

立コミ本第88号

2024年6月24日

佐賀県知事  
山口祥義様

九州電力株式会社  
代表取締役 池辺和  
社長執行役員

玄海原子力発電所4号機の高燃焼度燃料の導入に係る事前了解願いの補正について

拝啓 時下ますますご清栄のこととお喜び申し上げます。

かねてから当社事業につきましては、格別のご高配を賜り厚くお礼申し上げます。

さて、2022年12月28日付け立コミ本第293号にて、お願いしております  
「玄海原子力発電所4号機の高燃焼度燃料の導入について（事前了解願い）」に  
つきまして、別紙のとおり補正いたします。

今後とも、一層のご指導を賜りますようお願い申し上げます。

敬具

玄海原子力発電所4号機の高燃焼度燃料の導入に係る  
事前了解願いの主な補正内容について

2022年12月28日付け立コミ本第293号をもって事前了解願いを提出した「玄海原子力発電所4号機の高燃焼度燃料の導入について(事前了解願い)」について、以下のとおり補正する。

<主な補正内容>

- 高燃焼度燃料の使用開始時期を「2025年度目途」から「2026年度目途」に変更
- 「設計基準事故」に係る解析条件及び結果について、記載の適正化を実施

添付資料：「玄海原子力発電所4号機の高燃焼度燃料の導入について(事前了解願い)」  
変更前後比較表

参考資料：「玄海4号機高燃焼度燃料の導入計画の概要」  
別紙(2024年6月24日一部補正)

以上

## 「玄海原子力発電所4号機の高燃焼度燃料の導入について（事前了解願ひ）」 変更前後比較表

変更前	変更後	備考
<p>(3) 使用開始時期 2025年度目途</p> <p>3. 設計にあたっての基本方針（添付-2、3） 高燃焼度燃料は、従来の燃料からウラン235濃縮度、燃料被覆管材の種類等の変更を行うが、これらの変更点を考慮の上、燃料設計及び炉心設計等を以下の方針で行うことが可能であることを確認した。</p> <p>(1) 燃料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・機械設計 燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。</li> <li>・核設計 反応度停止余裕、最大線出力密度、減速材温度係数等がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。</li> <li>・熱水力設計 最小限界熱流束比及び燃料中心最高温度がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。</li> <li>・動特性 設計負荷変化に対して、原子炉系の応答が安定で、原子炉出力等のパラメータが十分制御されるようにする。</li> </ul> <p>(2) 使用済燃料ピット</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・未臨界性 貯蔵設備は、純水及びいかなる密度の水分雰囲気を満たされたとしても、臨界を防止できる設計とする。</li> <li>・冷却性 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ送れるようにする。</li> </ul> <p>(3) 新燃料貯蔵庫</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・未臨界性 貯蔵設備は、純水及びいかなる密度の水分雰囲気を満たされたとしても、臨界を防止できる設計とする。</li> </ul>	<p>(3) 使用開始時期 2026年度目途</p> <p>3. 設計にあたっての基本方針（添付-2、3） 高燃焼度燃料は、従来の燃料からウラン235濃縮度、燃料被覆管材の種類等の変更を行うが、これらの変更点を考慮の上、燃料設計及び炉心設計等を以下の方針で行うことが可能であることを確認した。</p> <p>(1) 燃料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・機械設計 燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。</li> <li>・核設計 反応度停止余裕、最大線出力密度、減速材温度係数等がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。</li> <li>・熱水力設計 最小限界熱流束比及び燃料中心最高温度がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。</li> <li>・動特性 設計負荷変化に対して、原子炉系の応答が安定で、原子炉出力等のパラメータが十分制御されるようにする。</li> </ul> <p>(2) 使用済燃料ピット</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・未臨界性 貯蔵設備は、純水及びいかなる密度の水分雰囲気を満たされたとしても、臨界を防止できる設計とする。</li> <li>・冷却性 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ送れるようにする。</li> </ul> <p>(3) 新燃料貯蔵庫</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・未臨界性 貯蔵設備は、純水及びいかなる密度の水分雰囲気を満たされたとしても、臨界を防止できる設計とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用開始時期の見直し</li> </ul>

玄海4号機 「設計基準事故」解析結果 (1/2)

添付-6

項目	炉心損傷・冷却能力の維持		燃料エンタルピー		原子炉圧力		原子炉格納容器健全性	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管最高温度	≦1,200°C						
	局所的最大Zr-水反応量	≦15%						
	全炉心平均Zr-水反応量	原子炉格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること (1%以下)						
	最小DNBR	≧1.17 (注1)	≧1.42 (注1)					
1. 原子炉冷却材喪失	燃料被覆管最高温度	約950°C (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)	約984°C (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)					
	局所的最大Zr-水反応量	約0.4% (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)	約1% (Zr付付燃焼, SG燃焼率10%)					
2. 原子炉冷却材流量の喪失	全炉心平均Zr-水反応量	0.3%以下 (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)	0.3%以下 (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)					
	最小DNBR	約1.47	約1.77					
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR	約1.28	約1.53					
	最小DNBR	約1.37	約1.63					
5. 主蒸気管破断	最小DNBR	約1.44 (注2)	約1.57 (注2)					
	BOC							
6. 制御棒飛び出し	EOC							

(注1) 統計的热設計手法 (ITDP) による判断基準: 1.17 以上、改良統計的热設計手法 (GSTM) による判断基準: 1.42 以上  
(注2) 主蒸気管破断の判断基準: 最小 DNBR ≧ 1.30  
(注3) RIE 報告書 (燃焼の進んだ燃料に対する制限値の変更) 対応に伴う変更

変更前

「玄海4号機高燃焼度燃料の導入について (事前了解願ひ)」 変更前後比較表

玄海4号機 「設計基準事故」解析結果 (1/2)

添付-6

項目	炉心損傷・冷却能力の維持		燃料エンタルピー		原子炉圧力		原子炉格納容器健全性	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管最高温度	≦1,200°C						
	局所的最大Zr-水反応量	≦15%						
	全炉心平均Zr-水反応量	原子炉格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること (1%以下)						
	最小DNBR	≧1.17 (注1)	≧1.42 (注1)					
1. 原子炉冷却材喪失	燃料被覆管最高温度	約950°C (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)	約984°C (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)					
	局所的最大Zr-水反応量	約0.4% (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)	約1% (Zr付付燃焼, SG燃焼率10%)					
2. 原子炉冷却材流量の喪失	全炉心平均Zr-水反応量	0.3%以下 (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)	0.3%以下 (Zr付付燃焼, SG燃焼率0%)					
	最小DNBR	約1.47	約1.77					
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR	約1.28	約1.53					
	最小DNBR	約1.37	約1.63					
5. 主蒸気管破断	最小DNBR	約1.44 (注2)	約1.57 (注2)					
	BOC							
6. 制御棒飛び出し	EOC							

(注1) 統計的热設計手法 (ITDP) による判断基準: 1.17 以上、改良統計的热設計手法 (GSTM) による判断基準: 1.42 以上  
(注2) 主蒸気管破断の判断基準: 最小 DNBR ≧ 1.30  
(注3) RIE 報告書 (燃焼の進んだ燃料に対する制限値の変更) 対応に伴う変更

変更後

備考

・解析条件及び結果の記載の適正化

「玄海4号機高燃焼度燃料の導入について（事前了解願ひ）」 変更前後比較表

変更前	変更後	備考																																																	
<p style="text-align: center;">玄海4号機 「設計基準事故」解析結果（2/2）</p> <table border="1" data-bbox="270 653 1083 1041"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">実効線量 (mSv)</th> </tr> <tr> <th>現行</th> <th>今回</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>判断基準</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">≤5</td> </tr> <tr> <td>7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</td> <td style="text-align: center;">約0.066</td> <td style="text-align: center;">約0.089</td> </tr> <tr> <td>8. 蒸気発生器伝熱管破損</td> <td style="text-align: center;">約0.12</td> <td style="text-align: center;">約0.24</td> </tr> <tr> <td>9. 燃料集合体の落下</td> <td style="text-align: center;">約0.030</td> <td style="text-align: center;">約0.039</td> </tr> <tr> <td>10. 原子炉冷却材喪失</td> <td style="text-align: center;">約0.072</td> <td style="text-align: center;">約0.095</td> </tr> <tr> <td>11. 原子炉冷却材喪失（静的単一故障時）</td> <td style="text-align: center;">約0.081</td> <td style="text-align: center;">約0.11</td> </tr> <tr> <td>12. 制御棒飛び出し</td> <td style="text-align: center;">約0.032</td> <td style="text-align: center;">約0.031</td> </tr> </tbody> </table>	項目	実効線量 (mSv)		現行	今回	判断基準	≤5		7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損	約0.066	約0.089	8. 蒸気発生器伝熱管破損	約0.12	約0.24	9. 燃料集合体の落下	約0.030	約0.039	10. 原子炉冷却材喪失	約0.072	約0.095	11. 原子炉冷却材喪失（静的単一故障時）	約0.081	約0.11	12. 制御棒飛び出し	約0.032	約0.031	<p style="text-align: center;">玄海4号機 「設計基準事故」解析結果（2/2）</p> <table border="1" data-bbox="1406 646 2285 1031"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">実効線量 (mSv)</th> </tr> <tr> <th>現行</th> <th>今回</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>判断基準</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">≤5</td> </tr> <tr> <td>7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</td> <td style="text-align: center;">約0.066</td> <td style="text-align: center;">約0.089</td> </tr> <tr> <td>8. 蒸気発生器伝熱管破損</td> <td style="text-align: center;">約0.12</td> <td style="text-align: center;">約0.24</td> </tr> <tr> <td>9. 燃料集合体の落下</td> <td style="text-align: center;">約0.030</td> <td style="text-align: center;">約0.039</td> </tr> <tr> <td>10. 原子炉冷却材喪失（静的機器の単一故障）</td> <td style="text-align: center;">約0.081</td> <td style="text-align: center;">約0.11</td> </tr> <tr> <td>11. 制御棒飛び出し</td> <td style="text-align: center;">約0.032</td> <td style="text-align: center;">約0.031</td> </tr> </tbody> </table>	項目	実効線量 (mSv)		現行	今回	判断基準	≤5		7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損	約0.066	約0.089	8. 蒸気発生器伝熱管破損	約0.12	約0.24	9. 燃料集合体の落下	約0.030	約0.039	10. 原子炉冷却材喪失（静的機器の単一故障）	約0.081	約0.11	11. 制御棒飛び出し	約0.032	約0.031	<p>・解析条件及び結果の記載の適正化</p>
項目		実効線量 (mSv)																																																	
	現行	今回																																																	
判断基準	≤5																																																		
7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損	約0.066	約0.089																																																	
8. 蒸気発生器伝熱管破損	約0.12	約0.24																																																	
9. 燃料集合体の落下	約0.030	約0.039																																																	
10. 原子炉冷却材喪失	約0.072	約0.095																																																	
11. 原子炉冷却材喪失（静的単一故障時）	約0.081	約0.11																																																	
12. 制御棒飛び出し	約0.032	約0.031																																																	
項目	実効線量 (mSv)																																																		
	現行	今回																																																	
判断基準	≤5																																																		
7. 放射性気体廃棄物処理施設の破損	約0.066	約0.089																																																	
8. 蒸気発生器伝熱管破損	約0.12	約0.24																																																	
9. 燃料集合体の落下	約0.030	約0.039																																																	
10. 原子炉冷却材喪失（静的機器の単一故障）	約0.081	約0.11																																																	
11. 制御棒飛び出し	約0.032	約0.031																																																	

(2024年6月24日一部補正)

## 玄海4号機高燃焼度燃料の導入計画の概要

## 1. 変更の目的

玄海4号機において、使用済燃料発生量低減等の観点から燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd/tの高燃焼度燃料を使用する。

## 2. 変更の概要

高燃焼度燃料は、燃料棒配列等の主要構造は従来の燃料と同一仕様であるが、使用済燃料発生量低減等の観点から、原子炉内でより長く使用できるよう、ウラン235濃縮度、燃料被覆材の種類等を変更した燃料を使用する。

## (1) 燃料の主な変更点(添付-1)

項目	変更前	変更後
燃料集合体最高燃焼度	48,000MWd/t	55,000MWd/t <sup>※1</sup>
ペレット ・ウラン235濃縮度(最大)	約4.1wt% (ガドリニア入りペレットは約2.6wt%)	約4.8wt% <sup>※1</sup> (ガドリニア入りペレットは約3.2wt%)
・ペレット密度	理論密度の約95%	理論密度の約97% <sup>※1</sup> (ガドリニア入りペレットは理論密度の約96%)
・ガドリニア濃度	約6wt%	約10wt%、約6wt% <sup>※2</sup>
燃料被覆材の種類	ジルカロイ-4	改良ジルコニウム基合金 <sup>※3</sup>

※1：高燃焼度化により、使用済燃料発生量の低減等を図る。

※2：サイクル初期をはじめ、運転期間を通じて適切に反応度を抑制し、炉内の出力分布の平坦化を図る。

※3：微量添加する成分(スズ、鉄、ニオブ等)の量を調整することにより、耐食性の向上を図る。

## (2) 高燃焼度燃料の使用に伴う燃料取替用水ピット水のほう素濃度変更

原子炉停止に必要なほう素濃度を確保するため、燃料取替用水ピット水のほう素濃度の制限値を2,500ppm以上から3,100ppm以上に変更する。

なお、燃料取替用水系統の設備の一部は玄海3,4号機共用のため、MOX燃料を導入している3号機の制限値に合わせて、4号機についても既に3,100ppm以上で管理しており、運用上の変更はない。

(3) 使用開始時期

2026年度目途

3. 設計にあたっての基本方針（添付－2、3）

高燃焼度燃料は、従来の燃料からウラン235濃縮度、燃料被覆管材の種類等の変更を行うが、これらの変更点を考慮の上、燃料設計及び炉心設計等を以下の方針で行うことが可能であることを確認した。

(1) 燃料

・機械設計

燃料中心最高温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。

・核設計

反応度停止余裕、最大線出力密度、減速材温度係数等がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。

・熱水力設計

最小限界熱流束比及び燃料中心最高温度がそれぞれの判断基準を満足できる設計とする。

・動特性

設計負荷変化に対して、原子炉系の応答が安定で、原子炉出力等のパラメータが十分制御されるようにする。

(2) 使用済燃料ピット

・未臨界性

貯蔵設備は、純水及びいかなる密度の水分雰囲気で満たされたとしても、臨界を防止できる設計とする。

・冷却性

貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ送れるようにする。

(3) 新燃料貯蔵庫

・未臨界性

貯蔵設備は、純水及びいかなる密度の水分雰囲気で満たされたとしても、臨界を防止できる設計とする。

#### 4. 被ばく評価及び安全解析

玄海4号機高燃焼度燃料の使用に伴う、「平常時の被ばく評価」、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に関する安全解析並びに「重大事故等対策の有効性評価」への影響を確認した。

##### (1) 平常時の被ばく評価（添付－4）

高燃焼度燃料の使用に伴い、平常時の気体及び液体廃棄物の放出量は有効桁数以下で変動するが、概ね現状の放出量と同等である。この放出量及び至近の気象条件等を用いて、発電所敷地周辺での線量評価を行った結果、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示されている判断基準（ $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ ）を十分満足していることを確認した。

##### (2) 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等対策（添付－5、6）

運転時の異常な過渡変化については、燃料、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されていることを確認した。

設計基準事故については、炉心の冷却能力並びに原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの健全性が確保されていることを確認した。

高燃焼度燃料の使用に伴い、設計基準事故時の放射性物質の放出量は若干変動するが、概ね現状の放出量と同等である。この放出量及び至近の気象条件を用いて、発電所敷地周辺での線量評価を行った結果、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示されている判断基準（ $5\text{mSv}$ ）を十分満足していることを確認した。

また、重大事故等発生時においても、現行の重大事故等対策により、炉心の損傷防止や格納容器破損防止等が可能であることを確認した。

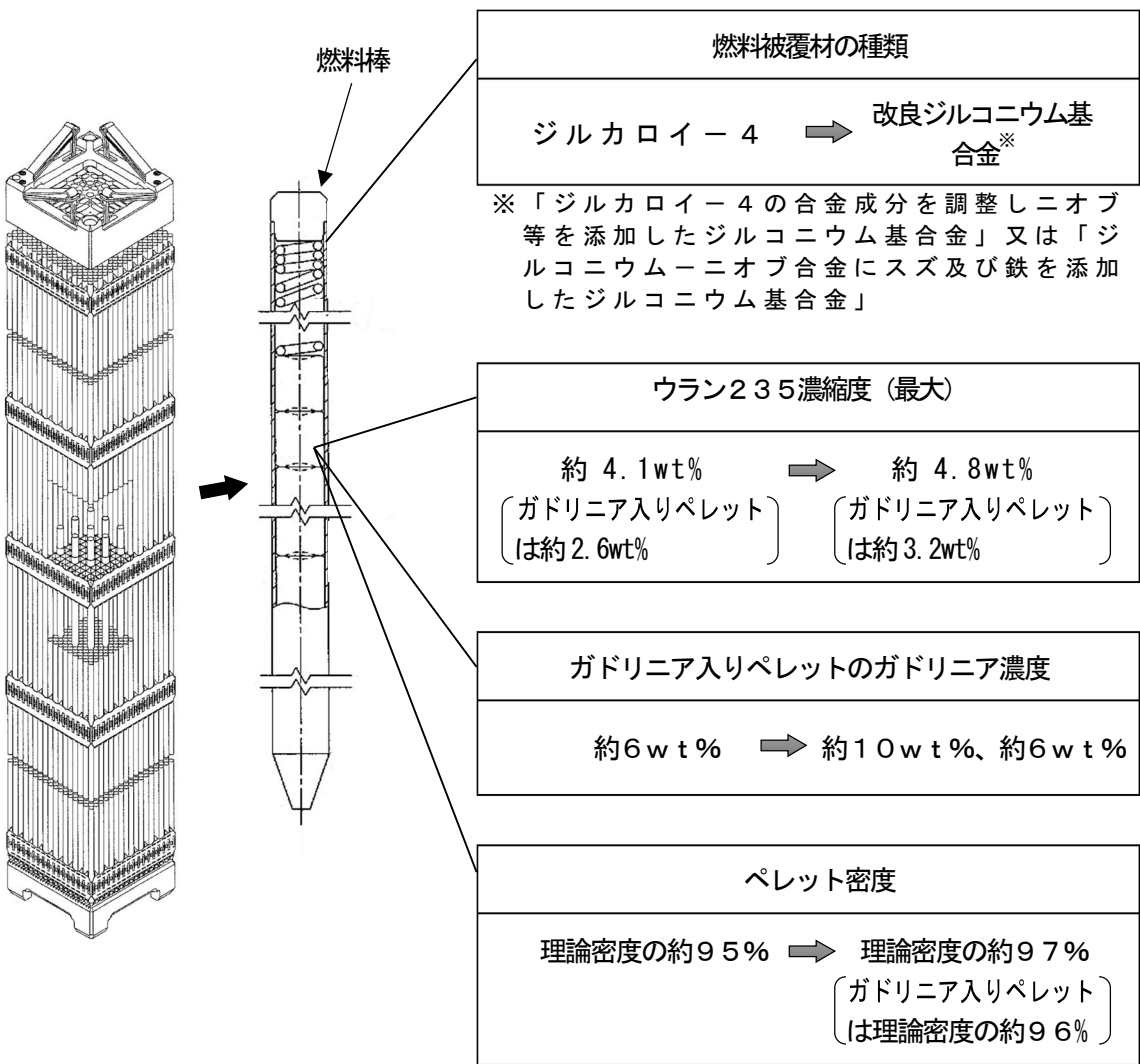
#### 5. 添付資料

- 添付－1 玄海4号機 燃料集合体概要図
- 添付－2 高燃焼度燃料の使用に伴う設計確認結果
- 添付－3 高燃焼度燃料の使用に伴うプラント設備の安全性
- 添付－4 平常時の被ばく評価結果
- 添付－5 玄海4号機 「運転時の異常な過渡変化」解析結果
- 添付－6 玄海4号機 「設計基準事故」解析結果
- 添付－7 用語解説



燃料集合体最高燃焼度
48,000MWd/t ➡ 55,000MWd/t

燃料集合体概要図



玄海 4 号機 燃料集合体概要図

## 高燃焼度燃料の使用に伴う設計確認結果

(結果欄の単位は判断基準に示したものと同一。)

項目		判断基準		結果		
				現行	今回	
機械設計	燃料中心最高温度	溶融点未満		溶融点未満	溶融点未満	
	燃料棒内圧	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(内圧基準値)以下		内圧基準値以下	内圧基準値以下	
	被覆管応力	被覆材の耐力以下		耐力以下	耐力以下	
	被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量	1%以下		1以下	1以下	
	被覆管の累積疲労サイクル	設計疲労寿命以下		設計疲労寿命以下	設計疲労寿命以下	
核設計	反応度停止余裕	1.6% $\Delta K/K$ 以上		1.89	1.79	
	最大線出力密度	41.5kW/m以下		36.2	35.3	
	燃料集合体最高燃焼度	55,000MWd/t以下		47,300 <sup>*1</sup>	54,700	
	水平方向ピーキング係数	1.52以下		1.41 <sup>*2</sup>	1.43	
	減速材温度係数	-94 $\sim$ +8(単位: $\times 10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$ )		-66 $\sim$ -3.7	-68 $\sim$ -6.8	
	ドップラ係数	-5.2 $\sim$ -1.8(単位: $\times 10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$ )		-3.3 $\sim$ -2.8	-3.4 $\sim$ -2.5	
	制御棒落下時の落下制御棒価値及び核的エンタルピ上昇熱水路係数	制御棒価値	0.25% $\Delta K/K$ 以下		0.13	0.15
		核的エンタルピ上昇熱水路係数	1.87以下		1.68	1.65
	制御棒飛出し時熱流束熱水路係数	BOC	HZP	15以下	7.73	7.5
			HFP	5.0以下	4.23 <sup>*3</sup>	2.1
		EOC	HZP	25以下	20.8	17
			HFP	5.0以下	3.47 <sup>*4</sup>	2.2
	飛出し制御棒価値	BOC	HZP	0.66% $\Delta K/K$ 以下	0.26	0.32
			HFP	0.12% $\Delta K/K$ 以下	0.08	0.02
EOC		HZP	0.87% $\Delta K/K$ 以下	0.49	0.66	
		HFP	0.12% $\Delta K/K$ 以下	0.09 <sup>*5</sup>	0.03	
最大反応度添加率	$75 \times 10^{-5}(\Delta K/K)/s$ 以下		$40 \times 10^{-5}$	$34 \times 10^{-5}$		
熱水力設計	最小限界熱流束比	1.42以上		約1.29 <sup>*6</sup> <sup>*7</sup>	約1.64 <sup>*6</sup>	
	燃料中心最高温度	溶融点未満		溶融点未満	溶融点未満	
動特性		設計負荷変化に対して、原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等のパラメータが十分制御されること。		判断基準を満足	判断基準を満足	
使用済燃料ピット	冷却能力(ピット水平平均温度)	ポンプ2台運転時 $\leq 52^{\circ}C$		基準温度以下	基準温度以下	
		ポンプ1台運転時 $\leq 65^{\circ}C$		基準温度以下	基準温度以下	
	未臨界性	実効増倍率 $\leq 0.98$		0.98以下	0.98以下	
新燃料貯蔵庫	未臨界性	実効増倍率 $\leq 0.95$		0.95以下	0.95以下	
		実効増倍率 $< 1$ (最適減速状態)		1未満	1未満	

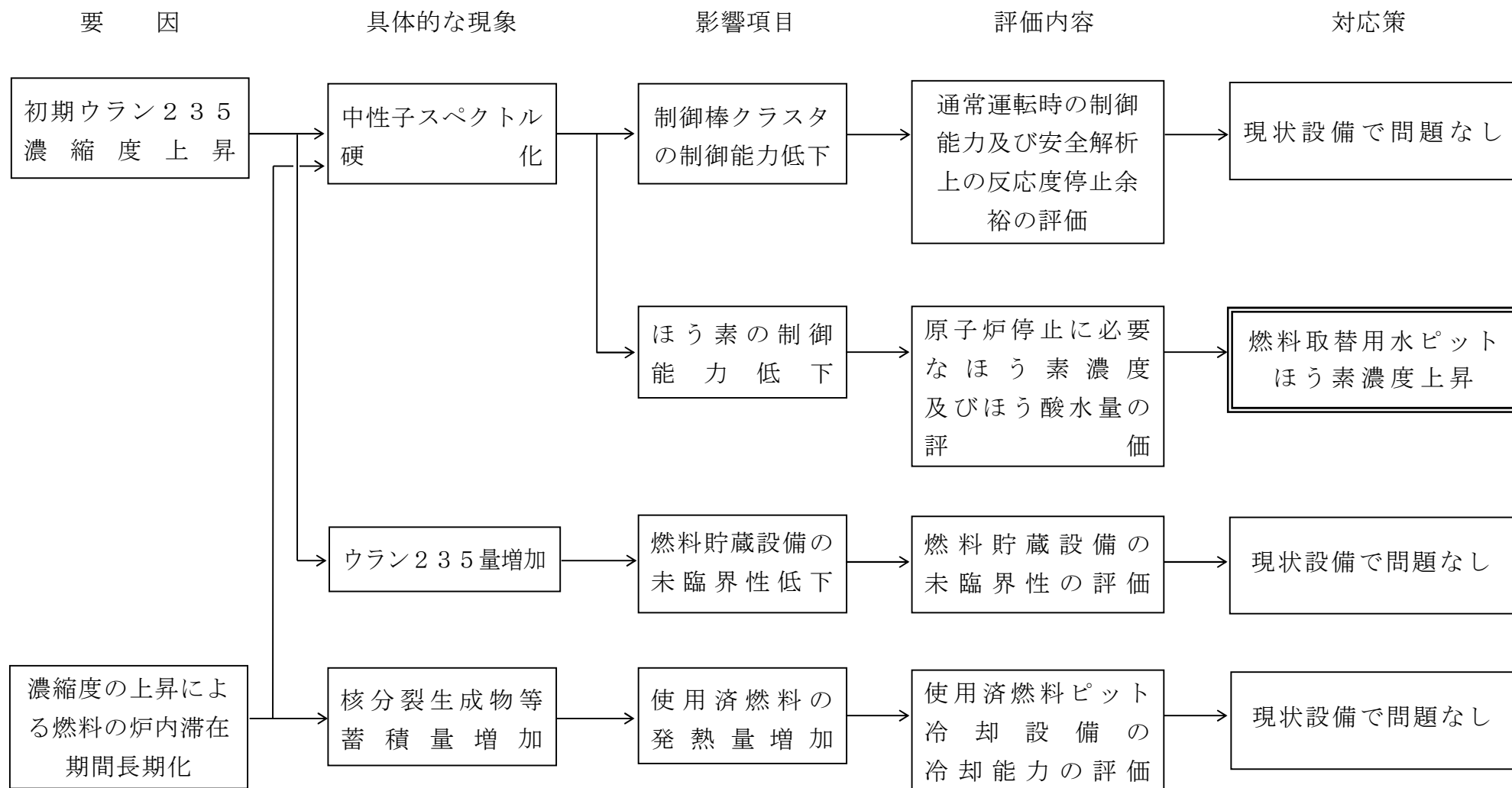
\*1: 判断基準 48,000MWd/t以下 \*2: 判断基準 1.48以下 \*3: 判断基準 7.0以下

\*4: 判断基準 6.8以下 \*5: 0.18% $\Delta K/K$ 以下

\*6: 運転時の異常な過渡変化のうち最も厳しいもの \*7: 判断基準 1.17以上

(BOC: サイクル初期, EOC: サイクル末期, HZP: 高温零出力, HFP: 高温全出力)

## 高燃焼度燃料の使用に伴うプラント設備の安全性



## 平常時の被ばく評価結果

## 1. 放出放射能量

(単位：Bq/y)

項 目		現 行	今 回
希ガスの放出量		約 $5.2 \times 10^{14}$	約 $5.2 \times 10^{14}$
よう素の放出量	I-131	約 $1.5 \times 10^{10}$	約 $1.5 \times 10^{10}$
	I-133	約 $1.8 \times 10^{10}$	約 $1.8 \times 10^{10}$
液体廃棄物中の放射性物質の放出量*		約 $8.5 \times 10^9$	約 $8.4 \times 10^9$

\*液体廃棄物中の放射性物質の放出量は3, 4号機合算値

## 2. 被ばく評価結果 (1～4号機合算)

(単位： $\mu$ Sv/y)

項 目	現 行	今 回
希ガスの $\gamma$ 線による実効線量	約 2.5	約 2.8
液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	約 2.8	約 2.8
よう素による実効線量	約 2.5	約 2.1
実効線量合計	約 7.8	約 7.7
判断基準	$\leq 50$	

玄海4号機 「運転時の異常な過渡変化」解析結果

添付-5

項目	最小DNBR		燃料中心温度		燃料エンタルピー		原子炉圧力		
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回	
判断基準	≧1.17 (注1)	≧1.42 (注1)	<2,590°C (注5)	<2,570°C (注5)	≦712kJ/kg・UO <sub>2</sub>		≦18.88MPa[gage]		
1. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—	—	—	約367kJ/kg・UO <sub>2</sub>	約378kJ/kg・UO <sub>2</sub>	約17.6MPa[gage]	約17.6MPa[gage]	
2. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	約1.36	約1.64	約2,300°C	約2,300°C	—	—	約16.7MPa[gage]	約16.7MPa[gage]	
3. 制御棒の落下及び不整合	(落下)	約1.31	約1.66	溶融点未満	溶融点未満	—	—	約16.2MPa[gage]	約16.2MPa[gage]
	(不整合)	約1.37	約1.72	溶融点未満	溶融点未満	—	—	初期状態で一定	初期状態で一定
4. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	(注2)	(注2)	(注2)	(注2)	—	—	(注2)	(注2)	
5. 原子炉冷却材流量の部分喪失	約1.60	約1.92	溶融点未満	溶融点未満	—	—	約16.5MPa[gage]	約16.5MPa[gage]	
6. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	約1.29	(注3)	約2,240°C	(注3)	—	—	約16.9MPa[gage]	約16.7MPa[gage]	
7. 外部電源喪失	「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析結果に包含される。								
8. 主給水流量喪失	—	—	—	—	—	—	約18.0MPa[gage]	約18.0MPa[gage]	
9. 蒸気負荷の異常な増加	約1.57	約1.90	溶融点未満	溶融点未満	—	—	約16.2MPa[gage]	約16.2MPa[gage]	
10. 2次冷却系の異常な減圧	約3.2 (注4)	約3.3 (注4)	溶融点未満	溶融点未満	—	—	過度に上昇することはない。	過度に上昇することはない。	
11. 蒸気発生器への過剰給水	約1.65	約2.00	溶融点未満	溶融点未満	—	—	約16.2MPa[gage]	約16.2MPa[gage]	
12. 負荷の喪失	約1.73	約2.13	溶融点未満	溶融点未満	—	—	約18.5MPa[gage]	約18.5MPa[gage]	
13. 原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.55	約1.93	—	—	—	—	—	—	
14. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	初期値より増加	初期値より増加	—	—	—	—	過度に上昇することはない。	過度に上昇することはない。	

(注1) 統計的熱設計手法 (ITDP) による判断基準：1.17 以上、改良統計的熱設計手法 (GSTM) による判断基準：1.42 以上

(注2) 反応度添加率が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で使用した範囲に含まれているので、この解析に包絡される。

(注3) 原子炉出力、熱流束の最大値が低く問題とならない。

(注4) 2次冷却系の異常な減圧の判断基準：最小 DNBR ≧ 1.30

(注5) 二酸化ウラン燃料の融点(2800°C)から不確定性 (ステップ1 燃料：200°C、ステップ2 燃料 220°C) 及び燃焼に伴う融点低下 (32°C/10GWd/t) を考慮

玄海4号機 「設計基準事故」解析結果 (1/2)

添付-6

項目	炉心損傷・冷却能力の維持			燃料エンタルピー		原子炉圧力		原子炉格納容器健全性	
	項目	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管最高温度	≦1,200℃		≦963kJ/kg・ UO <sub>2</sub> (注3)	≦791kJ/kg・ UO <sub>2</sub> (注3)	≦20.59MPa[gage]		原子炉格納容器内圧力： ≦0.392MPa[gage] 原子炉格納容器内温度： ≦144℃ 原子炉格納容器内水素濃度： ≦4%	
	局所的な最大Zr-水反応量	≦15%							
	全炉心平均Zr-水反応量	原子炉格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること (1%以下)							
	最小DNBR	≧1.17 (注1)	≧1.42 (注1)						
1. 原子炉冷却材喪失	大破断	燃料被覆管最高温度	約950℃ (スプリット破断、SG施栓率0%)	約984℃ (スプリット破断、SG施栓率0%)	-	-	-	-	原子炉格納容器内圧力： 約0.320MPa[gage]   約0.308MPa[gage] (動的機器の単一故障)   (動的機器の単一故障)
		局所的な最大Zr-水反応量	約0.4% (スプリット破断、SG施栓率0%)	約1% (両端破断、SG施栓率10%)	-	-	-	-	原子炉格納容器内温度： 約133℃   約132℃ (動的機器の単一故障)   (動的機器の単一故障)
		全炉心平均Zr-水反応量	0.3%以下 (スプリット破断、SG施栓率0%)	0.3%以下 (スプリット破断、SG施栓率0%)	-	-	-	-	原子炉格納容器内水素濃度： 約3.6%   約2.8% (静的機器の単一故障)   (静的機器の単一故障)
2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR	約1.47	約1.77	-	-	約16.7MPa[gage]	約16.7MPa[gage]	-	-
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR	約1.28	約1.53	-	-	約17.3MPa[gage]	約17.4MPa[gage]	-	-
4. 主給水管破断	最小DNBR	約1.37	約1.63	-	-	約18.4MPa[gage]	約18.4MPa[gage]	-	-
5. 主蒸気管破断	最小DNBR	約1.44 (注2)	約1.57 (注2)	-	-	過度に上昇することはない	過度に上昇することはない	-	-
6. 制御棒飛び出し	BOC	-	-	約562kJ/kg・ UO <sub>2</sub>	約282kJ/kg・ UO <sub>2</sub>	-	-	-	-
	EOC	-	-	約586kJ/kg・ UO <sub>2</sub>	約358kJ/kg・ UO <sub>2</sub>	約17.8MPa[gage]	約17.4MPa[gage]	-	-

(注1) 統計的熱設計手法 (ITDP) による判断基準：1.17 以上、改良統計的熱設計手法 (GSTM) による判断基準：1.42 以上

(注2) 主蒸気管破断の判断基準：最小 DNBR ≧ 1.30

(注3) RIE 報告書 (燃焼の進んだ燃料に対する制限値の変更) 対応に伴う変更

玄海 4 号機 「設計基準事故」 解析結果 ( 2 / 2 )

項 目	実効線量 (mSv)	
	現 行	今 回
判断基準	≤5	
7. 放射性気体廃棄物処理 施設の破損	約 0.066	約 0.089
8. 蒸気発生器伝熱管破損	約 0.12	約 0.24
9. 燃料集合体の落下	約 0.030	約 0.039
10. 原子炉冷却材喪失 (静的機器の単一故障)	約 0.081	約 0.11
11. 制御棒飛び出し	約 0.032	約 0.031

# 用 語 解 説



### 反応度停止余裕

原子炉を高温全出力から高温停止にする際に、出力の低下による冷却材の温度低下等により原子炉には正の反応度が添加される。

制御棒によりこれらの正の反応度を打ち消し、更に余裕を持って未臨界状態にすることができるように設計する。このときの余裕の大きさを反応度停止余裕という。

### 最大線出力密度

燃料棒 1mあたりの熱出力を線出力密度といい、単位として  $\text{kW/m}$  を用いる。最大線出力密度とは、炉心内で最大の線出力密度をいう。

### 減速材温度係数

減速材である水の温度変化による反応度（核分裂連鎖反応のしやすさを表わす指標）の変化割合を示す係数のこと。

### 最小限界熱流束比

燃料棒の出力が、核沸騰による除熱（通常の燃料棒から原子炉冷却材への熱伝達状態）量の限界を上回ると、燃料被覆管と冷却材の間に薄い蒸気の膜ができ、熱伝達が阻害され、燃料棒の温度が上昇する。

この状態を核沸騰からの離脱（Departure from Nucleate Boiling: DNB）、また、その時の熱流束を限界熱流束（DNB熱流束）という。

DNB熱流束と実際の熱流束との比の最小値を最小限界熱流束比（最小DNBR）という。

### 運転時の異常な過渡変化

燃料のふるまいを評価するために、安全評価に際して想定する実際に起こりうるとされる、機器の故障などによる異常事象のこと。

（例：原子炉冷却材流量の部分喪失）

### 設計基準事故

公衆の健康と安全を確保するため、原子力施設の諸設備、系統に対し、設計条件を定めるために、あるいは設計を評価するために想定した事故のこと。

#### 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するものであり、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設のこと。

#### 原子炉格納容器バウンダリ

原子炉冷却材喪失事故に対して圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設のこと。

#### 実効増倍率

ある世代の中性子数と次世代の中性子数の比のこと。

実効増倍率 = 1 : 臨界 (中性子の数は時間によらず一定)

< 1 : 未臨界 (中性子の数は時間により減少)

> 1 : 超臨界 (中性子の数は時間により増加)

#### 水平方向ピーキング係数

全制御棒の引抜き状態における、軸方向に積分した最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力との比のこと。

#### ドップラ係数

燃料ペレットの温度変化による反応度の変化の割合を示す係数のこと。燃料温度が上昇すると、ウラン238等の共鳴吸収の増加(ドップラ効果)により熱中性子まで減速される中性子数が減少するため、炉心の実効増倍率は下がる。

#### 核的エンタルピ上昇熱水路係数

最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比のこと。

#### 局所的最大Zr-水反応量

燃料被覆管に用いられているZr(ジルコニウム)は、異常な高温になると、次第に周辺の水と反応を起こして酸化し、反応が激しい場合は、被覆管が脆化(もろくなる)する。

燃料の安全評価の中で、異常事象が発生した場合の、この反応量の評価を行い、燃料の健全性が確保されることを確認している。

#### $\Delta K/K$

反応度のこと。臨界(実行増倍率 $K=1$ のとき)からのずれを表わす。

(負:未臨界、0:臨界、正:超臨界)

**被覆管の累積疲労サイクル**

発電所の起動・停止等により、燃料寿命中に被覆管に生じる応力の繰り返しのこと。

**理論密度**

その物質の取り得る最大密度で、原子間隔等の測定値をもとに算出した計算値のこと。

以 上