

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>3. 原子炉本体</p> <p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.1 燃料</p> <p>[その2-9×9燃料が装荷されたサイクル以降]</p> <p>3.2.1.1 概要</p> <p>燃料集合体は、多数の二酸化ウラン・ペレット (一部の燃料棒についてはガドリニア入り二酸化ウラン・ペレット) をジルコニウムを内張りしたジルカロイ-2 製の燃料被覆管 (以下 3. では「被覆管」という。) に入れた燃料棒を組立てたものである。燃料棒の配列は、高燃焼度 8×8 燃料については、8 行 8 列 (8×8) であり、60 本の燃料棒と 1 本の太径のウォータ・ロッド (内部に燃料が入っていない) からなる。9×9 燃料の燃料棒の配列は、9 行 9 列 (9×9) であり、9×9 燃料 (A 型) は 74 本の燃料棒と 2 本の太径のウォータ・ロッドからなり、このうち 8 本の燃料棒は標準燃料棒の約 2/3 の長さとした部分長燃料棒からなる。また 9×9 燃料 (B 型) は 72 本の燃料棒と角管のウォータ・チャンネル 1 本からなる。(1) (2) (21) (22) (23)</p> <p>燃料集合体を炉心に装荷する際には、外側にチャンネル・ボックスをはめる。チャンネル・ボックスは、燃料集合体内の冷却材流路を定めるとともに、制御棒作動のガイド及び燃料を保護する役割を果たしている。</p> <p>燃料集合体は、その受ける熱、放射線、水力学的影響等を十分考慮のうえ、機械的及び熱的に十分安全であるように設計を行う。</p> <p>燃料の主要仕様を第 3.2-1 表に示す。</p>	<p>4. 安全設計に関する構造及び評価</p> <p>4.1 機械設計</p> <p>4.1.1 概要</p> <p>GNF3 型は、多数の二酸化ウランペレット (一部の燃料棒についてはガドリニア入り二酸化ウランペレット) をジルコニウムを内張りしたジルカロイ-2 又は高鉄ジルカロイ製の燃料被覆管に入れた燃料棒を組立てたものである。高鉄ジルカロイの主成分は第 4-1 表のとおりである。GNF3 型の燃料棒の配列は、10 行 10 列 (10×10) であり、<input type="checkbox"/> 本の燃料棒と <input type="checkbox"/> 本の太径のウォータロッド (内部に燃料が入っていない) からなり、このうち <input type="checkbox"/> 本の燃料棒は標準燃料棒の <input type="checkbox"/> の長さの部分長燃料棒であり、<input type="checkbox"/> 本の燃料棒は標準燃料棒の <input type="checkbox"/> の長さの部分長燃料棒である。</p> <p>GNF3 型を炉心に装荷する際には、外側にチャンネルボックスをはめる。チャンネルボックスは、燃料体内の冷却材流路を定めるとともに、制御棒作動のガイド及び燃料棒を保護する役割を果たしている。</p> <p>GNF3 型は、その受ける熱、放射線、水力学的影響等を十分考慮のうえ、機械的及び熱的に十分安全であるように設計を行う。</p>	<p>構成の違いのため項目名等が異なる。</p> <p>添付書類一では、GNF3 型の燃料被覆材の 1 つである高鉄ジルカロイを新たに追加している。EP ではジルカロイ-2 の主成分の記載はないが、添付書類一では、プラント共通の燃料体の主要な仕様の一つとして、高鉄ジルカロイの主成分を記載している。 (技術的論点になり得る事項①)</p> <p>現行燃料と GNF3 型の設計の相違点を含む箇所。</p> <p>最終的な保護対象は燃料棒であるため変更。</p> <p>構成の違いのため、添付書類一では主要仕様を 4.1.3 項 (第 4-1 表) に示している。</p>

内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>3.2.1.3 主要設備</p> <p>3.2.1.3.2 9×9 燃料について</p> <p>(1) 燃料棒</p> <p>燃料材は、通常の燃料棒では、二酸化ウラン（以下「<u>3.では</u>」UO_2）という。）焼結ペレットを使用する。ガドリニア（以下「<u>3.では</u>」Gd_2O_3）という。）を含む燃料棒では、少量の Gd_2O_3 を UO_2 と混合した焼結ペレットを使用する。</p> <p>ペレットの平均密度は、理論密度の約 97%である。ペレットは、ジルコニウムを内張りしたジルカロイ-2 製の被覆管に入れ、被覆管の両端にジルカロイ-2 製の端栓を溶接する。</p> <p>被覆管は、ペレットによる内部からの支持がなくても外圧によってつぶれることがない“自立形”設計である。ペレットから放出された核分裂生成物を収容するため、燃料棒にはプレナムを設けている。プレナムの体積は、設計寿命中の核分裂生成ガス及びその他のガス蓄積により、過大な圧力上昇をもたらさないよう十分大きくとっている。燃料棒の有効長さ（ペレットの入っている部分の長さ）は、約 3.71m（9×9 燃料（A 型）の標準燃料棒及び 9×9 燃料（B 型）の燃料棒）及び、約 2.16m（9×9 燃料（A 型）の部分長燃料棒）である。ピーキング係数を適切な値にするため、燃料集合体内に 9×9 燃料（A 型）では 7 種類程度、9×9 燃料（B 型）では 5 種類程度の濃縮度の燃料棒を使用するとともに、燃料棒の軸方向にも濃縮度分布をもたせている。</p> <p>第 3.2-1 図(2)、(3)に燃料集合体の燃料棒配置図を示す。</p> <p>(2) 燃料集合体</p> <p>第 3.2-2 図(2)、(3)及び第 3.2-7 図(2)、(3)に燃料集合体の構造を示す。</p> <p>9×9 燃料（A 型）は、2 本の太径のウォータ・ロッドを燃料集合体の中央部に配し、その周囲に 74 本の燃料棒を 9 行 9 列（9×9）に配して構成する。このうち 8 本の燃料棒は、標準燃料棒の約 2/3 の長さとした部分長燃料棒であり、下部の燃料支持板（タイ・プレート）に固定されている。⁽²¹⁾⁽²²⁾また、74 本の燃料棒のうち 8 本の燃料棒（タイ・ロッド）が上部タイ・プレート及び下部タイ・プレートを結びつける役目をしている。</p> <p>9×9 燃料（B 型）は、1 本の角管のウォータ・チャンネルを燃料集合体の中央部に配し、その周囲に 72 本の燃料棒を 9 行 9 列（9×9）に配して</p>	<p>4.1.2 主要設備</p> <p>(1) 燃料棒</p> <p>GNF3 型の燃料棒構造図を第 4-1 図に示す。</p> <p>燃料材は、通常の燃料棒では、二酸化ウラン（以下「UO_2」という。）焼結ペレットを使用する。ガドリニア（以下「Gd_2O_3」という。）を含む燃料棒では、少量の Gd_2O_3 を UO_2 と混合した焼結ペレットを使用する。</p> <p>ペレットの平均密度は、理論密度の <input type="text"/> %である。ペレットは、ジルコニウムを内張りしたジルカロイ-2 <u>又は高鉄ジルカロイ</u>製の被覆管に入れ、被覆管の両端にジルカロイ-2 <u>又は高鉄ジルカロイ</u>製の端栓を溶接する。</p> <p>被覆管は、外圧によってつぶれることがない設計である。ペレットから放出された核分裂生成物を収容するため、燃料棒にはプレナムを設けている。プレナムの体積は、設計寿命中の核分裂生成ガス及びその他のガス蓄積により、過大な圧力上昇をもたらさないよう十分大きくとっている。燃料棒の有効長さ（ペレットの入っている部分の長さ）は、<input type="text"/> m（標準燃料棒）及び <input type="text"/> m/<input type="text"/> m（部分長燃料棒（長尺/短尺））である。ピーキング係数を適切な値にするため、燃料体内に GNF3 型では複数種類の濃縮度の燃料棒を使用している。</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>GNF3 型の構造図及び燃料体内の燃料棒配置図を第 4-2 図及び第 4-3 図に示す。</p> <p>GNF3 型は、<input type="text"/> 本の太径のウォータロッドを燃料体の中央部に配し、その周囲に <input type="text"/> 本の燃料棒を 10 行 10 列（10×10）に配して構成する。このうち <input type="text"/> 本は標準燃料棒の <input type="text"/> の長さの部分長燃料棒、<input type="text"/> 本は標準燃料棒の <input type="text"/> の長さの部分長燃料棒であって、<input type="text"/> に配置され、いずれも下部タイプレートに固定されている。また、<input type="text"/> 本の燃料棒のうち 8 本の燃料棒（タイロッド）が上部タイプレート及び下部タイプレートを結びつける役目をしている。</p>	<p>構成の違いのため項目名等が異なる。</p> <p>添付書類一では、GNF3 型の燃料被覆材の 1 つである高鉄ジルカロイを新たに追加している。(技術的論点になり得る事項①)</p> <p>燃料体の設計の違いにより、添付書類一では記載内容を変更している。</p> <p>プラント共通の燃料体の基本設計では濃縮度分布は定まっていないため、添付書類一では濃縮度の種類の数を指定していない。</p> <p>構成の違いのため、同様の図は 4.1.2(2)燃料体(第 4-3 図)で示している。</p> <p>構成の違いにより記載が異なる。EP の第 3.2-7 図に相当する図は添付書類一の第 1-1 図で示している。</p> <p>現行燃料と GNF3 型の設計の相違点を含む箇所。</p>

内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>構成する。(23)72本の燃料棒のうち8本の燃料棒(タイ・ロッド)が上部タイ・プレート及び下部タイ・プレートを結びつける役目をしている。</p> <p>9×9燃料(A型)及び9×9燃料(B型)ともに、燃料集合体の周囲は、ジルカロイ製のチャンネル・ボックスで囲まれている。</p> <p>9×9燃料(A型)の2本のウォータ・ロッドのうち1本又は9×9燃料(B型)のウォータ・チャンネルは、スペーサの軸方向位置を決める機能を有し、7個のスペーサを保持している。ウォータ・ロッドはジルカロイ製であり、その上部及び下部の側面に孔が設けられ、またウォータ・チャンネルはジルカロイ製であり、その上部の端面及び側面並びに下部の端面に孔が設けられ、それぞれ内部を冷却材が通過するようになっている。</p> <p>スペーサは、ジルカロイ製の外枠、円筒型セルとインコネル製のスプリングからなっており、燃料棒間の間隙を保つ役割を果たす。</p> <p>9×9燃料(A型)の標準燃料棒、9×9燃料(B型)の燃料棒、ウォータ・ロッド及びウォータ・チャンネルの上部端栓は、上部タイ・プレートの孔の中を上下に自由に動き得るようになっている。上部タイ・プレートは、これらの上部端栓にはめてあるインコネル製のエクステンション・スプリングによって支えられる。このような構造とすること、及びスペーサのスプリング強さを適切に設計することにより、燃料棒、ウォータ・ロッド及びウォータ・チャンネルは、すべて独立して軸方向に自由膨張ができるようになっている。なお、各々の燃料棒には、識別記号を付すこと等により、燃料集合体組立時にその配置を誤ることのないよう配慮されている。</p> <p>下部タイ・プレートは、炉心下部から流入する冷却材を各燃料棒に分配する役割を果たす。また下部タイ・プレートには、制御棒とは反対側の面に冷却孔が各一つずつ設けられ、チャンネルのバイパス流量を確保するようになっている。</p> <p>上部タイ・プレートには、燃料集合体の移動のためにハンドルがつけられている。</p> <p>燃料集合体は、炉内挿入時に向きを誤ることのないよう、上部タイ・プレートのハンドル方向、チャンネル・ファスナの位置等に設計上の考慮を払っている。</p> <p>3.2.1.1 概要</p> <p>燃料の主要仕様を第3.2-1表に示す。</p>	<p>ウォータロッドは、[] している。ウォータロッドは [] であり、 [] の位置を占める。 [] 内部を冷却材が通過するようになっている。</p> <p>スペーサは、インコネル製の [] とし、その [] 燃料棒間の間隙を保つ役割を果たす。</p> <p>標準燃料棒の上部端栓は、上部タイプレートの孔の中を上下に自由に動き得るようになっている。上部タイプレートは、これらの上部端栓にはめてあるインコネル製のエクステンションスプリングによって支えられる。このような構造とすること、及びスペーサのスプリング強さを適切に設計することにより、燃料棒はすべて独立して軸方向に自由膨張ができるようになっている。なお、各々の燃料棒には、識別記号を付すこと等により、燃料体組立時にその配置を誤ることのないよう配慮されている。</p> <p>下部タイプレートは、炉心下部から流入する冷却材を各燃料棒に分配する役割を果たす。また下部タイプレートには、制御棒とは反対側の面に冷却孔が各一つずつ設けられ、チャンネルボックスのバイパス流量を確保するようになっている。</p> <p>上部タイプレートには、燃料体の移動のためにハンドルがつけられている。</p> <p>GNF3型は、炉内挿入時に向きを誤ることのないよう、上部タイプレートのハンドル方向、チャンネルファスナの位置等に設計上の考慮を払っている。</p> <p>4.1.3 主要仕様</p> <p>GNF3型の主要仕様を第4-1表に示す。</p>	<p>相違点</p> <p>チャンネルボックスは型式証明の申請対象外であるため、添付書類一ではチャンネルボックスに係る記載はない。</p> <p>燃料体の設計の違いにより、添付書類一では記載内容を変更している。</p> <p>現行燃料とGNF3型の設計の相違点を含む箇所。</p> <p>現行燃料とGNF3型の設計の相違点を含む箇所。</p> <p>他の部分と整合させたことによる相違。</p> <p>構成の違いにより項目名が異なる。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>3.2.1.4 機械設計</p> <p>3.2.1.4.2 9×9 燃料について</p> <p>(1) 材料</p> <p>燃料集合体を使用する主要材料は、ジルカロイ、ジルコニウム、ステンレス鋼、インコネル及びセラミック UO_2 と Gd_2O_3 である。これらの材料は、その機械的特性、耐食性等の材料特性が、過去の経験から沸騰水型原子炉の条件に十分に適合でき、発電用原子炉の運転中にその設計目的を十分満足できるものを使用する。</p> <p>(2) 照射効果⁽³⁾</p> <p>燃料の燃焼が進むと燃料材及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち、被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し、延性が低下する。ペレットは、燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。更に燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により、ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。</p> <p>燃料寿命を通じて、熱膨張と照射スエリングにより被覆管に過大な歪が生じないよう、ペレット内部空孔及びペレットと被覆管の間隙を決める。</p> <p>被覆管とペレットの間隙の熱伝達係数は、主として次のパラメータに依存する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 被覆管とペレットの間隙中のガスの熱伝導率。 ② 被覆管とペレットの間隙の大きさ。 ③ 被覆管とペレットが接触する場合は、その接触圧。 <p>一般的に次に示す影響は、間隙の熱伝達係数を小さくする方向に働く。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料の燃焼に伴い、ペレットから放出されたキセノン、クリプトン等の核分裂生成物及びペレット中に含まれる揮発性不純物が被覆管とペレットの間隙に蓄積されることによる間隙中のガスの熱伝導率低下。 ② 照射初期のペレットの焼きしまりによる間隙の拡大。 <p>一方、ペレットの熱膨張、照射中のスエリング、割れ等は、見掛け上のペレット半径を増大し、間隙を小さくする方向に作用するため、間隙の熱伝達係数を大きくする方向に働く。</p> <p>9×9 燃料では、間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成物及び揮発性不純物の影響が小さくなるよう配慮している。また、ペ</p>	<p>4.1.4 評価</p> <p>GNF3 型の機械設計に関する評価を以下に示す。</p> <p>(1) 材料</p> <p>燃料体を使用する主要材料は、ジルカロイ-2、<u>高铁ジルカロイ</u>、ジルコニウム、ステンレス鋼、インコネル及び UO_2 (一部 Gd_2O_3 入り) である。これらの材料は、その機械的特性、耐食性等の材料特性が、過去の実績から BWR の条件に十分適合でき、発電用原子炉の運転中にその設計目的を十分満足できるものを使用する。</p> <p>(2) 照射効果⁽¹⁾⁽²⁾</p> <p>燃料の燃焼が進むと燃料材及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち、被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し、延性が低下する。ペレットは、燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。さらに燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により、ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。</p> <p>燃料寿命を通じて、熱膨張と照射スエリングにより被覆管に過大な歪が生じないよう、ペレット内部空孔及びペレットと被覆管の間隙を決める。</p> <p>被覆管とペレットの間隙の熱伝達係数は、主として次のパラメータに依存する。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 被覆管とペレットの間隙中のガスの熱伝導率。 b. 被覆管とペレットの間隙の大きさ。 c. 被覆管とペレットが接触する場合は、その接触圧。 <p>一般的に次に示す影響は、間隙の熱伝達係数を小さくする方向に働く。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 燃料の燃焼に伴い、ペレットから放出されたキセノン、クリプトン等の核分裂生成物及びペレット中に含まれる揮発性不純物が被覆管とペレットの間隙に蓄積されることによる間隙中のガスの熱伝導率低下。 b. 照射初期のペレットの焼きしまりによる間隙の拡大。 <p>一方、ペレットの熱膨張、照射中のスエリング、割れ等は、見掛け上のペレット半径を増大し、間隙を小さくする方向に作用するため、間隙の熱伝達係数を大きくする方向に働く。</p> <p>GNF3 型では、間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成物及び揮発性不純物の影響が小さくなるよう配慮している。また、ペレットは、理論密度に<u>対し</u></p>	<p>構成の違いにより項目名等が異なる。</p> <p>添付書類一では、GNF3 型の燃料被覆材の 1 つである高铁ジルカロイを新たに追加している。(技術的論点になり得る事項①)</p> <p>「セラミック UO_2 と Gd_2O_3」⇒「UO_2 (一部 Gd_2O_3 入り)」及び「経験」⇒「実績」は表現のみの変更。</p> <p>「沸騰水型原子炉」⇒「BWR」は他の部分と整合させたことによる相違。</p> <p>他の部分と整合させたことによる相違。</p> <p>表現のみの変更。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>レットは、理論密度の約 97%の高密度に焼結することなどにより、照射中の焼きしまりを小さくするよう考慮している。</p> <p>被覆管とペレットの間隙の熱伝達係数評価においては、上述のガスの熱伝導率の変化、並びに燃焼の進行に伴う間隙の変化あるいは接触圧の変化を考慮している。</p> <p>また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物がペレットの融点及び熱伝導率に及ぼす影響も考慮している。</p> <p>核分裂生成物が蓄積すると、燃料の融融温度はわずかに (10,000Mwd/t 当たり 32℃) 減少する傾向にある。⁽⁴⁾また、燃料温度が 500℃以上のところでは、照射によるペレット熱伝導率への影響は非常に小さい。⁽⁵⁾</p> <p>燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれ上昇する。</p> <p>以上のように燃料は、その性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮した設計としている。</p> <p>(3) 燃料温度</p> <p>ペレットは、発電用原子炉の通常運転中及び過渡時に、中心熔融を起こさないことを目標に設計するが、ペレットの中心熔融は、特に運転上大きな問題を提起することはないことが実験により明らかとなっており、⁽⁶⁾燃料設計上の大きな制約条件とはなっていない。本発電用原子炉では定格出力運転時はもちろん過渡変化時においても添付書類十の「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように中心熔融を起こす線出力密度になることはない。</p> <p>燃料温度計算に使用する UO₂ の熱伝導率は、GE 社等が行った実験データ⁽⁷⁾等により、熱伝導率の温度 0℃から融点までの積分値が 96W/cm になるようなものを用いる。すなわち、本燃料の設計に用いる UO₂ 熱伝導率 k は、9×9 燃料 (A 型) については、</p> $k \text{ (W/cm}^\circ\text{C)} = \frac{39.89}{T + 129.4} + 5.90 \times 10^{-13}T^3$ <p>9×9 燃料 (B 型) については、</p> $k \text{ (W/cm}^\circ\text{C)} = \frac{42.36}{T + 183.9} - 5.71 \times 10^{-11}T^2 + 2.39 \times 10^{-16}T^4$ <p>の式で示されるものを用いる。</p> <p>ここに、T は絶対温度である。</p>	<p>で \square %の高密度に焼結すること等により、照射中の焼きしまりを小さくするよう考慮している。</p> <p>被覆管とペレットの間隙の熱伝達係数評価においては、上述のガスの熱伝導率の変化、並びに燃焼の進行に伴う間隙の変化あるいは接触圧の変化を考慮している。</p> <p>また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物がペレットの融点及び熱伝導率に及ぼす影響も考慮している。</p> <p>核分裂生成物が蓄積すると、燃料の融融温度はわずかに 30,000 Mwd/t 以降、10,000 Mwd/t 当たり 32℃減少する傾向にある⁽⁹⁾。</p> <p>燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれ上昇する。</p> <p>以上のように燃料は、その性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮した設計としている。</p> <p>(3) 燃料温度</p> <p>ペレットは、原子炉の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、中心熔融を起こさないことを目標に設計するが、ペレットの中心熔融は、特に運転上大きな問題を提起することはないことが実験により明らかとなっており⁽⁴⁾、機械設計上の大きな制約条件とはなっていない。</p> <p>設計用出力履歴を用いた燃料棒熱・機械設計コード⁽⁹⁾による解析の結果、中心熔融開始に相当する線出力密度は、UO₂ 燃料棒の燃料寿命中期において設計用出力履歴に対する余裕が最も小さくなり、その値は約 68 kW/m である。これは、設計用出力履歴に対して 55 %以上の余裕を有することに相当する。</p> <p>燃料温度計算に使用する熱伝導率は、ペレット密度に対応したものを用いる。ペレットの平均密度に対する UO₂ の熱伝導率は、GE 社等が行った実験データ⁽⁶⁾等により、熱伝導率の温度 0℃から融点までの積分値が 97 W/cm になるようなものを用いる⁽⁹⁾。この場合の固体の純粋 UO₂ 熱伝導率 k は、GNF3 型については次のとおりである。</p> $k \text{ (W/(cm}^\circ\text{C))} = \frac{40.39}{T + 129.4} + 5.90 \times 10^{-13}T^3$ <p>(燃焼による熱伝導率低下を考慮する)</p> <p>ここに、Tは熱力学温度である。</p>	<p>表現のみの変更。</p> <p>燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴い、燃料の溶融温度について記載内容を変更している。</p> <p>「発電用」の有無は、EP によって記載が異なる。「過渡時」については設置許可基準規則の表現に合わせた。</p> <p>添付書類一では、プラント共通の燃料体の評価結果である中心温度溶融開始に相当する線出力密度を記載している。</p> <p>燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴い、ペレット熱伝導率についての記載内容を変更している。</p> <p>添付書類一では、日本産業規格の定義に基づき「熱力学温度」に変更している。また量記号は斜体で示している。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>なお、被覆管と冷却材との間の熱伝達係数は、Jens-Lottes の関係式等⁽⁶⁾⁽⁹⁾を用いる。</p> <p>UO₂ に Gd₂O₃ を含有することにより、固溶体の熱伝導率、溶融温度は変化する。</p> <p>Gd₂O₃ を 3.0wt%及び 5.0wt%含む UO₂ の融点は純粋の UO₂ (2,805℃) に比し、約 2,800℃及び約 2,790℃と幾分低下する。</p> <p>また、Gd₂O₃ を 3.0wt%又は 5.0wt%含む UO₂ の熱伝導率は、約 2,000℃以下では純粋の UO₂ に比べて幾分減少するが、約 2,000℃以上では両者の差は無視できる。燃料温度計算に用いる Gd₂O₃ を 3.0wt%含む UO₂ の熱伝導率は、熱拡散率及び比熱の測定データ⁽³²⁾⁽³³⁾⁽³⁴⁾等により、熱伝導率の温度 0℃から融点までの積分値が 80W/cm となるようなものを、また燃料温度計算に用いる Gd₂O₃ を 5.0wt%含む UO₂ の熱伝導率は、熱拡散率及び比熱の測定データ⁽³²⁾⁽³³⁾⁽³⁴⁾等により、熱伝導率の温度 0℃から融点までの積分値が 75W/cm となるようなものを用いる。</p> <p>解析の結果によれば、燃料棒設計最大線出力密度 (以下 3.では「設計最大線出力密度」という。) (44.0kW/m) で UO₂ペレット最高温度は、燃料寿命中期に生じ、約 1,550℃である。また、9×9 燃料 (A 型) について Gd₂O₃ を 3.0wt%含む UO₂ ペレットの最大線出力密度は燃料寿命中期に生じ、約 40kW/m であり、これに対応するペレットの最高温度は約 1,660℃である。9×9 燃料 (B 型) について Gd₂O₃ を 5.0wt%含む UO₂ ペレットの最大線出力密度は燃料寿命中期に生じ、約 38kW/m であり、これに対応するペレットの最高温度は約 1,640℃である。これらの温度はいずれも融点に対して十分低い。</p> <p>(4) 燃料棒内圧</p> <p>燃料棒内圧は、燃料棒製作時に封入するヘリウム・ガス、ペレット内の揮発性不純物及びペレットから放出される核分裂生成ガスによって生じる。核分裂生成ガスの生成率は、$1.35 \times 10^{-3} \text{mol/MWd}$ とし、放出率はペレット出力 (温度) 及び燃焼度に依存したものとしている。⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾</p> <p>燃料棒の内圧は、燃料棒の出力履歴によって決まるが、燃料機械設計においては、「(5) 応力解析」に示す設計用出力履歴を仮定し、燃料棒内圧の統計的分布を評価しており、実際予想される内圧よりも十分高い値を使用している。解析の結果によれば、燃料棒内圧は 9×9 燃料 (A 型) で約 5.6MPa[abs] (約 57kg/cm²a) (寿命末期) 及び 9×9 燃料 (B 型) で約 5.4MPa[abs] (約 55kg/cm²a) (寿命末期) である。</p> <p>燃料棒に設けられるプレナムには、運転中にペレットから放出される核分裂生成ガスが蓄積する。このプレナムの体積は、通常運転時及び過渡時においても内圧による被覆管の応力が許容応力を超えないよう設計</p>	<p>なお、被覆管と冷却材との間の熱伝達係数は、Jens-Lottes の関係式等⁽⁶⁾⁽⁷⁾を用いる。</p> <p>UO₂ に Gd₂O₃ を含有することにより、固溶体の熱伝導率、溶融温度は変化する。Gd₂O₃ を 10.0 wt%含む UO₂ の融点は純粋の UO₂ (2,805℃) に比し、<input type="text"/>℃と幾分低下する。また、Gd₂O₃ を 10.0 wt%含む UO₂ の熱伝導率は、約 2,000℃以下では純粋の UO₂ に比べて幾分減少するが、約 2,000℃以上では両者の差は無視できる。燃料温度計算に用いる Gd₂O₃ を 10.0 wt%含む UO₂ の熱伝導率は、温度 0℃から融点までの積分値が約 75 W/cm となるようなものを用いる⁽⁹⁾。</p> <p>解析結果によれば、設計用出力履歴での UO₂ペレット最高温度は、約 1,680℃(寿命を通じた最大値)である。また、Gd₂O₃ を 10.0 wt%含む UO₂ ペレットの最大線出力密度は <input type="text"/>kW/m であり、これに対応するペレットの最高温度は約 1,660℃である。これらの温度はいずれも融点に対して十分低い。</p> <p>(4) 燃料棒内圧</p> <p>燃料棒内圧は、燃料棒製作時に封入するヘリウムガス、ペレット内の揮発性不純物及びペレットから放出される核分裂生成ガスによって生じる。核分裂生成ガスの生成率は、$1.35 \times 10^{-3} \text{mol/MWd}$ とし、放出率はペレット出力 (温度) 及び燃焼度に依存したものとしている⁽⁹⁾。</p> <p>燃料棒の内圧は、燃料棒の出力履歴によって決まるが、燃料機械設計においては、「(5) 応力解析」に示す設計用出力履歴を仮定し、燃料棒内圧の統計的分布を評価しており、実際予想される内圧よりも十分高い値を使用している。</p> <p>燃料棒に設けられるプレナムには、運転中にペレットから放出される核分裂生成ガスが蓄積する。このプレナムの体積は、通常運転時において、燃料棒内圧が限界内圧を超えないよう設計している。</p>	<p>相違点</p> <p>燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴い、ペレット熱伝導率についての記載内容を変更している。</p> <p>添付書類一では、プラント共通のガドリニア濃度の公称値の上限である 10wt%の Gd₂O₃ を含む UO₂ の融点及び熱伝導率を示している。</p> <p>解析の結果は本項の最後に記載。</p> <p>内圧基準の導入による変更。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点																																																																										
<p>している。</p> <p>(5) 応力解析 被覆管の応力解析⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾⁽²⁵⁾は、せん断歪エネルギー説に基づき被覆管に発生する相当応力を許容応力と比較して評価する。許容応力は、一次応力に対して降伏応力、一次応力+二次応力に対して引張強さとする。 設計に使用する被覆管の機械的性質は、これまでに製造された被覆管について得られたデータを基に決め、更に照射量により変化することを考慮している。 本解析においては、燃料が寿命中に経験する出力を十分包絡する出力履歴を設計用出力履歴として設定した上で、燃料棒寸法、内圧、冷却材圧力等の統計的分布を考慮し、統計的評価を行う。 以下に定格出力状態及び添付書類十の「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」の最大過出力である 20%過出力状態について行った燃料集合体の応力の解析結果を示す。</p> <p style="text-align: center;">燃料被覆管応力解析結果</p> <table border="1" data-bbox="176 882 734 1173"> <thead> <tr> <th rowspan="3">位置</th> <th rowspan="3">期間</th> <th colspan="4">設計比^(注)</th> </tr> <tr> <th colspan="2">定格出力状態</th> <th colspan="2">20%過出力状態</th> </tr> <tr> <th>A型</th> <th>B型</th> <th>A型</th> <th>B型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">スベーサとスベーサの中間部</td> <td>寿命初期</td> <td>0.33</td> <td>0.35</td> <td>0.33</td> <td>0.35</td> </tr> <tr> <td>寿命末期</td> <td>0.15</td> <td>0.18</td> <td>0.17</td> <td>0.20</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スベーサ部</td> <td>寿命初期</td> <td>0.33</td> <td>0.35</td> <td>0.33</td> <td>0.35</td> </tr> <tr> <td>寿命末期</td> <td>0.14</td> <td>0.18</td> <td>0.16</td> <td>0.19</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">端栓部</td> <td>寿命初期</td> <td>0.34</td> <td>0.38</td> <td>0.36</td> <td>0.39</td> </tr> <tr> <td>寿命末期</td> <td>0.23</td> <td>0.30</td> <td>0.25</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 設計比とは、応力の計算値と許容応力との比であり、本解析では95%確率上限値として求めている。ただし、端栓部については、決定的に求めている。</p>	位置	期間	設計比 ^(注)				定格出力状態		20%過出力状態		A型	B型	A型	B型	スベーサとスベーサの中間部	寿命初期	0.33	0.35	0.33	0.35	寿命末期	0.15	0.18	0.17	0.20	スベーサ部	寿命初期	0.33	0.35	0.33	0.35	寿命末期	0.14	0.18	0.16	0.19	端栓部	寿命初期	0.34	0.38	0.36	0.39	寿命末期	0.23	0.30	0.25	0.31	<p>設計用出力履歴を用いた燃料棒熱・機械設計コード⁽³⁾による解析の結果によれば、燃料棒内圧は <input type="text"/> MPa[abs](寿命を通じた最大値)である。燃料棒寸法、冷却材圧力等の統計分布を考慮した場合においても、限界内圧に対する燃料棒内圧の比(寿命を通じた最大値)は0.94であり、燃料棒内圧が限界内圧を超えることはない。</p> <p>(5) 応力解析 被覆管の応力解析⁽⁸⁾は、せん断歪エネルギー説に基づき被覆管に発生する相当応力を許容応力と比較して評価する。許容応力は、一次応力に対して降伏応力、一次応力+二次応力に対して引張強さとする。 設計に使用する被覆管の機械的性質は、これまでに製造された被覆管について得られたデータを基に決め、さらに照射量により変化することを考慮している。 本解析においては、燃料が寿命中に経験する出力を十分包絡する出力履歴を設計用出力履歴として設定した上で、燃料棒寸法、内圧、冷却材圧力等の統計的分布を考慮し、統計的評価を行う。 以下に定格出力状態及び運転時の異常な過渡変化の解析における最大過出力を包絡すると見込まれる <input type="text"/> %過出力状態について行った燃料体の応力の解析結果を示す。</p> <p style="text-align: center;">燃料被覆管応力解析結果</p> <table border="1" data-bbox="952 887 1561 1198"> <thead> <tr> <th rowspan="3">位置</th> <th rowspan="3">期間</th> <th colspan="2">設計比 (注)</th> </tr> <tr> <th>定格出力状態</th> <th><input type="text"/> %過出力状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">スベーサとスベーサの中間部</td> <td>寿命初期</td> <td>0.46</td> <td>0.45</td> </tr> <tr> <td>寿命末期</td> <td>0.24</td> <td>0.25</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スベーサ部</td> <td>寿命初期</td> <td>0.46</td> <td>0.45</td> </tr> <tr> <td>寿命末期</td> <td>0.24</td> <td>0.25</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">端栓部</td> <td>寿命初期</td> <td>0.34</td> <td>0.37</td> </tr> <tr> <td>寿命末期</td> <td>0.28</td> <td>0.29</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 設計比とは、応力の計算値と許容応力との比であり、本解析では95%確率上限値として求めている。ただし、端栓部については、決定的に求めている。</p>	位置	期間	設計比 (注)		定格出力状態	<input type="text"/> %過出力状態	スベーサとスベーサの中間部	寿命初期	0.46	0.45	寿命末期	0.24	0.25	スベーサ部	寿命初期	0.46	0.45	寿命末期	0.24	0.25	端栓部	寿命初期	0.34	0.37	寿命末期	0.28	0.29	<p>添付書類一では機械設計において燃料棒内圧に係る設計方針を追加したため、それに対する評価結果を記載している。</p> <p>他の部分と整合させたことによる相違。</p> <p>他の部分と整合させたことによる相違。</p> <p>添付書類一では包絡的に設定した条件を記載。</p> <p>従来燃料と GNF3 型の解析結果の相違。</p>
位置			期間	設計比 ^(注)																																																																								
				定格出力状態		20%過出力状態																																																																						
	A型	B型		A型	B型																																																																							
スベーサとスベーサの中間部	寿命初期	0.33	0.35	0.33	0.35																																																																							
	寿命末期	0.15	0.18	0.17	0.20																																																																							
スベーサ部	寿命初期	0.33	0.35	0.33	0.35																																																																							
	寿命末期	0.14	0.18	0.16	0.19																																																																							
端栓部	寿命初期	0.34	0.38	0.36	0.39																																																																							
	寿命末期	0.23	0.30	0.25	0.31																																																																							
位置	期間	設計比 (注)																																																																										
		定格出力状態	<input type="text"/> %過出力状態																																																																									
		スベーサとスベーサの中間部	寿命初期	0.46	0.45																																																																							
寿命末期	0.24		0.25																																																																									
スベーサ部	寿命初期	0.46	0.45																																																																									
	寿命末期	0.24	0.25																																																																									
端栓部	寿命初期	0.34	0.37																																																																									
	寿命末期	0.28	0.29																																																																									

内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点																								
<p>(6) 応力サイクル及び疲労限界</p> <p>燃料の疲労限界に対する設計基準は、累積損傷の法則 (Miner の仮説) 及び Langer-0' Donnell の考え方⁽¹²⁾に基づいている。</p> <p>累積損傷の法則とは、材料が異なった応力レベルで応力サイクルを受けた場合に、各々の応力レベルで、実際に受けたサイクルとその応力で破壊に至るサイクルの比だけ寿命が消耗されるという考え方である。</p> <p>また、Langer-0' Donnell の考え方は、基本的に ASME ボイラ及び圧力容器規格セクションⅢの疲労解析の方法と同じであるが、ジルカロイの材料特性を考えて、若干適用法に修正を加えたものである。</p> <p>疲労寿命の解析は、以下に示す温度、圧力及び出力の予測サイクル (炉内滞在期間として 8 年を仮定) に基づいて行う。この予測サイクルは、過去の実績等に基づいて定めたものであり、解析の結果によれば、疲労の累積係数は 0.25 未満であり、許容限界値である 1.0 に対し十分余裕がある。</p> <table border="1" data-bbox="138 762 779 1061"> <thead> <tr> <th>サイクル条件</th> <th>予測サイクル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>室温から 100%出力</td> <td>～ 4/年</td> </tr> <tr> <td>高温待機状態から 100%出力</td> <td>～ 12/年</td> </tr> <tr> <td>50%出力から 100%出力</td> <td>～ 60/年</td> </tr> <tr> <td>75%出力から 100%出力</td> <td>～ 250/年</td> </tr> <tr> <td>100%出力から 120%出力</td> <td>～ 0.5/年</td> </tr> </tbody> </table>	サイクル条件	予測サイクル	室温から 100%出力	～ 4/年	高温待機状態から 100%出力	～ 12/年	50%出力から 100%出力	～ 60/年	75%出力から 100%出力	～ 250/年	100%出力から 120%出力	～ 0.5/年	<p>(6) 応力サイクル及び疲労限界</p> <p>燃料の疲労限界に対する設計基準は、累積損傷の法則 (Miner の仮説) 及び Langer-0' Donnell の考え方⁽⁹⁾に基づいている。</p> <p>累積損傷の法則とは、材料が異なった応力レベルで応力サイクルを受けた場合に、各々の応力レベルで、実際に受けたサイクルとその応力で破壊に至るサイクルの比だけ寿命が消耗されるという考え方である。</p> <p>また、Langer-0' Donnell の考え方は、基本的に ASME (American Society of Mechanical Engineers) ボイラ及び圧力容器規格セクションⅢの疲労解析の方法と同じであるが、ジルカロイの材料特性を考えて、若干適用法に修正を加えたものである。</p> <p>疲労寿命の解析は、以下に示す温度、圧力及び出力の予測サイクル (炉内滞在期間として 8 年を仮定) に基づいて行う。この予測サイクルは、過去の実績等に基づいて定めたものであり、解析の結果によれば、疲労の累積係数は 0.25 未満であり、許容限界値である 1.0 に対し十分余裕がある。</p> <p style="text-align: center;">被覆管疲労解析に用いる予測サイクル</p> <table border="1" data-bbox="927 783 1583 1040"> <thead> <tr> <th>サイクル条件</th> <th>予測サイクル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>室温から 100%出力</td> <td>～4/年</td> </tr> <tr> <td>高温待機状態から 100%出力</td> <td>～12/年</td> </tr> <tr> <td>50%出力から 100%出力</td> <td>～60/年</td> </tr> <tr> <td>75%出力から 100%出力</td> <td>～250/年</td> </tr> <tr> <td>100%出力から %出力</td> <td>～0.5/年</td> </tr> </tbody> </table>	サイクル条件	予測サイクル	室温から 100%出力	～4/年	高温待機状態から 100%出力	～12/年	50%出力から 100%出力	～60/年	75%出力から 100%出力	～250/年	100%出力から %出力	～0.5/年	<p>相違点</p> <p>EP では前段で略称の説明があるが、添付書類一では無いため記載した。</p> <p>表題を追記した。</p> <p>添付書類一では包絡的に設定した条件を記載。</p>
サイクル条件	予測サイクル																									
室温から 100%出力	～ 4/年																									
高温待機状態から 100%出力	～ 12/年																									
50%出力から 100%出力	～ 60/年																									
75%出力から 100%出力	～ 250/年																									
100%出力から 120%出力	～ 0.5/年																									
サイクル条件	予測サイクル																									
室温から 100%出力	～4/年																									
高温待機状態から 100%出力	～12/年																									
50%出力から 100%出力	～60/年																									
75%出力から 100%出力	～250/年																									
100%出力から %出力	～0.5/年																									

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>(7) 燃料棒振動 冷却材の流れによる燃料棒振動は、主として冷却材の流速と燃料棒の形状に依存する。燃料棒は、スペーサ部で固定されているため、最大の振幅は、スペーサ間の中央で発生するが、振幅の大きさは、0.05mm 以下である。解析の結果では、振動に伴う応力は無視できるほど小さく、また他の応力を組み合わせても許容応力よりも十分小さい。^{(13) (14) (15) (27)}</p> <p>(8) フレッチング腐食 燃料棒の間隔を一定に保つとともに、燃料棒の振動を抑えるためにスペーサを用いているが、スペーサは、過度なフレッチング腐食又は摩耗を起こさないことが実験及び照射後試験で確認されている。</p> <p>(9) 水素化 燃料棒の製造工程では、被覆管の水素化による損傷が生じないよう、燃料棒内の水分を十分低く抑えるように管理している。</p> <p>(10) 被覆管のクリープ圧潰 沸騰水型原子炉燃料は、クリープを考慮しても外圧によって座屈を起こすことがないよう被覆管の肉厚対半径比を十分大きくするとともに、製造時に被覆管の偏平率を小さく抑えており、過去の実績でもクリープ圧潰を起こしたことはない。</p> <p>(11) ペレット-被覆管相互作用 ペレットの変形等に基づく被覆管の局所的な歪による損傷を減少させる対策として、短尺チャンファ付ペレットの使用、延性の大きいジルコニウムを内張りした被覆管の使用等の考慮をしている。 なお、ジルコニウムは応力腐食割れに対して感受性が低いことが実験で確認されている。⁽²⁶⁾</p>	<p>(7) フレッチング腐食 燃料棒の間隔を一定に保つとともに、燃料棒の振動を抑えるためにスペーサを用いているが、スペーサは、過度なフレッチング腐食又は摩耗を起こさない設計とされている。</p> <p>(8) 水素化 燃料棒の製造工程では、被覆管の水素化による損傷が生じないよう、燃料棒内の水分を十分低く抑えるように管理している。</p> <p>(9) 被覆管のクリープ圧潰 BWR 燃料は、クリープを考慮しても外圧によって座屈を起こすことがないよう被覆管の肉厚対半径比を十分大きくするとともに、製造時に被覆管の偏平率を小さく抑えており、過去の実績でもクリープ圧潰を起こしたことはない。</p> <p>(10) ペレット-被覆管相互作用 ペレットの変形等に基づく被覆管の局所的な歪による損傷を減少させる対策として、短尺チャンファ付ペレットの使用、延性の大きいジルコニウムを内張りした被覆管の使用等の考慮をしている。 なお、ジルコニウムは応力腐食割れに対して感受性が低いことが実験で確認されている⁽¹⁰⁾。 燃料の許容損傷限界の一つである被覆管とペレットの相対的膨張によって被覆管に 1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度についての評価方法は、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」によるものとする。 設計用出力履歴を用いた燃料棒熱・機械設計コード⁽⁹⁾による解析の結果、被覆管に 1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度は、UO₂ 燃料棒の燃料寿命中期において設計用出力履歴に対する余裕が最も小さくなり、その値は約 71 kW/m である。これは、設計用出力履歴に対して 61 %以上の余裕を有することに相当する。GNF3 型が、運転時の異常な過渡変化時においてこの線出力密度を超えないことは、発電用原子炉設置(変更)許可申請等において確認される。</p>	<p>添付書類一では、(5) 応力解析で燃料棒振動による応力を考慮した評価をしていること、また燃料棒振動で懸念されるフレッチングについては(7) フレッチング腐食で評価していることから、燃料棒振動の項目を削除している。</p> <p>より一般的な表現に変更。</p> <p>他の部分と整合させたことによる相違。</p> <p>添付書類一では、機械設計におけるプラント共通の燃料体の評価として、被覆管に 1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度の評価方法及び評価結果を示している。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>(12) 寸法形状安定性</p> <p>燃料集合体は、使用中に異常な寸法形状変化が生じないよう設計及び製造上次のような考慮をしている。</p> <p>被覆管は、製造時に残留応力の除去を行う。</p> <p>燃料集合体中において、9×9 燃料 (A 型) の標準燃料棒及び 9×9 燃料 (B 型) の燃料棒は、上部タイ・プレート、下部タイ・プレート及びスペーサにより水平方向の変位が抑えられるとともに、熱膨張及び照射成長による軸方向の伸びは、上部タイ・プレートを通して自由に逃げられるようになっている。9×9 燃料 (A 型) の部分長燃料棒は、下部タイ・プレート及びスペーサにより水平方向の変位が抑えられるとともに、軸方向の伸びは、スペーサを通して自由に逃げられるようになっている。</p> <p>9×9 燃料 (A 型) のウォータ・ロッド及び 9×9 燃料 (B 型) のウォータ・チャンネルは燃料棒の被覆管の母材と同等の材料を用い、軸方向の伸びは 9×9 燃料 (A 型) の標準燃料棒及び 9×9 燃料 (B 型) の燃料棒と同じく上部タイ・プレートを通して自由に逃げられるようになっている。</p> <p>スペーサは、上記の軸方向の伸びを拘束することなく、曲がりが発生させることのないよう、その接触圧を考慮している。</p> <p>なお、チャンネル・ボックスについても、製造時に残留応力の除去を行い、使用中に異常な寸法形状変化が生じないよう考慮している。</p> <p>(13) 燃料集合体の輸送及び取扱い</p> <p>燃料集合体を構成する上部タイ・プレート、下部タイ・プレート、被覆管、スペーサ等は、輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重として、トラック等による輸送中に受ける荷重及び燃料取替機、クレーン等による吊上げ時に受ける荷重を考慮し、これらに十分耐える設計としている。</p>	<p>(11) 寸法形状安定性</p> <p>燃料体は、使用中に異常な寸法形状変化が生じないよう設計及び製造上次のような考慮をしている。</p> <p>被覆管は、製造時に残留応力の除去を行う。</p> <p>燃料体中の標準燃料棒は、上部タイプレート、下部タイプレート及びスペーサにより水平方向の変位が抑えられるとともに、熱膨張及び照射成長による軸方向の伸びは、上部タイプレートを通して自由に逃げられるようになっている。部分長燃料棒は、下部タイプレート及びスペーサにより水平方向の変位が抑えられるとともに、軸方向の伸びは、スペーサを通して自由に逃げられるようになっている。</p> <p>ウォータロッドは燃料棒の被覆管の母材にも使用される材料を用い、</p> <p>スペーサは、上記の軸方向の伸びを拘束することなく、曲がりが発生させることのないよう、その接触圧を考慮している。</p> <p>(12) 燃料体の輸送及び取扱い</p> <p>燃料体を構成する上部タイプレート、下部タイプレート、被覆管、スペーサ等は、輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重として、トラック等による輸送中に受ける荷重及び燃料取替機、クレーン等による吊り上げ時に受ける荷重を考慮し、これらに十分耐える設計としている。</p>	<p>構成の違いにより記載が異なる。</p> <p>現行燃料と GNF3 型の設計の相違点を含む箇所。</p> <p>チャンネルボックスは型式証明の申請対象外であるため、本項ではチャンネルボックスに係る記載はない。</p>

内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>3.2.1.5 燃料の製造及び検査</p> <p>燃料集合体の製造工程の概略を第3.2-3図に示す。</p> <p>品質管理は、燃料製造工程のすべての段階において厳しく行い、設計仕様を満たしているかどうか確認する。各段階での品質管理は、製造工程書類と品質管理計画書によって定める。</p> <p>ペレットについては、UO₂粉末の特性、ペレットの密度、化学成分、表面仕上げ等の検査を行う。被覆管については、寸法検査、管壁欠陥を検出するための超音波探傷試験等を行い、さらに破壊試験として、化学分析、引張試験、破裂試験等を行う。端栓溶接の健全性は、<u>X線写真検査又は超音波検査</u>によって確認する。燃料棒については、ヘリウム漏えい試験を行い、被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。燃料集合体の<u>組立後には</u>、燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査と目視検査を行う。</p> <p>また、<u>現地到着</u>後は、燃料集合体の変形の有無等を検査し、その健全性を確認する。</p>	<p>4.1.5 燃料体の製造及び検査</p> <p>燃料体の製造工程の概略を第4-4図に示す。</p> <p>品質管理は、燃料製造工程のすべての段階において厳しく行い、設計仕様を満たしているかどうか確認する。各段階での品質管理は、製造工程書類と品質管理計画書によって定める。</p> <p>ペレットについては、UO₂粉末の特性、ペレットの密度、化学成分、表面仕上げ等の検査を行う。被覆管については、寸法検査、管壁欠陥を検出するための超音波探傷試験等を行い、さらに破壊試験として、化学分析、引張試験等を行う。端栓溶接の健全性は、<u>超音波検査等</u>によって確認する。燃料棒については、ヘリウム漏えい試験を行い、被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。燃料体<u>については</u>、燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査と目視検査を行う。</p> <p>また、<u>現地搬入</u>後は、燃料体の変形の有無等を点検し、その健全性を確認する。</p>	<p>EP では複数の種類の燃料の製造工程を含んだ記載となっているが、添付書類一ではGNF3型に限定し、記載を適正化している。</p> <p>より一般的な表現に変更。</p>

3.2.1.6 燃料の使用実績

(2) 発電用原子炉燃料

沸騰水型原子炉燃料は、1960年のドレスデン1号炉初装荷燃料以来長年にわたる使用実績を持っている。(16)(28)(29)(30)(31)これらの燃料の使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験は、沸騰水型原子炉の燃料設計、運転条件、燃料製造技術の向上に反映されており、1973年に改良型7×7燃料、1974年に8×8燃料が採用されて以来被覆管の損傷を生じた燃料棒は非常に少なくなっている。

9×9燃料(A型)と同等な設計の燃料の先行照射が1990年から、9×9燃料(B型)と同等な設計の燃料の先行照射が1989年から開始されている。

これらの燃料は、燃料棒最大線出力密度(以下3.では「最大線出力密度」という。)32.8~60.7kW/mで使用されており、燃料集合体平均燃焼度では約55,000Mwd/t、炉内滞在期間では11年以上を達成しているものもある。(16)(18)(19)(20)(28)(29)(30)(31)

燃料の熱的制限値及び損傷限界値は、これらの燃料の使用実績及び開発試験結果に基づいて定めたものである。9×9燃料の主な設計パラメータは、次のとおりである。

- (a) 最大線出力密度 44.0kW/m
- (b) 燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t
- (c) 炉内滞在期間 最大8年

なお、燃料の寸法、形状等についてみると、9×9燃料と従来燃料の設計仕様値は、次表に示すとおりである。

	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	従来燃料
燃料集合体形状	9×9	9×9	6×6 7×7 8×8 9×9 11×11 12×12
燃料棒有効長さ(m)	標準燃料棒 約3.71 部分長燃料棒 約2.16	約3.71	1.44~3.81
プレナム体積比 (プレナム体積/燃料体積)	標準燃料棒 約0.1 部分長燃料棒 約0.2	約0.1	0.013~0.11
燃料棒外径(cm)	約1.12	約1.10	1.08~1.51
ペレット被覆管間隙(mm)	約0.20	約0.20	0.07~0.30
燃料棒ピッチ(cm)	約1.44	約1.45	1.35~2.22
燃料棒間隙(cm)	約0.32	約0.35	0.33~0.54

4.1.6 燃料体の使用実績

BWR燃料は、1960年のドレスデン1号炉初装荷燃料以来長年にわたる使用実績を持っている(11)(12)(13)。これらの燃料の使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験は、BWRの燃料設計、運転条件、燃料製造技術の向上に反映されており、1973年に改良型7×7燃料、1974年に8×8燃料が採用されて以来被覆管の損傷を生じた燃料棒は非常に少なくなっている。

海外においてグローバル・ニュークリア・フュエル・アメリカズ社又はGE社が製造した10×10燃料及びそれと同型の燃料としては、2021年時点において[]体の使用実績があり、そのうちGNF3型と燃料棒断面形状が同一の燃料については[]体の使用実績がある。また、先行使用燃料を含めると、ペレット燃焼度では[]Mwd/t、炉内滞在期間では[]年以上を達成しているものもある。なお、従来燃料(10×10燃料以外)では、炉内滞在期間が11年以上のものもある。

燃料の熱的制限値及び損傷限界値は、これらの燃料の使用実績及び開発試験結果に基づいて定めたものである。なお、燃料の寸法、形状等についてみると、GNF3型と従来燃料の設計仕様値は、次表に示すとおりである。

	GNF3型	従来燃料 9×9燃料(A型)	従来燃料 GE社実績 (10×10燃料除く)
燃料体形状	10×10	9×9	6×6 7×7 8×8 9×9 11×11 12×12
燃料棒有効長さ(m)		約3.71 約2.16	1.44~3.81
プレナム体積比 (プレナム体積/燃料体積)		約0.1 約0.2	0.013~0.11
燃料棒外径(cm)		約1.12	1.08~1.51
ペレット被覆管間隙(mm)		約0.20	0.07~0.30
燃料棒ピッチ(cm)		約1.43~約1.44	1.35~2.22
燃料棒間隙(cm)		約0.31~約0.32	0.33~0.54

構成の違いにより記載が異なる。

他の部分と整合させたことによる相違。

添付書類一では、10×10燃料の使用実績を中心に記載している。

EPに記載している主な設計パラメータ(a)及び(b)については、添付書類一では2.4「設計条件」で記載しているため、本項では記していない。(c)については、機械設計において炉内滞在期間最大8年を仮定しており、添付書類一4.1.4(6)及び4.2.2に記載している。

現行燃料とGNF3型の設計の相違点を含む箇所。

従来燃料の説明を記載。

添付書類一では、プラント共通又はプラントタイプ共通の設計仕様値として燃料棒ピッチ及び燃料棒間隙の範囲を記載している。

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

第3-2-1表 燃料設計仕様概要

	高燃焼度 9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (B型)
ペレット直径	約1.04cm	約0.96cm	約0.94cm
ペレット長さ	約1.0cm	約1.0cm	約1.0cm
ペレット密度	理論密度の約97%	理論密度の約97%	理論密度の約97%
ペレット材	UO ₂ UO ₂ -Gd ₂ O ₃	UO ₂ UO ₂ -Gd ₂ O ₃	UO ₂ UO ₂ -Gd ₂ O ₃
被覆管外径	約1.23cm	約1.12cm	約1.10cm
被覆管厚さ	約0.08mm (うちジルコニウム内張 約0.1mm)	約0.71mm (うちジルコニウム内張 約0.1mm)	約0.70mm (うちジルコニウム内張 約0.1mm)
被覆管材料	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)
燃料集合体全長 (つかみ部分を含む)	約4.47m	約4.47m	約4.47m
燃料棒有効長さ	約3.71m	標準燃料棒 約3.71m 部分長燃料棒 約2.16m	約3.71m
ペレット-被覆管間隙	約0.20mm	約0.20mm	約0.20mm
プレナム体積比	約0.1	標準燃料棒 約0.1 部分長燃料棒 約0.2	約0.1
ウラン濃縮度 初装荷燃料集合体 平均 取替燃料集合体 平均 取替燃料集合体 平均	約2.6wt% 約3.7wt%	— 約3.8wt%	— 約3.8wt%
燃焼度 初装荷燃料集合体 平均 取替燃料集合体 平均 燃料集合体最高	約37,000MW/t 約39,500MW/t 50,000MW/t	— 約45,000MW/t 55,000MW/t	— 約45,000MW/t 50,000MW/t
最大線出力密度	44.0kW/m	44.0kW/m	44.0kW/m
ペレット最高温度 (設計線出力密度)	約1,590°C (10%) 約1,740°C (15.0wt%Gd ₂ O ₃ 入り)	約1,550°C (10%) 約1,660°C (3.0wt%Gd ₂ O ₃ 入り)	約1,550°C (10%) 約1,640°C (15.0wt%Gd ₂ O ₃ 入り)
被覆管外面最高温度	約310°C	約310°C	約310°C
ヘリウム封入圧	約0.70MPa (約10.3kgf/cm ²)	約1.0MPa (約10.3kgf/cm ²)	約1.0MPa (約10.3kgf/cm ²)
Gd ₂ O ₃ 濃度	7.5wt%以下	3.0wt%程度	7.5wt%程度
ウォータ・ロッド外径	約3.49cm	約3.49cm	約3.49cm
ウォータ・チャンネル外幅	—	—	約3.89cm

第4-1表 GNF3型の主要仕様

	GNF3型
ペレット直径	約0.94cm
ペレット長さ	約1.0cm
ペレット密度	理論密度の約97%
ペレット材	UO ₂ , UO ₂ -Gd ₂ O ₃
被覆管外径	約1.10cm
被覆管厚さ	約0.70mm (うち、ジルコニウム内張 約0.1mm)
被覆管材料	ジルカロイ-2(ジルコニウム内張) 又は 高燃焼ジルカロイ(ジルコニウム内張)
燃料体全長 (つかみ部分を含む)	約4.47m (Sn : 5wt% Fe : 5wt% Cr : 5wt% Ni : 5wt% Zr : 残り)
燃料棒有効長さ	約3.71m 標準燃料棒 部分長燃料棒
ペレット-燃料被覆管間隙	約0.20mm 長さ/間隙
プレナム体積比	約0.1 標準燃料棒 部分長燃料棒 長さ/間隙
ウラン濃縮度(燃料体平均)	約3.8wt% 5.0wt%以下
ペレット最高燃焼度	約1,660°C
最大線出力密度	44.0 kW/m
ヘリウム封入圧	約1.0MPa
ガドリニア濃度	約3.0wt%程度
ウォータロッド外径	約3.49cm

現行燃料とGNF3型の設計の相違点を含む箇所。

EP では被覆管材料の主成分の記載はないが、添付書類一では、プラント共通の燃料体の主要な仕様の一つとして、高燃焼ジルカロイの主成分を記載している。

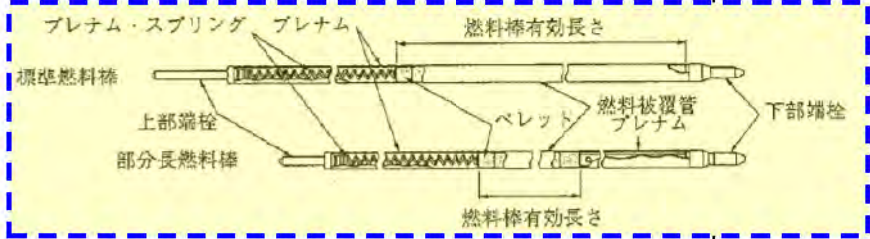
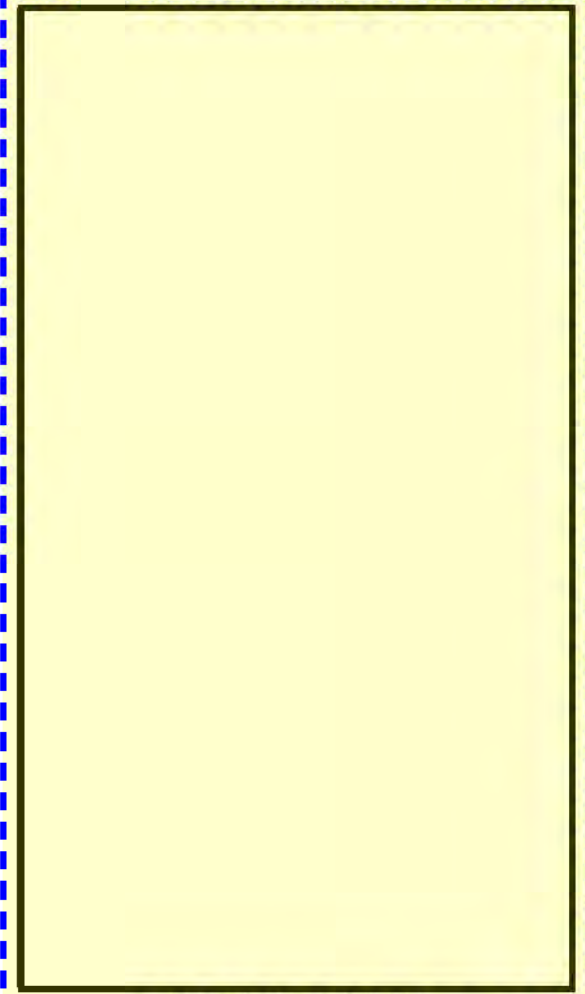
EP ではペレット最高温度及び被覆管外面最高温度を記載しているが、計算結果であるため、添付書類一では記載していない。

EP に記載された燃焼度の値の内、初装荷燃料集合体平均及び取替燃料集合体平均の値はプラント共通ではないため、添付書類一では記載していない。また、2.4項と同様の理由で、EPでの燃料集合体最高の値は、添付書類一ではペレット最高燃焼度の値を記載している。

□内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

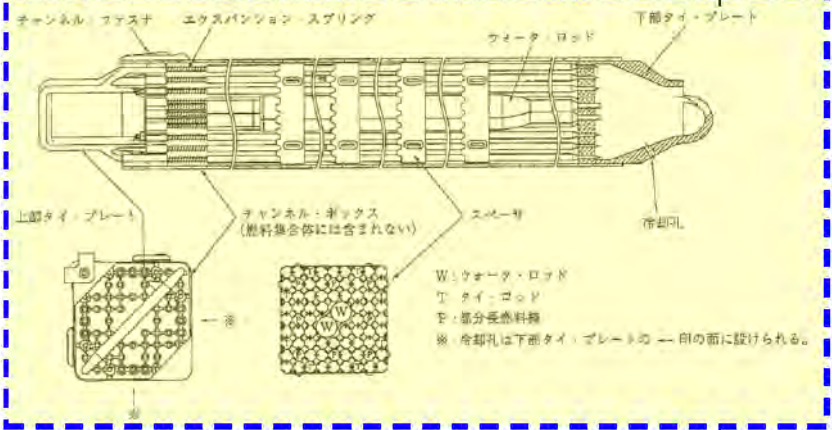
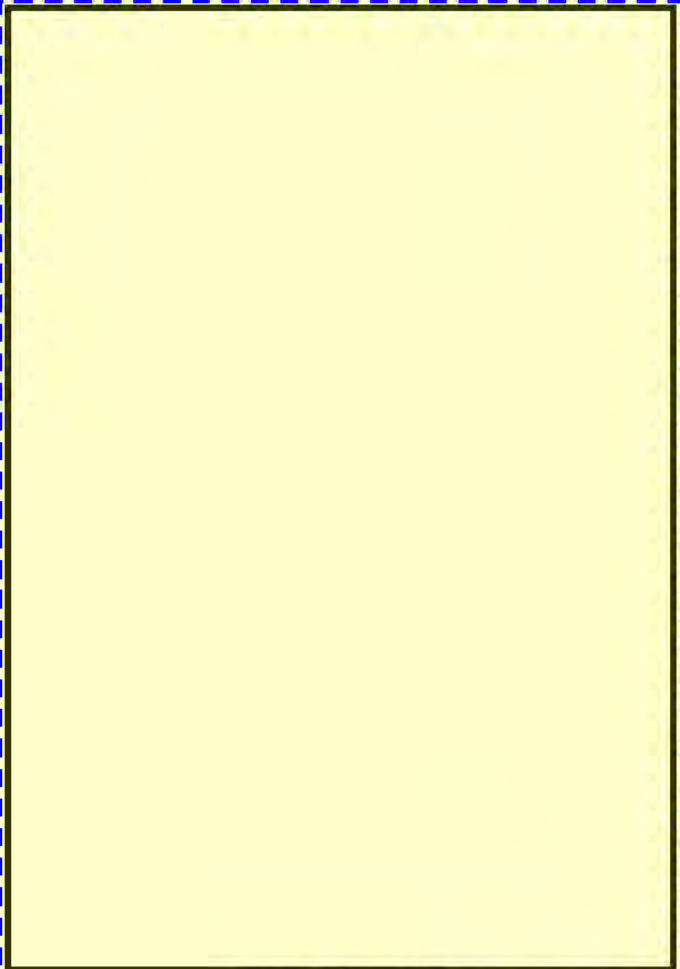
(28/36)

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
 <p>第 3.2-2 図(2) 燃料集合体の構造図 (9×9 燃料 (A 型)) (一部抜粋)</p>	 <p>第 4-1 図 GNF3 型の燃料棒構造図</p>	<p>添付書類一では適合性を示す上で必要な図面を記載している。</p>

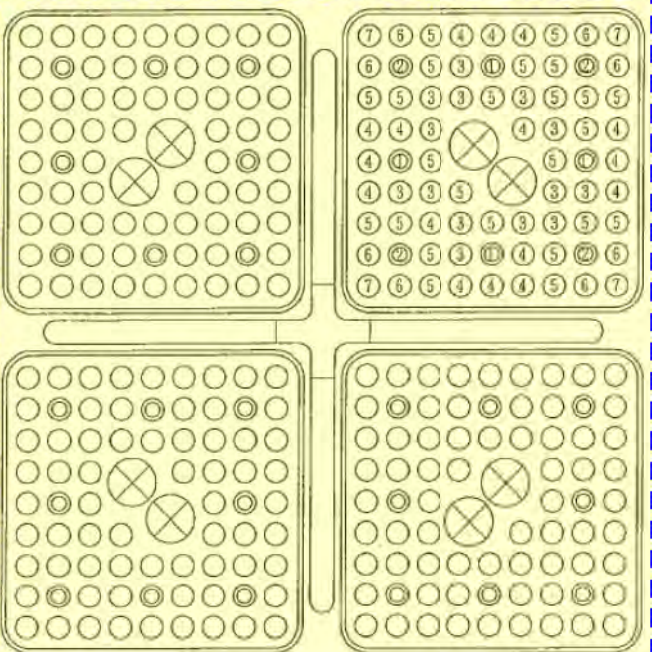
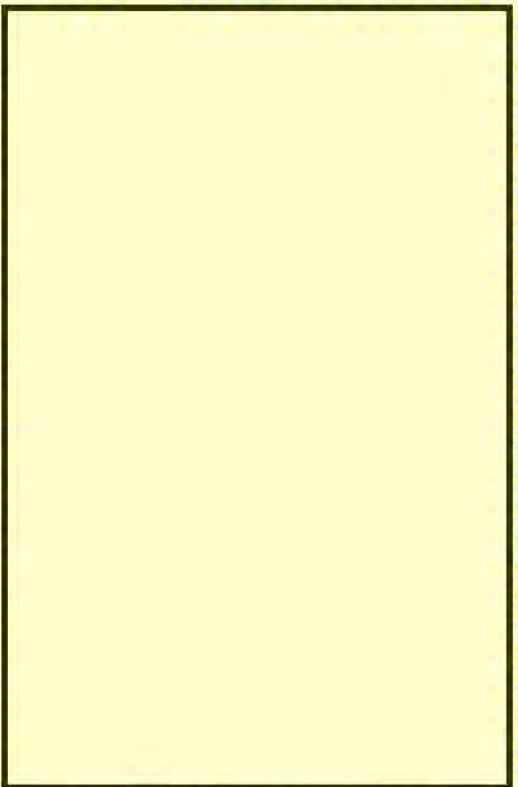
□内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

(29/36)

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3型式) 添付書類一	相違点
 <p>第 3.2-2 図(2) 燃料集合体の構造図 (9×9 燃料 (A 型)) (一部抜粋)</p>	 <p>第 4-2 図 GNF3 型の構造図</p>	<p>添付書類一では適合性を示す上で必要な図面を記載している。</p>

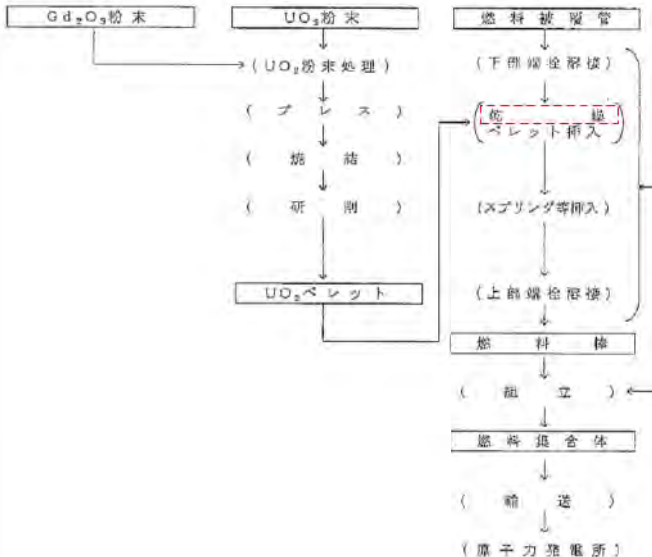
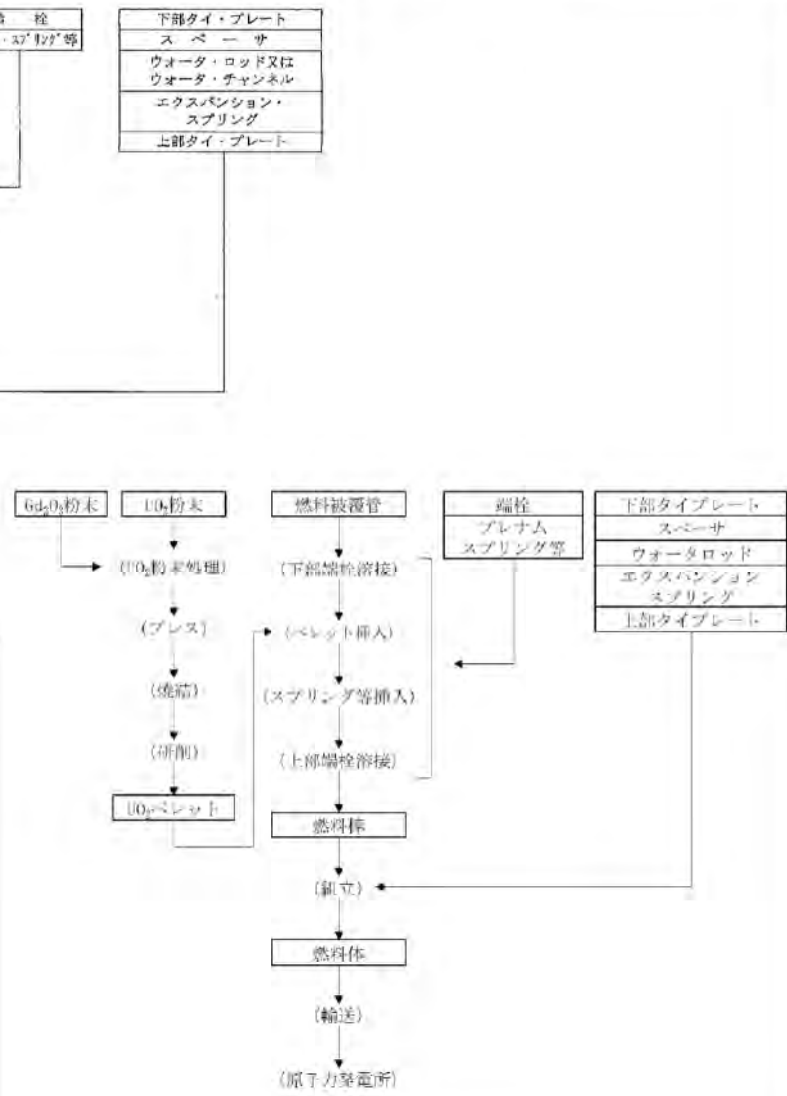
□内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
 <p>① 最高濃縮度燃料 ⑦ 最低濃縮度燃料 ① - ⑦はこの順で濃縮度が小さくなることを示す。 ⊗ ウォータ・ロッド ◎ 部分長燃料棒</p> <p>第 3.2-1 図(2) 燃料集合体内の燃料棒配置図 (例) (9×9 燃料 (A 型))</p>	 <p>第 4-3 図 GNF3 型の燃料体内の燃料棒配置図</p>	<p>添付書類一では適合性を示す上で必要な図面を記載している。また、プラント共通の燃料体の基本設計では濃縮度分布は定まっていないため、添付書類一では濃縮度分布を記載していない。</p>

☐内は商業機密のため、非公開とします。

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

(31/36)

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
 <p>第 3-2-3 図 燃料の製造工程概略図</p>	 <p>第 4-4 図 GNF3 型の製造工程概略図</p>	<p>EP では複数の種類の燃料の製造工程を含んだ記載となっているが、添付書類一では GNF3 型に限定し、記載を適正化している。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点																		
	<p>4.2 耐震設計</p> <p>GNF3 型の耐震設計に関する評価を以下に示す。</p> <p>4.2.1 応力解析</p> <p>燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能の維持に関する応力解析は、せん断歪エネルギー説に基づき燃料被覆管に発生する相当応力を許容応力と比較して評価する。一次応力+二次応力を対象として、許容応力は、弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して降伏応力 Sy、基準地震動 Ss による地震力に対して引張強さ Su とする。</p> <p>設計に使用する被覆管の機械的性質は、これまでに製造された被覆管について得られたデータを基に決め、さらに照射量により変化することを考慮している。</p> <p>本解析においては、燃料が寿命中に経験する出力を十分包絡する出力履歴を設計用出力履歴として設定した上で、燃料棒寸法、内圧、冷却材圧力等の統計的分布を考慮し、運転時と地震時に燃料被覆管に作用する荷重を組み合わせても燃料被覆管に発生する応力が許容応力以下であることを評価する。</p> <p>以下に燃料被覆管の応力解析結果を示す。設計比はいずれも 1 を下回っており、地震時の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。</p> <p>なお、地震応答加速度及び変位等が第 2-1 表の条件を超える場合、炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能については、GNF3 型を使用する発電用原子炉施設の発電用原子炉設置(変更)許可申請時等に別途確認されるものとする。</p> <div data-bbox="891 906 1572 1390" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">燃料被覆管応力解析結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="3">位置</th> <th rowspan="3">期間</th> <th colspan="2">設計比^{※1}</th> </tr> <tr> <th>弾性設計用地震動 Sd 又は静的地震力^{※2}</th> <th>基準地震動 Ss</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ス ペ ー サ と スぺーサの中間部</td> <td>寿命初期 寿命末期</td> <td>0.85 0.28</td> <td>0.57 0.32</td> </tr> <tr> <td>ス ペ ー サ 部</td> <td>寿命初期 寿命末期</td> <td>0.99 0.36</td> <td>0.63 0.43</td> </tr> <tr> <td>端 栓 部</td> <td>寿命初期 寿命末期</td> <td>0.96 0.37</td> <td>0.64 0.44</td> </tr> </tbody> </table> <p>^{※1} 設計比とは、応力の計算値と許容応力との比であり、本解析では 95 %確率上限値として求めている。ただし、端栓部については、決定論的に求めている。</p> <p>^{※2} 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を考慮したもの。</p> </div>	位置	期間	設計比 ^{※1}		弾性設計用地震動 Sd 又は静的地震力 ^{※2}	基準地震動 Ss	ス ペ ー サ と スぺーサの中間部	寿命初期 寿命末期	0.85 0.28	0.57 0.32	ス ペ ー サ 部	寿命初期 寿命末期	0.99 0.36	0.63 0.43	端 栓 部	寿命初期 寿命末期	0.96 0.37	0.64 0.44	<p>添付書類一では、機械設計におけるプラント共通の燃料体の評価として、耐震設計に用いる地震時応答加速度及び変位等の条件を設定し、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の評価結果を示している。</p>
位置	期間			設計比 ^{※1}																
				弾性設計用地震動 Sd 又は静的地震力 ^{※2}	基準地震動 Ss															
		ス ペ ー サ と スぺーサの中間部	寿命初期 寿命末期	0.85 0.28	0.57 0.32															
ス ペ ー サ 部	寿命初期 寿命末期	0.99 0.36	0.63 0.43																	
端 栓 部	寿命初期 寿命末期	0.96 0.37	0.64 0.44																	

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

(33/36)

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
	<p>4.2.2 応力サイクル及び疲労限界</p> <p>燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能の維持に関する燃料の疲労限界に対する設計基準は、4.1.4 項(6)と同様に、累積損傷の法則(Miner の仮説)及び Langer-O'Donnell の考え方^①に基づいている。</p> <p>疲労寿命の解析は、4.1.4 項(6)で示した温度、圧力及び出力の予測サイクル(炉内滞在期間として 8 年を仮定)による運転時の疲労に加え、地震動による繰り返し荷重を考慮して行う。解析の結果によれば、運転時の疲労の累積係数に地震時の疲労の累積係数を加算してもその値は 0.25 未満であり、許容限界値である 1.0 に対し十分余裕がある。</p> <p>なお、地震応答加速度及び変位等が第 2-1 表の条件を超える場合、炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能については、GNF3 型を使用する発電用原子炉施設の発電用原子炉設置(変更)許可申請時等に別途確認されるものとする。</p>	<p>添付書類一では、機械設計におけるプラント共通の燃料体の評価として、耐震設計に用いる地震時応答加速度及び変位等の条件を設定し、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の評価結果を示している。</p>

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>3.2.1 燃料 [その1-9×9燃料が装荷されるまでのサイクル]</p> <p>3.2.1.8 参考文献</p> <p>(1) 「沸騰水型原子力発電所 高燃焼度 8×8 燃料について」 (株式会社東芝, TLR-050, 平成元年4月)</p> <p>(2) 「沸騰水形原子力発電所 高燃焼度 8×8 燃料について」 (株式会社日立製作所, HLR-041, 平成元年4月)</p> <p>(3) 三島ら, 「沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験」, 日本原子力学会誌, 第29巻, 第2号 (1987)</p> <p>(4) Christensen, J. A. et al., "Melting point of Irradiated Uranium Dioxide", WCAP-6065, February 1965.</p> <p>(5) "Thermal Conductivity of Uranium Dioxide", Technical Report Ser. No.59, IAEA, VIENNA, 1966.</p> <p>(6) Lyons, M. F. et al., "UO₂ Fuel Rod Operation with Gross Central Melting", GEAP-4264, October 1963.</p> <p>(7) Lyons, M. F. et al., "UO₂ Pellet Thermal Conductivity from Irradiations with Central Melting", GEAP-4624, July 1964.</p> <p>(8) Dittus, F. W. and Boelter, L. M. K., "Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type", University of California Publ. Eng. vol.2, October 1930.</p> <p>(9) Jens, W. H. and Lottes, P. A., "Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop and Density Data for High-Pressure Water", ANL-4627, May 1951.</p> <p>(10) 「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について」 (株式会社東芝, TLR-045, 昭和61年9月)</p> <p>(11) 「沸騰水形原子力発電所 燃料の設計手法について」 (株式会社日立製作所, HLR-033, 昭和61年9月)</p> <p>(12) O'Donnell, W. J. and Langer, B. F., "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components", Nuclear Science and Engineering vol.20, 1964.</p>	<p>5. 参考文献</p> <p>(1) 三島ら, 「沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験」, 日本原子力学会誌, 第29巻, 第2号(1987).</p> <p>(2) 独立行政法人原子力安全基盤機構, 「平成18年度 高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」, 07基炉報-0002, 平成19年12月.</p> <p>(3) 「トピカルレポート 燃料棒熱・機械設計コード PRIME03 について」(株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, GLR-002 改訂2, 平成22年4月).</p> <p>(4) Lyons, M.F. et al., "UO₂ Fuel Rod Operation with Gross Central Melting", GEAP-4264, October 1963.</p> <p>(5) Lyons, M.F. et al., "UO₂ Pellet Thermal Conductivity from Irradiations with Central Melting", GEAP-4624, July 1964.</p> <p>(6) Dittus, F.W. and Boelter, L.M.K., "Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type", University of California Publ. Eng. vol.2, October 1930.</p> <p>(7) Jens, W.H. and Lottes, P.A., "Analysis of Heat Transfer Burnout, Pressure Drop and Density Data for High-Pressure Water", ANL-4627, May 1951.</p> <p>(8) 「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について」(株式会社日立製作所, HLR-033 訂1, 平成10年2月).</p> <p>(9) O'Donnell, W.J. and Langer, B.F., "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components", Nuclear Science and Engineering vol.20, 1964.</p>	<p>構成の違いにより項目名等異なる。</p> <p>照射効果についての知見が含まれるため追加。</p> <p>燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴う追加。</p> <p>燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴う削除。</p> <p>(11)と同様の内容のため削除。</p> <p>添付書類一の参考文献(8)は、EP 添付書類八では [その2-9×9燃料が装荷されたサイクル以降]の参考文献(11)に該当する。</p>

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

(35/36)

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>(13)Quinn, E. P., "Vibration of Fuel Rods in Parallel Flow", GEAP-4059, July 1962.</p> <p>(14)「沸騰水形原子力発電所 燃料棒水力振動について」 (東京芝浦電気株式会社, TLR-016, 昭和51年10月)</p> <p>(15)「沸騰水形原子力発電所 燃料棒の水力振動について」 (株式会社日立製作所, HLR-004, 昭和52年3月)</p> <p>(16)Elkins, R. B., "Experience with BWR Fuel Through December 1976", NEDO-21660, July 1977.</p> <p>(17)Baily, W. E. et al., "Recent GE BWR Fuel Experience", ANS-ENS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, April 1991.</p> <p>(18)「沸騰水型原子力発電所 燃料照射実績」 (東京芝浦電気株式会社, TLR-014 改訂1, 昭和56年1月)</p> <p>(19)「沸騰水形原子力発電所 燃料照射実績」 (株式会社日立製作所, HLR-002 訂4, 昭和57年4月)</p> <p>(20) "BWR Fuel Bundle Extended Burnup Program", DOE/ET/34031-18, December 1984.</p> <p>[その2-9×9燃料が装荷されたサイクル以降]</p> <p>3.2.1.7 参考文献 「3.2.1 燃料 3.2.1.8 参考文献」を以下のとおり改訂及び追加する。</p> <p>(10)「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について」 (株式会社東芝, TLR-045 改訂1, 平成10年1月)</p> <p>(11)「沸騰水形原子力発電所 燃料の設計手法について」 (株式会社日立製作所, HLR-033 訂1, 昭和10年2月)</p> <p>(21)「沸騰水型原子力発電所 9×9燃料について」 (株式会社東芝, TLR-057 改訂1, 平成10年1月)</p> <p>(22)「沸騰水型原子力発電所 9×9燃料について」 (株式会社日立製作所, HLR-048 訂1, 平成10年2月)</p>	<p>(10) 松尾善男, 「沸騰水型原子炉用高性能燃料の開発」, 火力原子力発電, vol.33 No.3 (1982).</p> <p>(11) Elkins, R. B., "Experience with BWR Fuel Through December 1976", NEDO-21660, July 1977.</p>	<p>添付書類一の参考文献(10)は、EP 添付書類八では [その2-9×9燃料が装荷されたサイクル以降]の参考文献(26)に該当する。</p> <p>EP 添付書類八の燃料棒振動の項目を他と統合したことによる削除。</p> <p>構成の違いにより記載が異なる。</p> <p>構成の違いにより項目名等が異なる。</p> <p>(11)と同様の内容のため削除。</p> <p>EP 添付書類八 [その2-9×9燃料が装荷されたサイクル以降]の参考文献(11)は、添付書類一では参考文献(8)に該当する。</p> <p>EP で本文献を引用している箇所(9×9燃料の説明)は、添付書類一ではGNF3型の説明に置き換わっていることによる相違。</p>

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類一との比較

(36/36)

設置変更許可申請書 添付書類八 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3 型式) 添付書類一	相違点
<p>(23)「BWR の9×9 燃料について」 (原子燃料工業株式会社, NLR-15 改訂2, 平成10年2月)</p> <p>(24)「BWR 燃料の熱機械設計」 (原子燃料工業株式会社, NLR-11, 1987年12月)</p> <p>(25)「沸騰水型軽水炉用燃料の設計手法について」 (原子燃料工業株式会社, NLR-14, 昭和62年12月)</p> <p>(26)松尾善男,「沸騰水型原子炉用高性能燃料の開発」, 火力原子力発電, vol.33 No.3 (1982)</p> <p>(27)「BWR の燃料棒水力振動について」 (原子燃料工業株式会社, NLR-12, 平成9年2月)</p> <p>(28)「BWR 燃料の照射実績」 (原子燃料工業株式会社, NLR-13, 平成8年12月)</p> <p>(29)G. A. Potts et al, “Recent GE BWR Fuel Experience”, ANS 1997 International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, March 1997.</p> <p>(30)「沸騰水型原子力発電所 発電用原子炉燃料の使用実績」 (株式会社東芝, TLR-061, 平成9年1月)</p> <p>(31)「沸騰水型原子力発電所 発電用原子炉燃料の使用実績」 (株式会社日立製作所, HLR-058, 平成9年1月)</p> <p>(32)S. Fukushima et al., “The Effect of Gadolinium Content on the Thermal Conductivity of Near-stoichiometric (U,Gd)O₂ Solid Solutions”, Journal of Nuclear Materials, 105 (1982) 201-210.</p> <p>(33)H. Inaba et al., “Heat Capacity Measurement of U_{1-y}Gd_yO₂ (0.00 ≤ y ≤ 0.142) from 310 to 1500K”, Journal of Nuclear Materials, 149 (1987) 341-348.</p> <p>(34)T.A. Thorton et al., “Thermal Conductivity of Sintered Urania-Gadolinia”, ANS Trans. 43(1982)348-349.</p>	<p>(12) G. A. Potts et al., “Recent GE BWR Fuel Experience”, ANS-IAEA 1994 International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, April 1994.</p> <p>(13)「沸騰水型原子力発電所 発電用原子炉燃料の使用実績」(株式会社日立製作所, HLR-058, 平成9年1月).</p>	<p>EP 添付書類八 [その 2-9×9 燃料が装荷されたサイクル以降] の参考文献(26)は、添付書類一では参考文献(10)に該当する。</p> <p>EP によって文献が異なる (著者及び文献タイトルは同じだが発表年等の相違がある。)</p> <p>(31)と同様の内容のため削除。</p> <p>燃料棒熱・機械設計コードの改訂による削除。</p>

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類二との比較

(1/5)

設置変更許可申請書（柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉）	型式証明申請書（GNF3型式） 添付書類二	相違点
	<p>1. 特定機器を使用することにより発電用原子炉施設に及ぼす影響</p> <p>1.1 特定機器を使用することにより発電用原子炉施設に及ぼす影響の確認</p> <p>GNF3型は、発電用原子炉施設において使用した場合に発電用原子炉施設の安全性を損なうような影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>以下、GNF3型を発電用原子炉施設において使用した場合に、発電用原子炉施設の安全性を損なうような影響を及ぼさないことを、「実用発電用原子炉施設及びその附属施設の位置、構造及び設備に関する基準」の各条に沿って確認する。</p> <p>なお、添付書類一の3.において「実用発電用原子炉施設及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に対する適合性に係り型式証明申請の対象外とした条文は、確認対象から除くものとする。</p>	<p>型式証明申請書 添付書類二は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という。）第百一条第2項第二号の規程に対応した文書である。</p>

赤点線枠：設置変更許可申請書と型式証明申請書の構成上の相違部分を示す

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類二との比較

(2/5)

設置変更許可申請書 (柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉)	型式証明申請書 (GNF3型式) 添付書類二	相違点
	<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>6 兼用キャスクは、次のいずれかの地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>一 兼用キャスクが地震力により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な地震力として原子力規制委員会が別に定めるもの</p> <p>二 基準地震動による地震力</p> <p>7 兼用キャスクは、地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p><u>燃料体を使用することにより発電用原子炉施設に及ぼす影響の確認</u></p> <p>第1項について</p> <p>炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>以上より、発電用原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない。</p> <p>第2項について</p> <p>GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p>	<p>型式証明申請書 添付書類二は、実用炉規則第一百一条第2項第二号の規程に対応した文書である。</p>

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類二との比較

設置変更許可申請書（柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉）	型式証明申請書（GNF3型式） 添付書類二	相違点
	<p>第3項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p> <p>第4項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p> <p>第5項について 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。 なお、燃料体の機械設計においては、燃料被覆管応力、累積疲労サイクル及び過度の寸法変化防止に対する設計方針を満足するように燃料要素の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆管への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆管応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧力差による応力、熱応力、水力振動による応力、支持格子の接触圧による応力等のほか、地震による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。 以上より、発電用原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない。</p> <p>第6項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p> <p>第7項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p>	<p>型式証明申請書 添付書類二は、実用炉規則第一百一条第2項第二号の規程に対応した文書である。</p>

設置変更許可申請書（柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉）	型式証明申請書（GNF3型式） 添付書類二	相違点
	<p>(炉心等)</p> <p>第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。</p> <p>3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。</p> <p>4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。</p> <p>5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p> <p>6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。 二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。 <p><u>燃料体を使用することにより発電用原子炉施設に及ぼす影響の確認</u></p> <p>第1項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p> <p>第2項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p> <p>第3項について GNF3型が発電用原子炉施設に与える影響評価の範囲外とする。</p>	<p>型式証明申請書 添付書類二は、実用炉規則第一百一条第2項第二号の規程に対応した文書である。</p>

設置変更許可申請書と型式証明申請書 添付書類二との比較

(5/5)

設置変更許可申請書（柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉）	型式証明申請書（GNF3型式） 添付書類二	相違点
	<p>第4項について 燃料体は、原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。 以上より、発電用原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない。</p> <p>第5項及び第6項第1号について 燃料体は、発電用原子炉内における使用期間中を通じ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が、十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。 以上より、発電用原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない。</p> <p>第6項第2号について 燃料体は、輸送及び取扱い中に受ける通常の荷重に耐える設計となっており、さらに輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力を受けないよう十分配慮して行う。また、現地搬入後、燃料体の変形の有無等を点検し、その健全性を確認する。 以上より、発電用原子炉施設の安全性に影響を及ぼさない。</p> <p>1.2 特定機器を使用することにより発電用原子炉施設に及ぼす影響の確認結果 確認の結果、GNF3型を発電用原子炉施設において使用した場合に、発電用原子炉施設の安全性に影響を及ぼすおそれはない。</p>	<p>型式証明申請書 添付書類二は、実用炉規則第一百一条第2項第二号の規程に対応した文書である。</p>

GNF3型式証明 審査資料	
資料番号	007N6888 Rev.1 添付4
提出年月日	2023年5月26日

GNF3型の現行燃料からの設計の相違点(設置変更許可申請書と型式証明申請書との比較表を用いた整理)

No.	型式証明申請書	大項目	中項目	小項目	具体的な変更内容	
1	本文	四 特定機器の構造及び設備	1. 構造	文章	燃料棒本数及びウォータロッド設計等の変更	
2				第1図 燃料体(GNF3型)概要図	燃料体全般の仕様の変更	
3			2. 主要な設備及び機器の種類	ロ. 燃料被覆材の種類	ハ. 燃料要素の主要寸法	高鉄ジルカロイの追加
4					ニ. 燃料体の主要仕様	燃料棒外径、被覆管厚さ等の変更
5					ハ. 最高燃焼度	燃料体における燃料棒配列、燃料棒ピッチ等の変更
6			五 (中略)当該特定機器を使用することができる発電用原子炉施設の範囲又は条件	1. 特定機器を使用することができる発電用原子炉施設の範囲	ハ. 最高燃焼度	最高燃焼度の変更
7	添付書類一	1. GNF3型の概要	1.1 申請対象部品及び設備	文章	高鉄ジルカロイの追加	
8				文章	燃料棒本数及びウォータロッド設計等の変更	
9				第1-1図 燃料体(GNF3型)概要図	燃料体全般の仕様の変更	
10		2. 設計方針及び設計条件	2.2 機械設計に係る設計方針	(2) 燃料棒内圧は…(後略)	内圧基準の追加	
11				(4) 設計応力サイクル条件…(中略)…疲労の累積係数は1以下であること。	表記上の変更(“1未満”⇒“1以下”)	
12				2.4 設計条件	(3) 最高燃焼度	最高燃焼度の変更
13		4. 安全設計に関する構造及び評価	4.1 機械設計	4.1.1 概要	文章	高鉄ジルカロイの追加
14						燃料棒本数及びウォータロッド設計等の変更
15			4.1.2 主要設備	(1) 燃料棒		高鉄ジルカロイの追加
16						燃料棒設計の変更
17					(2) 燃料体	
18				ウォータロッド設計の変更		
19					スペーサ設計の変更	
20			4.1.4 評価	(1) 材料		高鉄ジルカロイの追加
21					(2) 照射効果	燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴う変更(燃料の熔融温度について)
22					(3) 燃料温度	燃料棒熱・機械設計コードの改訂に伴う変更(ペレット熱伝導率及び熔融温度について)
23					(4) 燃料棒内圧	内圧基準の追加に伴う変更
24					(5) 応力解析	最大過出力の変更
25					(6) 応力サイクル及び疲労限界	最大過出力の変更
26					—	燃料棒振動の項目の削除
27			(11) 寸法形状安定性	ウォータロッド設計の変更		
28		4.1.6 燃料体の使用実績	文章		使用実績の記載の変更	
29				表	設計仕様値(寸法及び形状等)の変更	
30		第4-1表 GNF3型の主要仕様			主要仕様の変更	
31		第4-1図 GNF3型の燃料棒構造図			燃料棒全般の仕様の変更	
32		第4-2図 GNF3型の構造図			燃料体全般の仕様の変更	
33		第4-3図 GNF3型の燃料体内の燃料棒配置図			燃料体全般の仕様の変更	