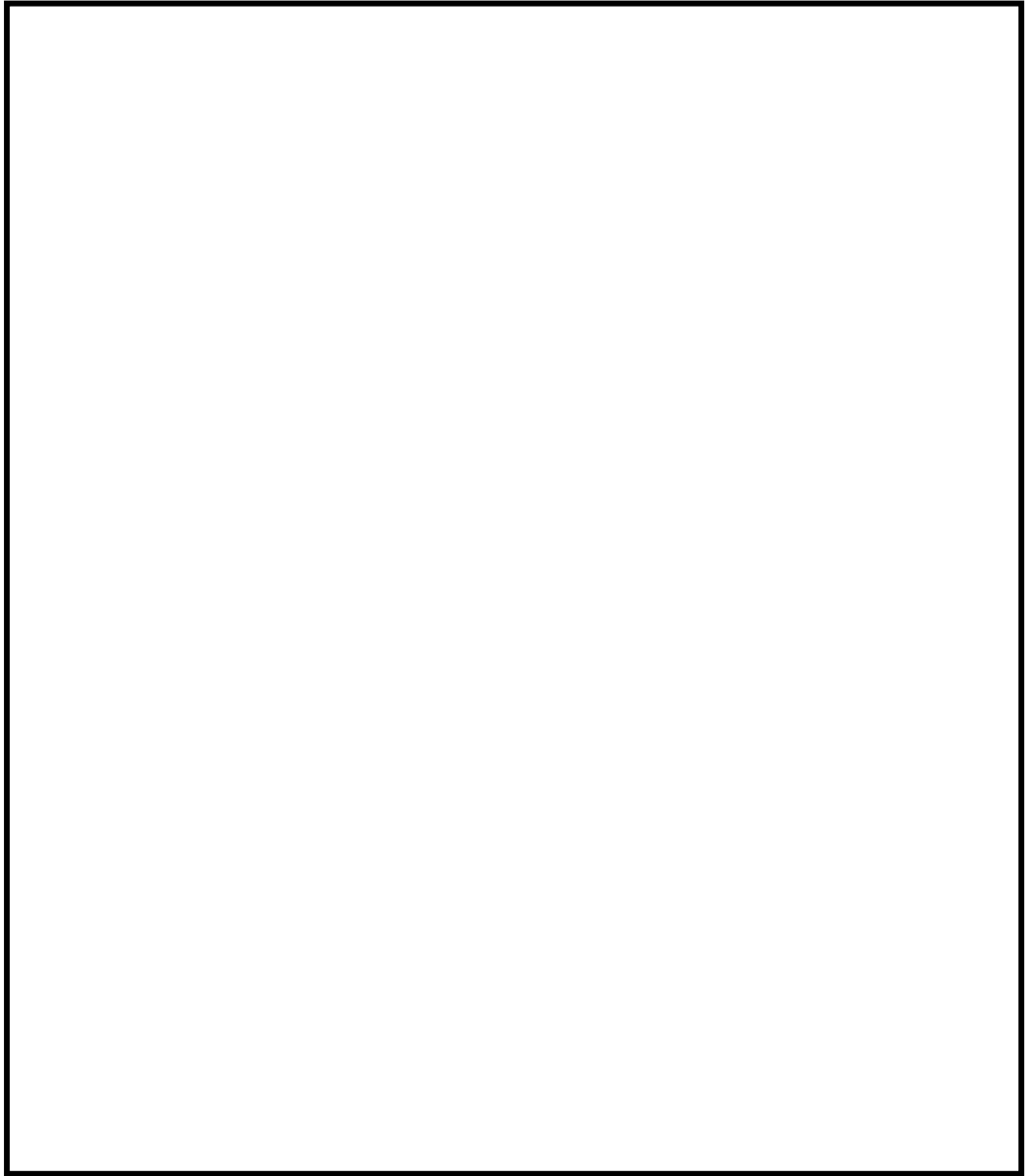


図 4-4 実効増倍率と水密度の関係

## 未臨界性評価の燃料条件

9×9 燃料 (A 型) や高燃焼度 8×8 燃料等, 燃料集合体の炉心装荷時における無限増倍率は, 濃縮度やガドリニアの添加量に応じて軸方向を分割し, 2 次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。いずれの燃料集合体もガドリニア添加量の少ない燃料上部において無限増倍率が最大となり, 燃焼履歴や燃料の製造公差を考慮しても 1.30 を超えることはない。中でも濃縮度の高い 9×9 燃料 (A 型) の無限増倍率が高くなることから, 9×9 燃料 (A 型) を未臨界性評価用燃料集合体 (以下「モデルバンドル」という。) の想定に用いる。

モデルバンドルは, 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  となる。

モデルバンドルの保守性については, 運転期間中の無限増倍率を安全側に包絡するように無限増倍率を 1.30 に設定していることに加え, いずれの燃料集合体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いえる。モデルバンドルとして 9×9 燃料 (A 型) を用いたが, いずれの燃料集合体を用いてもこの大きな保守性に包絡される。したがって, 未臨界性評価に用いるモデルバンドルは保守的である。

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 目 次

1. はじめに .....	1
1.1 使用状況一覧 .....	2
2. 解析コードの概要 .....	3

1. はじめに

本資料は、添付書類V-1-3-2「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」において使用した計算機プログラム（解析コード）SCALEについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧，解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-3-2	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	6.0

## 2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	SCALE
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	2009 年
使用したバージョン	6.0
コードの概要	<p>本解析コードは、核燃料物質、構造材等の幾何形状等を入力とし、中性子の飛程を乱数を使用して確率的に計算し、各中性子が吸収されて消滅するか、体系外に漏れるまでの反応過程で発生する核分裂中性子数を計算し、これらの比から実効増倍率を求めるものである。このため、計算体系が3次元の複雑な形状でも精度の高い計算ができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p><b>【検証 (Verification)】</b></p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードに附属のサンプル入力ファイルを用いて計算を実行し、計算結果があらかじめ用意された参照解を再現することを確認した。</li> <li>・本解析コードをインストールする計算機の環境が、指定の要件を満たしていることを確認した。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b></p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <p>米国 PNL*<sup>1</sup> で行われた臨界実験を対象としたベンチマーク解析を実施し、計算精度を検証した。</p> <p>具体的には、上記臨界試験体系のうち、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> について、本解析コードを用いて実効増倍率を算出し、当該データをヒストグラム化後統計処理することで、平均値、バイアス、<math>\sigma_{95-95}</math> 等を得た。各実効増倍率の結果は臨界時実効増倍率(<math>k_{eff}=1</math>)におおむね等しいことから、臨界試験を適切に再現しており、本解析コードを燃料貯蔵設備の未臨界性評価に適用することは妥当であるといえる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・バイアス：実験値と計算値の平均的なずれ</li> <li>・<math>\sigma_{95-95}</math>：95%信頼度－95%確率の計算の不確かさ</li> </ul>



	<p style="text-align: center;"><u>ベンチマーク解析について</u></p> <p>ベンチマーク解析の対象とした PNL-3602 臨界実験は、国内 BWR の燃料貯蔵設備と同様に、中性子吸収材、板厚、水ギャップ幅、燃料対減速材比及び燃料濃縮度など、臨界解析で重要と考えられる要因に関し、数種類の異なる体系で実施されている。また、臨界実験に用いられた燃料仕様は、金属キャスクや燃料ラックの臨界評価に用いている燃料仕様と同程度であり、ベンチマーク試験として妥当と考えられる。</p> <p>なお、本検証については、米国オークリッジ国立研究所で行われたベンチマーク解析*2が参考になる。</p>
--	---

注記\*1: Pacific Northwest National Laboratory

\*2: J. J. Lichtenwalter, S. M. Bowman, M. D. DeHart, and C. M. Hopper, "Criticality Benchmark Guide for Light-Water-Reactor Fuel in Transportation and Storage Packages", NUREG/CR-6361 ORNL/TM-13211, 1997 年 3 月