



一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン  
住 所 神奈川県横須賀市内川二丁目3番1号  
代表者の氏名 代表取締役社長 山崎 肇

二 特定機器の種類

燃料体

三 特定機器の名称及び型式

GNF3 型

四 特定機器の構造及び設備

1. 構造

GNF3 型は、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)に装荷され、安全に核分裂によるエネルギーを発生させる機能を有し、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第二条に規定する燃料体である。

燃料棒は、円筒形燃料被覆管に二酸化ウラン焼結ペレット(一部ガドリニアを含む。)を挿入し、両端を密封した構造とし、ヘリウムが加圧充てんされている。

GNF3 型は  本の燃料棒(標準燃料棒  本及び2種類の長さの部分長燃料棒  本)と燃料体の中央部に配した  本の太径のウォータロッドを10行10列の正方形に配列し、上端及び下端にタイプレートを取り付ける。

GNF3 型の外側にはチャンネルボックスを取り付け、冷却材流路を構成する。各燃料棒の間隔は、 スペースにより一定に保たれる構造とする。

第1図に燃料体(GNF3 型)の概要図を示す。

GNF3 型は、機械設計、核設計、熱水力設計及び耐震設計に関して要求される必要な機能を有する構造とする。

GNF3 型は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)等の関連法規の要求を満足するとともに、原則として、現行国内法規に基づく規格及び基準等によって設計する。本申請においては、機械設計及び耐震設計に関する次のイ. 及びロ. の設計方針に対する適合性を示す。

#### イ. 機械設計に関する設計方針

GNF3 型は、機械設計に関して、次の方針に基づき安全設計を行う。

- (1) GNF3 型は、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(安全保護系)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設計とする。
- (2) GNF3 型は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる流体振動により損傷を受けない設計とする。
- (3) GNF3 型は、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設計とする。
- (4) GNF3 型は、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し、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じない設計とする。

#### ロ. 耐震設計に関する設計方針

GNF3 型は、耐震設計に関して、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、次の方針に基づき安全設計を行う。

- (1) 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ように設計する。
- (2) 基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないように設計する。

2. 主要な設備及び機器の種類

燃料体

種類

BWR用 10×10 燃料体

イ. 燃料材の種類

二酸化ウラン焼結ペレット(一部ガドリニアを含む)

ウラン 235 濃縮度

燃料体平均濃縮度

5.0 wt%以下

ガドリニア濃度

約 10 wt%以下

初期密度

理論密度の  %

ロ. 燃料被覆材の種類

ジルカロイ-2(ジルコニウム内張)又は高鉄ジルカロイ<sup>注1</sup>(ジルコニウム内張)

ハ. 燃料要素の主要寸法

燃料棒外径

mm

被覆管厚さ

mm

(うちジルコニウム内張  mm)

燃料棒有効長さ

標準燃料棒

m

部分長燃料棒(長尺)

m

部分長燃料棒(短尺)

m

ニ. 燃料体の主要仕様

燃料体における燃料棒配列

10行 10列

燃料棒ピッチ

mm

燃料体当たりの燃料棒本数

標準燃料棒

本

部分長燃料棒(長尺/短尺)

本 /  本

燃料体当たりのウォータロッド本数

本

質量

ウラン量(燃料体当たり)

kg

全質量(チャンネルボックスは含まない)

kg

注1 ジルカロイ-2の合金成分のうち鉄濃度を高めたジルコニウム合金

五 特定機器を使用することができる範囲を限定し、又は条件を付する場合にあっては、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

以下に示す条件により設計された GNF3 型を使用することができる発電用原子炉の炉心(以下「炉心」という。)であること。

イ. チャンネルボックス

断面内寸法  cm

ロ. 最大線出力密度

44.0 kW/m

ハ. 最高燃焼度

ペレット最高燃焼度  MWd/t

ニ. 設計用出力履歴

第 2 図

ホ. 耐震設計条件

地震応答加速度及び変位等 第 1 表

運転時の異常な過渡変化時の状態

冷却材圧力  MPa[abs]又は  
設計用出力履歴に対して  %過出力状態

## 2. 特定機器を使用することができる発電用原子炉施設の条件

GNF3 型を使用する発電用原子炉及びその附属施設は、本申請で基準適合性を示したもの以外の、原子炉等規制法等の関連法規の要求、並びに現行国内法規に基づく規格及び基準等への適合性を別途確認する必要がある。

GNF3 型が特に関係する、実用発電用原子炉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(以下「設置許可基準規則」という。)に係る要求事項に係り、発電用原子炉設置(変更)許可申請時等において別途確認を要する条件は以下のとおりである。

- (1) GNF3 型を使用する発電用原子炉施設の設計基準対象施設は、設置許可基準規則第十三条及び第十五条第 1 項から第 3 項を満たすものであること。設計基準対象施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足すること。
- (2) 上記(1)において、核分裂の連鎖反応を制御できる能力に対しては、特に次を満足すること。
  - (i) プラント運転中に予期されるあらゆる運転状態において、チャンネル水力学的安全性、炉心安定性、領域安定性及びプラント安定性に対して減幅比が 1 よりも小さいこと。
  - (ii) キセノン空間振動の安定性に関しては、出力反応度係数はキセノン空間振動を十分減衰できる大きさを有すること。
- (3) 上記(1)において、運転時の異常な過渡変化に対しては、プラントの各系統とあいまって、以下の燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
  - (i) 燃料被覆管とペレットの相対的膨張によって燃料被覆管に 1%の円周方向平均塑性歪が生ずる線出力密度。
  - (ii) 定格出力運転時に、炉心状態を監視する各パラメータの標準偏差を考慮して、炉心内の 99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない最小限界出力比。
  - (iii) 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」の第 2 図に示されている燃料エンタルピ、及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示されている PCMI 破損を生ずる燃料エンタルピのしきい値。
- (4) 上記(1)において、事故に対しては、特に次を満足すること。
  - (i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化において、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示されている判断基準を満足すること。

- (ii) 反応度投入事象において、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示されている事故に対する判断基準を満足すること。
- (5) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、設置許可基準規則第十六条を満たすものであること。
- (6) GNF3 型を使用する発電用原子炉施設の反応度制御系統及び原子炉停止系統は、設置許可基準規則第二十五条を満たすものであること。
- (7) 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料プール内の燃料体等及び運転停止中原子炉内の燃料体の著しい損傷が防止されること。また、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電用原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出が防止されること。
- (8) 地震応答加速度及び変位等が第 1 項ホ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の機能については、次を満足すること。
  - (i) 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こと。
  - (ii) 基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこと。

申請書添付参考図目録

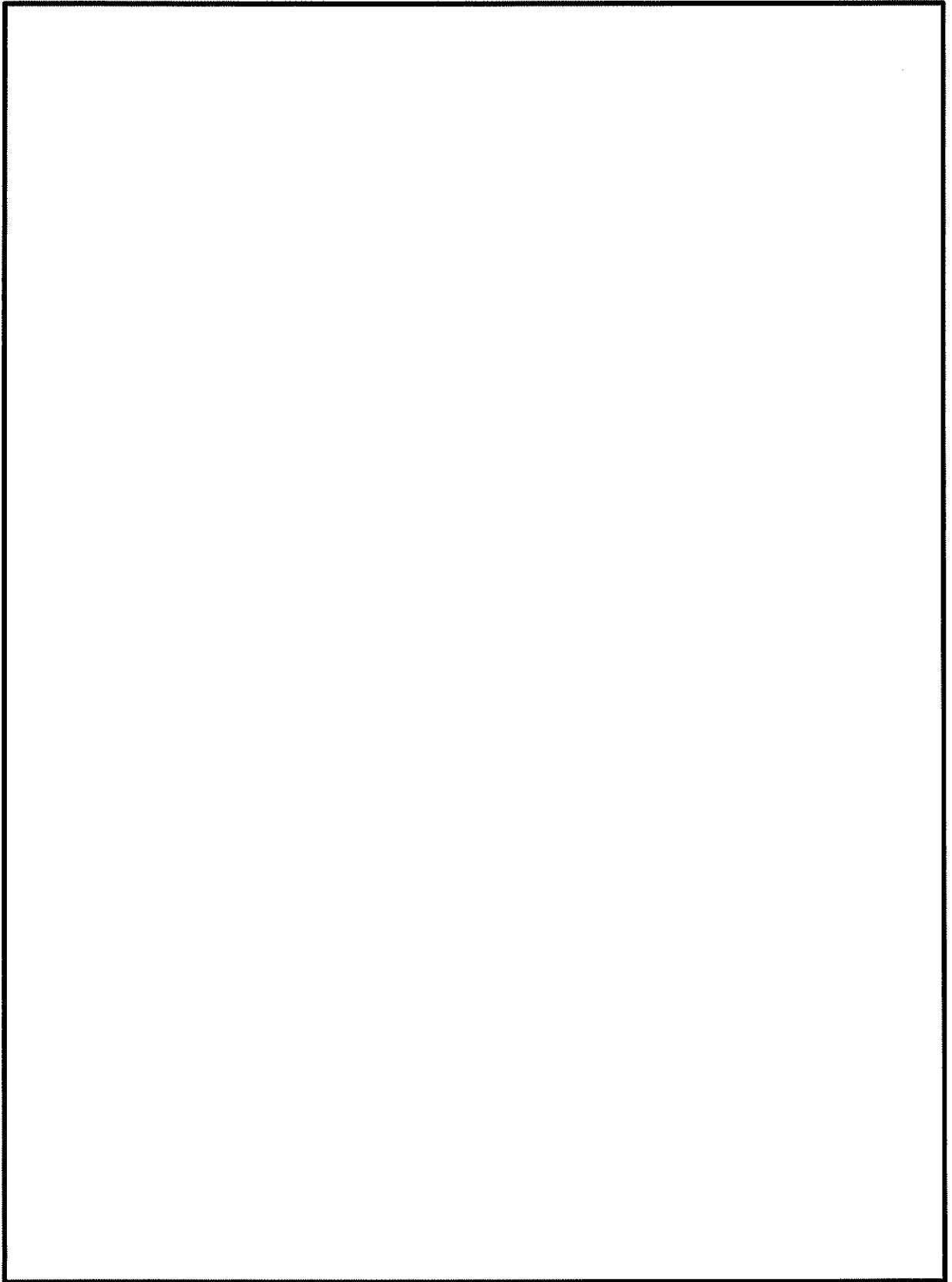
|       |                                 |                 |
|-------|---------------------------------|-----------------|
| 第 1 表 | GNF3 型の耐震設計に用いる地震応答<br>加速度及び変位等 | (添付書類一 第 2-1 表) |
| 第 1 図 | 燃料体 (GNF3 型) 概要図                | (添付書類一 第 1-1 図) |
| 第 2 図 | GNF3 型の設計用出力履歴                  | (添付書類一 第 2-1 図) |



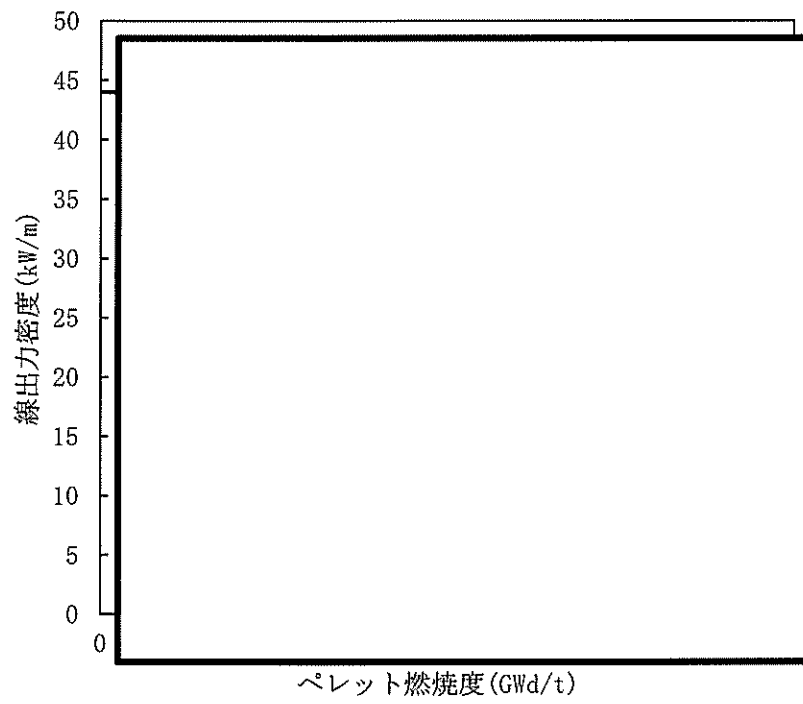
第 1 表 GNF3 型の耐震設計に用いる地震応答加速度及び変位等

| 項目              |                                      | 評価条件    |
|-----------------|--------------------------------------|---------|
| 水平方向<br>加速度     | 基準地震動 $S_s$                          | $m/s^2$ |
|                 | 弾性設計用地震動 $S_d$ 又は静的地震力 <sup>**</sup> | $m/s^2$ |
| 鉛直方向<br>加速度     | 基準地震動 $S_s$                          | $m/s^2$ |
|                 | 弾性設計用地震動 $S_d$ 又は静的地震力 <sup>**</sup> | $m/s^2$ |
| 燃料体<br>変位       | 基準地震動 $S_s$                          | mm      |
|                 | 弾性設計用地震動 $S_d$ 又は静的地震力 <sup>**</sup> | mm      |
| 地震荷重の<br>繰り返し回数 | 基準地震動 $S_s$                          | 回       |
|                 | 弾性設計用地震動 $S_d$ 又は静的地震力 <sup>**</sup> | 回       |

<sup>\*\*</sup>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する。



第 1 図 燃料体 (GNF3 型) 概要図



第2図 GNF3型の設計用出力履歴

## 添付書類

### 添付書類目次

今回の申請に係る発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明申請書の添付書類は以下のとおりである。

添付書類一 特定機器の安全設計に関する説明書

別添 1 に示すとおりである。

添付書類二 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に関する説明書

別添 2 に示すとおりである。

別添 1

添付書類一

特定機器の安全設計に関する説明書

## 目次

|     |                                |      |
|-----|--------------------------------|------|
| 1.  | GNF3 型の概要.....                 | 1-1  |
| 1.1 | 申請対象部品及び設備.....                | 1-1  |
| 1.2 | その他設備等.....                    | 1-1  |
| 2.  | 設計方針及び設計条件.....                | 1-2  |
| 2.1 | 基本設計方針.....                    | 1-2  |
| 2.2 | 機械設計に係る設計方針.....               | 1-2  |
| 2.3 | 耐震設計に係る設計方針.....               | 1-3  |
| 2.4 | 設計条件.....                      | 1-3  |
| 2.5 | GNF3 型の装荷される発電用原子炉施設的前提条件..... | 1-4  |
| 3.  | 特定機器型式証明申請に係る要求事項に対する適合性.....  | 1-5  |
| 4.  | 安全設計に関する構造及び評価.....            | 1-72 |
| 4.1 | 機械設計.....                      | 1-72 |
| 4.2 | 耐震設計.....                      | 1-81 |
| 5.  | 参考文献.....                      | 1-83 |

## 1. GNF3 型の概要

### 1.1 申請対象部品及び設備

GNF3 型は、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)で使用する燃料体である。

第 1-1 図に燃料体(GNF3 型)の概要図を示す。

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 又はジルカロイ-2 の合金成分のうち鉄濃度を高めたジルコニウム合金(以下「高鉄ジルカロイ」という。)製の燃料被覆管に入れた燃料棒を組立てたものである。GNF3 型の燃料棒の配列は、10 行 10 列(10×10)であり、本の燃料棒と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、このうち本の燃料棒は標準燃料棒のの長さの部分長燃料棒であり、本の燃料棒は標準燃料棒のの長さの部分長燃料棒である。

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。

### 1.2 その他設備等

炉心は、多数の燃料体及び制御棒を正方格子に配列した円柱状の構造である。十字形の制御棒は、4 体の燃料体によって囲まれる配置となる。

また、燃料体は炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具及び制御棒案内管で構成する炉心支持構造物で支持され、その荷重は原子炉圧力容器に伝えられる。

冷却材は、燃料体周囲のチャンネルボックスが形成した冷却材流路を炉心下方から上方向に流れる。

燃料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。

これらの構造物は、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原子炉を安全に停止し、かつ炉心の冷却を確保し得る構造となっている。

## 2. 設計方針及び設計条件

### 2.1 基本設計方針

GNF3 型は、機械設計、核設計、熱水力設計及び耐震設計に関して要求される必要な機能を有する設計とする。

なお、本申請の燃料体が使用される発電用原子炉及びその附属施設は、本文五号に示す燃料体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に従うものとし、本申請の燃料体の使用に係る発電用原子炉施設の設置(変更)許可申請時等において確認されるものとする。

GNF3 型は、原則として、現行国内法規に基づく以下の規格及び基準等によって設計する。ただし、下記以外の規格及び基準を適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

- ・ 日本産業規格(JIS)
- ・ 日本電気協会 電気技術規程(JEAC)及び電気技術指針(JEAG)
- ・ ASTM(American Society for Testing and Materials)規格

本申請においては、機械設計及び耐震設計に関する本文四号第1項のイ. 及びロ. の基本的設計方針に対する適合性を示す。以下の2.2及び2.3においては、それら基本的設計方針に対応する具体的設計方針を記載する。

### 2.2 機械設計に係る設計方針

燃料体の機械的設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、次の設計方針を満足する設計とする。

- (1) GNF3 型は、運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉施設の各系統とあいまって、燃料の許容損傷限界の一つである被覆管に1%の円周方向平均塑性歪が生じる線出力密度を超えないこと。なお、この条件が満たされることは、発電用原子炉設置(変更)許可申請等において確認される。
- (2) 燃料棒内圧は、通常運転時において、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(以下「限界内圧」という。)を超えないこと。
- (3) 被覆管応力は、許容応力以下であること。
- (4) 設計応力サイクル条件及びサイクル数から計算された疲労の累積係数は1以下であること。

上記のほか、被覆管の水素化、フレット腐食、ペレット—被覆管相互作用、使用中の燃料棒の変化等による燃料体の過度の寸法変化、燃料体の輸送及び取扱い時の健全性等についても考慮し、総合的に燃料の健全性を評価する。



### 2.3 耐震設計に係る設計方針

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。

- (1) 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (2) 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の許容限界は、以下のとおりとする。
  - a. 弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力との組み合わせに対する許容限界  
応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることとする。
  - b. 基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界  
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こととする。

### 2.4 設計条件

- (1) チャンネルボックス  
断面内寸法  cm
- (2) 最大線出力密度  
44.0 kW/m
- (3) 最高燃焼度  
ペレット最高燃焼度  MWd/t
- (4) 設計用出力履歴  
第 2-1 図
- (5) 耐震設計条件  
地震応答加速度及び変位等 第 2-1 表  
運転時の異常な過渡変化時の状態  
冷却材圧力  MPa[abs] 又は  
設計用出力履歴に対して  %過出力状態

## 2.5 GNF3 型の装荷される発電用原子炉施設の前提条件

GNF3 型の装荷される発電用原子炉施設 (BWR) は、発電用原子炉、原子炉冷却系、タービン系及び各種の安全防護設備等からなる。各設備は、原子炉建屋、タービン建屋等に収納される。

### 3. 特定機器型式証明申請に係る要求事項に対する適合性

発電用原子炉施設に使用する特定機器の設計の型式証明申請に係る安全設計の方針について、設計基準対象施設である GNF3 型の「実用発電用原子炉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」の各条に対する適合性を以下に示す。

また、本章において用いる用語の定義は、同規則第二条「定義」に従い、それぞれ各号の定めるところによる。

(適用範囲)

第一条 この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。

適合のための設計方針

GNF3 型は、法等の関連法規の要求を満足するとともに、適切と認められる規格及び基準等によって設計する。

(設計基準対象施設の地盤)

第三条 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるそ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が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）及び兼用キャスクにあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

3 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(地震による損傷の防止)

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。

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。

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。

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。

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。

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。

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

二 基準地震動による地震力

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。

適合のための設計方針

第1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、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。

その他の設計基準対象施設については、型式証明申請の範囲外とする。

第2項について

型式証明申請の範囲外とする。

第3項について

型式証明申請の範囲外とする。

第4項について

型式証明申請の範囲外とする。

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。

第6項について

型式証明申請の範囲外とする。

第7項について

型式証明申請の範囲外とする。

(津波による損傷の防止)

第五条 設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」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。

2 兼用キャスク及びその周辺施設は、次のいずれかの津波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。

一 兼用キャスクが津波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にかわらず判断するために用いる合理的な津波として原子力規制委員会が別に定めるもの

二 基準津波

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

4 兼用キャスクは、次に掲げる自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

一 兼用キャスクが竜巻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竜巻として原子力規制委員会が別に定めるもの

二 想定される森林火災

5 前項の規定は、兼用キャスクについて第一項の規定の例によることを妨げない。

6 兼用キャスクは、次に掲げる人為による事象に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

一 工場等内又はその周辺において想定される兼用キャスクの安全性を損なわせる原因となるおそれがある爆発

二 工場等の周辺において想定される兼用キャスクの安全性を損なわせる原因となるおそれがある火災

7 前項の規定は、兼用キャスクについて第三項の規定の例によることを妨げない。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(火災による損傷の防止)

第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(誤操作の防止)

第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。

2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(安全避難通路等)

第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであつてはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。
- 7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。
  - イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。
  - ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。
  - ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
  - ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。
- 二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。
  - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
  - ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。
  - ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。
  - ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。
  - ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(全交流動力電源喪失対策設備)

第十四条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(炉心等)

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。

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。

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。

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。

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。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

- 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

型式証明申請の範囲外とする。

#### 第2項について

燃料の健全性を確保するため、熱水力設計上の燃料要素の許容損傷限界を定め、運転時の異常な過渡変化時において、この限界値を満足するように通常運転時の熱的制限値を定める。

熱水力設計上の燃料要素の許容損傷限界の一つは、燃料被覆管とペレットの相対的膨張によって燃料被覆管に1%の円周方向平均塑性歪が生ずる線出力密度である。本申請においては、上記設計方針に対して、評価基準（線出力密度）、評価

方法及び評価条件を示すが、その評価結果及びその他の許容損傷限界（最小限界出力比の過渡時の限界値及び反応度投入事象における燃料エンタルピ基準）に関する内容は型式証明申請の範囲外とする。

#### 第3項について

型式証明申請の範囲外とする。

#### 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。

炉心支持構造物並びに原子炉冷却系に係る容器、管、ポンプ及び弁については、型式証明申請の範囲外とする。

#### 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。

#### 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。

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
- 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
- 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
- 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
- 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。

2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。

- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
  - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする事。
  - ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする事。
  - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
- 二 使用済燃料の貯蔵施設（キャスクを除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。
  - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
  - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする事。
  - ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであつて、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れいした場合において水の漏れいを検知することができるものとする事。
- 三 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする事。

(次ページに続く)

- 3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。
- 一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。
  - 二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。
- 4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
  - 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。
  - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ)

第十七条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする事。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする事。
- 三 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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする事。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする事。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(蒸気タービン)

第十八条 蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）は、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

2 蒸気タービンには、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、その運転状態を監視できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(非常用炉心冷却設備)

第十九条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。
- 二 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じないものとする。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(一次冷却材の減少分を補給する設備)

第二十条 発電用原子炉施設には、通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(残留熱を除去することができる設備)

第二十一条 発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

第二十二条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができるものとする。
- 二 津波、溢水又は工場等内若しくはその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわないものとする。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(計測制御系統施設)

第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、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並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする。
- 四 前号のパラメータのうち、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができるものとする。
- 五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統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ようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(反応度制御系統及び原子炉停止系統)

第二十五条 発電用原子炉施設には、反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。次項において同じ。）を設けなければならない。

2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。

一 制御棒、液体制御材その他反応度を制御するものによる二以上の独立した系統を有するものとする。

二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。

三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。

四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。

五 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前三号の規定に適合すること。

3 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

4 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、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。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉制御室等)

第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。

二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。

三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。

2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。

3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。

一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置

二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(放射性廃棄物の処理施設)

第二十七条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。
- 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(放射性廃棄物の貯蔵施設)

第二十八条 工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

- 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする事。
- 二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする事。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(工場等周辺における直接線等からの防護)

第二十九条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第三十条 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者(実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。)が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
- 二 放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備(安全施設に属するものに限る。)を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(監視設備)

第三十一条 発電用原子炉施設には、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、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉格納施設)

第三十二条 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。

2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、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瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。

3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁（安全施設に属するものに限る。次項及び第五項において同じ。）を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。

4 主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）に設ける隔離弁は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。

5 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。

一 原子炉格納容器に近接した箇所を設置するものとする。

二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものについては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは、貫通箇所の外側であって近接した箇所に二個の隔離弁を設けることをもって、これに代えることができる。

三 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を適切に設けることをもって、これに代えることができる。

(次ページへ続く)

四 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設けるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることをもって、前二号の規定による隔離弁の設置に代えることができる。

五 閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないものとする。

6 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の健全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

7 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

8 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(保安電源設備)

第三十三条 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(緊急時対策所)

第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(通信連絡設備)

第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(補助ボイラー)

第三十六条 発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラー(安全施設に属するものに限る。次項において同じ。)を設けなければならない。

2 補助ボイラーは、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(重大事故等の拡大の防止等)

第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(重大事故等対処施設の地盤)

第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

- 一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
  - 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
  - 三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
  - 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤
- 2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- 3 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(地震による損傷の防止)

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

- 一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
  - 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。
  - 三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
  - 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 2 重大事故等対処施設は、第四条第三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重大事故等に対処するために必要な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。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(津波による損傷の防止)

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な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。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(火災による損傷の防止)

第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(特定重大事故等対処施設)

第四十二条 工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。

- 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。
- 三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
  - 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
  - 三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
  - 四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
  - 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
  - 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
  - 二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。
  - 三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(次ページに続く)

- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。
  - 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
  - 三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。
  - 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
  - 五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。
  - 六 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。
  - 七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)

第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)

第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備)

第五十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備を設けなければならない。

一 設計基準事故の収束に必要な水を貯留するものにあつては、当該設計基準事故及び想定される重大事故等に対処するために必要な量の水を貯留できるものとする

こと。

二 その貯留された水を、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に供給できるものとする

2 発電用原子炉施設には、海その他の水源（前項の水源を除く。）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(電源設備)

第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。



(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)

第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(監視測定設備)

第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(緊急時対策所)

第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

- 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。
  - 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。
  - 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。
- 2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

(通信連絡を行うために必要な設備)

第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

型式証明申請の範囲外とする。

#### 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

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、本の燃料棒と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、このうち本の燃料棒は標準燃料棒のの長さの部分長燃料棒であり、本の燃料棒は標準燃料棒のの長さの部分長燃料棒である。

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。

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。

###### 4.1.2 主要設備

###### (1) 燃料棒

GNF3 型の燃料棒構造図を第 4-1 図に示す。

燃料材は、通常の燃料棒では、二酸化ウラン(以下「UO<sub>2</sub>」という。)焼結ペレットを使用する。ガドリニア(以下「Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>」という。)を含む燃料棒では、少量の Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を UO<sub>2</sub> と混合した焼結ペレットを使用する。

ペレットの平均密度は、理論密度の%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 又は高鉄ジルカロイ製の被覆管内に入れ、被覆管の両端にジルカロイ-2 又は高鉄ジルカロイ製の端栓を溶接する。

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、 m(標準燃料棒)及び m/ 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。

## (2) 燃料体

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。

GNF3 型は、本の太径のウォータロッドを燃料体の中央部に配し、その周囲に本の燃料棒を 10 行 10 列(10×10)に配して構成する。このうち本は標準燃料棒のの長さの部分長燃料棒、本は標準燃料棒のの長さの部分長燃料棒であって、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、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付ける役目をしている。

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。

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。

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。

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。

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。

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。

### 4.1.3 主要仕様

GNF3 型の主要仕様を第 4-1 表に示す。

#### 4.1.4 評価

GNF3 型の機械設計に関する評価を以下に示す。

##### (1) 材料

燃料体に使用する主要材料は、ジルカロイ-2、高鉄ジルカロイ、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。

##### (2) 照射効果<sup>(1)(2)</sup>

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。

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。

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。

- 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。

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。

- 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。

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。

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、理論密度に対して  % 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。

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。



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。

核分裂生成物が蓄積すると、燃料の溶融温度はわずかに(30,000 MWd/t 以降、10,000 MWd/t 当たり 32 °C)減少する傾向にある<sup>(3)</sup>。

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。

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。

### (3) 燃料温度

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、中心溶融を起こさないことを目標に設計するが、ペレットの中心溶融は、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<sup>(4)</sup>、機械設計上の大きな制約条件とはなっていない。

設計用出力履歴を用いた燃料棒熱・機械設計コード<sup>(3)</sup>による解析の結果、中心溶融開始に相当する線出力密度は、UO<sub>2</sub> 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。

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を用いる。ペレットの平均密度に対する UO<sub>2</sub> の熱伝導率は、GE 社等が行った実験データ<sup>(5)</sup>等により、熱伝導率の温度 0 °C 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<sup>(3)</sup>。この場合の固体の純粋 UO<sub>2</sub> 熱伝導率  $k$  は、GNF3 型については次のとおりである。

$$k(\text{W}/(\text{cm} \cdot ^\circ\text{C})) = \frac{40.39}{T + 129.4} + 5.90 \times 10^{-13} T^3$$

(燃焼による熱伝導率低下を考慮する)

ここに、 $T$  は熱力学温度である。

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<sup>(6)(7)</sup>を用いる。

UO<sub>2</sub> に Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を含入することにより、固溶体の熱伝導率、溶融温度は変化する。Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を 10.0 wt% 含む UO<sub>2</sub> の融点は純粋の UO<sub>2</sub> (2,805 °C) に比し、 °C と幾分低下する。また、Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を 10.0 wt% 含む UO<sub>2</sub> の熱伝導率は、約 2,000 °C 以下では純粋の UO<sub>2</sub> に比べて幾分減少するが、約 2,000 °C 以上では両者の差は無視できる。燃料温度計算に用いる Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を 10.0 wt% 含む UO<sub>2</sub> の熱伝導率は、温度 0 °C 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<sup>(3)</sup>。

解析結果によれば、設計用出力履歴での  $UO_2$  ペレット最高温度は、約 1,680 °C (寿命を通じた最大値) である。また、 $Gd_2O_3$  を 10.0 wt% 含む  $UO_2$  ペレットの最大線出力密度は  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 °C である。これらの温度はいずれも融点に対して十分低い。

#### (4) 燃料棒内圧

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、 $1.35 \times 10^{-3}$  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<sup>(3)</sup>。

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。

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。

設計用出力履歴を用いた燃料棒熱・機械設計コード<sup>(3)</sup>による解析の結果によれば、燃料棒内圧は  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。

#### (5) 応力解析

被覆管の応力解析<sup>(8)</sup>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  %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。

燃料被覆管応力解析結果

| 位置                | 期間   | 設計比 (注) |                                 |
|-------------------|------|---------|---------------------------------|
|                   |      | 定格出力状態  | <input type="checkbox"/> %過出力状態 |
| スペーサと<br>スペーサの中間部 | 寿命初期 | 0.46    | 0.45                            |
|                   | 寿命末期 | 0.24    | 0.25                            |
| スペーサ部             | 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                            |

(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、決定論的に求めている。

(6) 応力サイクル及び疲労限界

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-O' Donnell の考え方<sup>(9)</sup>に基づいている。

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。

また、Langer-O' 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慮して、若干適用法に修正を加えたものである。

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。

被覆管疲労解析に用いる予測サイクル

| 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 <input type="checkbox"/> %出力 | ~0.5/年 |

(7) フレッシング腐食

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、過度なフレッシング腐食又は摩耗を起こさない設計としている。

(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に、燃料棒内の水分を十分低く抑えるように管理している。

(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、製造時に被覆管の扁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。

(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<sup>(10)</sup>。

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<sup>(3)</sup>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、UO<sub>2</sub> 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。

(11) 寸法形状安定性

燃料体は、使用中に異常な寸法形状変化が生じないように設計及び製造上次のような考慮をしている。

被覆管は、製造時に残留応力の除去を行う。

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、熱膨脹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。

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、

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。

#### (12) 燃料体の輸送及び取扱い

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。

#### 4.1.5 燃料体の製造及び検査

燃料体の製造工程の概略を第 4-4 図に示す。

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。

ペレットについては、 $UO_2$  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、超音波検査等によって確認する。燃料棒については、ヘリウム漏れ試験を行い、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。燃料体については、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。

また、現地搬入後は、燃料体の変形の有無等を点検し、その健全性を確認する。

#### 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<sup>(11)(12)(13)</sup>。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<br>9×9 燃料(A 型) | 従来燃料<br>GE 社実績<br>(10×10 燃料除く)    |
|---|--------|---------------------|-----------------------------------|
| 燃料体形状                                       | 10×10  | 9×9                 | 6×6 7×7<br>8×8 9×9<br>11×11 12×12 |
| 燃料棒有効長さ(m)<br>標準燃料棒<br>部分長燃料棒<br>長尺/短尺      |        | 約 3.71              | 1.44~3.81                         |
|   |        | 約 2.16              |                                   |
| プレナム体積比<br>(プレナム体積/燃料体積)<br>標準燃料棒<br>部分長燃料棒 |        | 約 0.1<br>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                         |

## 4.2 耐震設計

GNF3 型の耐震設計に関する評価を以下に示す。

### 4.2.1 応力解析

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  $S_d$  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に対して降伏応力  $S_y$ 、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して引張強さ  $S_u$  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充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。

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。

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の機能については、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。

燃料被覆管応力解析結果

| 位置                | 期間   | 設計比 <sup>※1</sup>                       |                |
|-------------------|------|---|----------------|
|                   |      | 弾性設計用地震動 $S_d$<br>又は静的地震力 <sup>※2</sup> | 基準地震動<br>$S_s$ |
| スペーサと<br>スペーサの中間部 | 寿命初期 | 0.85                                    | 0.57           |
|                   | 寿命末期 | 0.28                                    | 0.32           |
| スペーサ部             | 寿命初期 | 0.99                                    | 0.63           |
|                   | 寿命末期 | 0.36                                    | 0.43           |
| 端 栓 部             | 寿命初期 | 0.96                                    | 0.64           |
|                   | 寿命末期 | 0.37                                    | 0.44           |

※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。

※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。

#### 4.2.2 応力サイクル及び疲労限界

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<sup>(9)</sup>に基づいている。

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。

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。



## 5. 参考文献

- (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).
- (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.
- (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).
- (4) Lyons, M.F. et al., “UO<sub>2</sub> Fuel Rod Operation with Gross Central Melting”, GEAP-4264, October 1963.
- (5) Lyons, M.F. et al., “UO<sub>2</sub> Pellet Thermal Conductivity from Irradiations with Central Melting”, GEAP-4624, July 1964.
- (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.
- (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.
- (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).
- (9) O'Donnell, W.J. and Langer, B.F., “Fatigue Design Basis for Zircaloy Components”, Nuclear Science and Engineering vol.20, 1964.
- (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).
- (11) Elkins, R. B., “Experience with BWR Fuel Through December 1976”, NEDO-21660, July 1977.
- (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.
- (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).

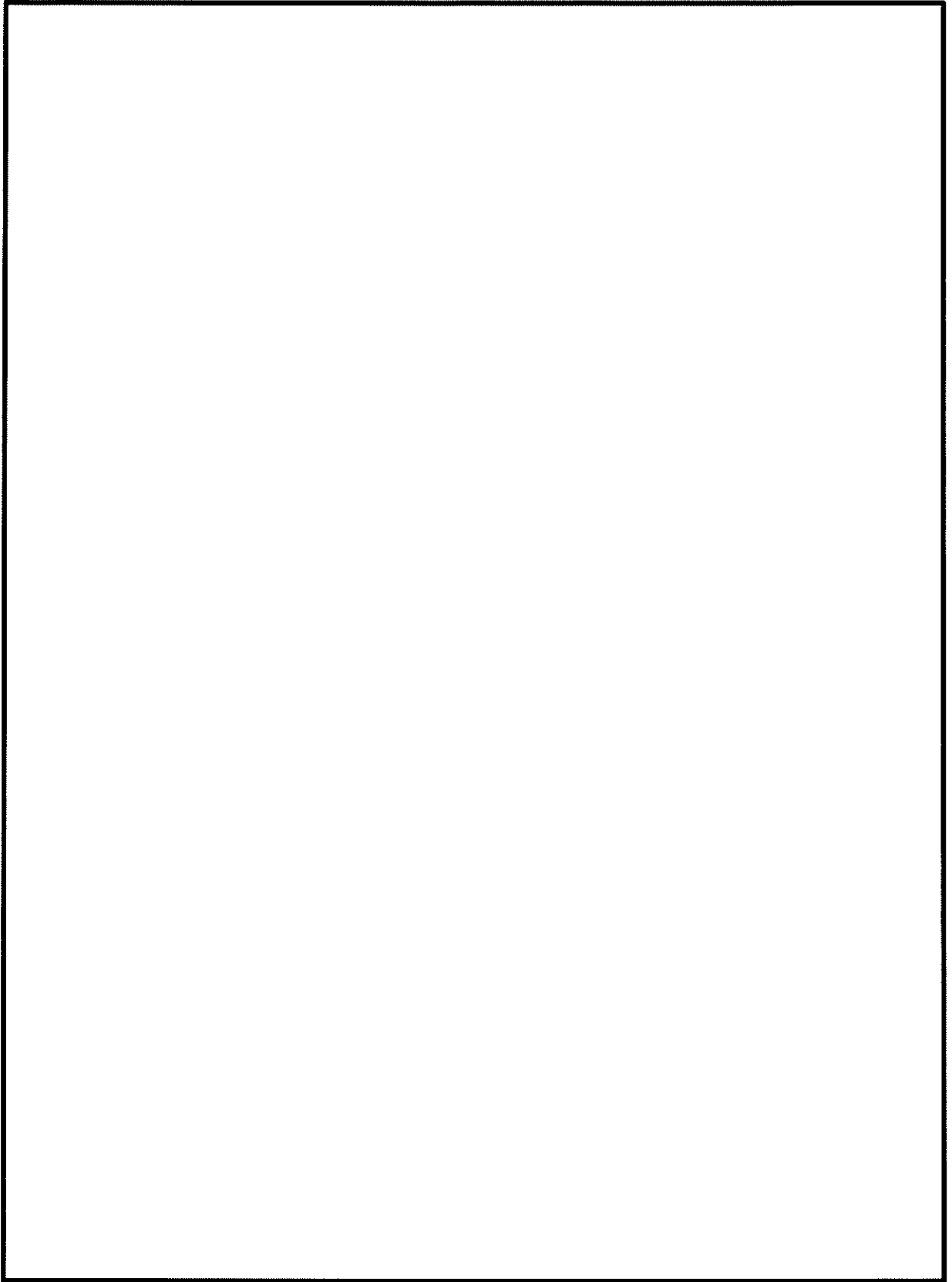
第 2-1 表 GNF3 型の耐震設計に用いる地震応答加速度及び変位等

| 項目              |   | 評価条件             |
|-----------------|---|------------------|
| 水平方向<br>加速度     | 基準地震動 S <sub>s</sub>                          | m/s <sup>2</sup> |
|                 | 弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> 又は静的地震力 <sup>**</sup> | m/s <sup>2</sup> |
| 鉛直方向<br>加速度     | 基準地震動 S <sub>s</sub>                          | m/s <sup>2</sup> |
|                 | 弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> 又は静的地震力 <sup>**</sup> | m/s <sup>2</sup> |
| 燃料体<br>変位       | 基準地震動 S <sub>s</sub>                          | mm               |
|                 | 弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> 又は静的地震力 <sup>**</sup> | mm               |
| 地震荷重の<br>繰り返し回数 | 基準地震動 S <sub>s</sub>                          | 回                |
|                 | 弾性設計用地震動 S <sub>d</sub> 又は静的地震力 <sup>**</sup> | 回                |

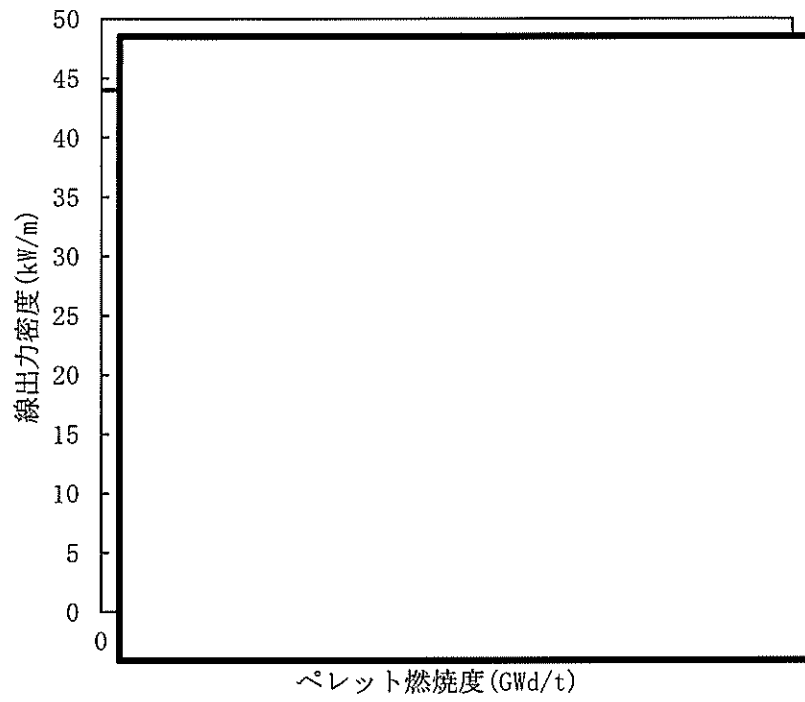
<sup>\*\*</sup>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を考慮する。

第 4-1 表 GNF3 型の主要仕様

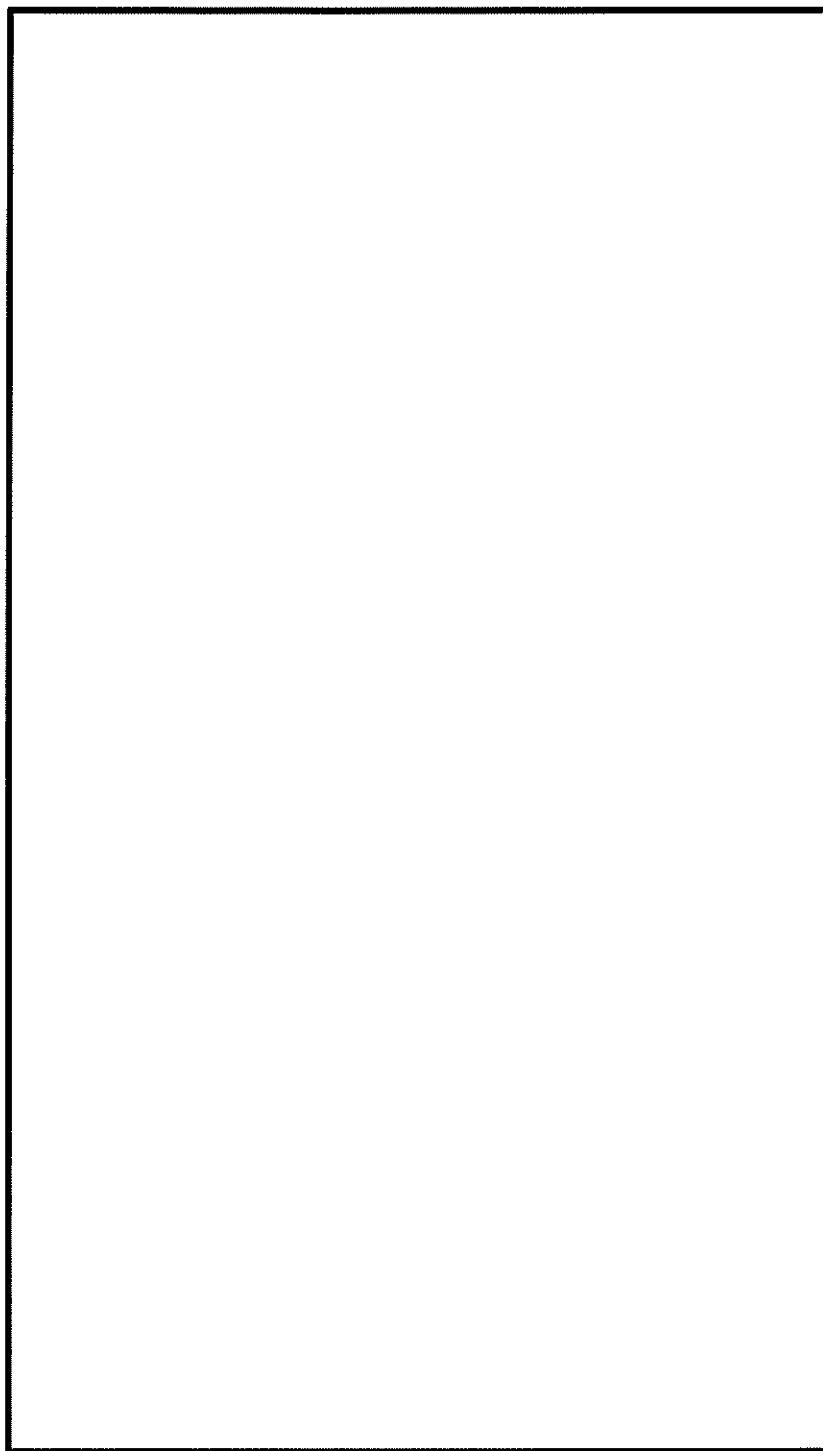
|                            | GNF3 型  |
|----------------------------|---|
| ペレット直径                     | <input type="text"/> cm   |
| ペレット長さ                     | <input type="text"/> cm   |
| ペレット密度                     | 理論密度の <input type="text"/> %  |
| ペレット材                      | UO <sub>2</sub> 、UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>  |
| 被覆管外径                      | <input type="text"/> cm   |
| 被覆管厚さ                      | <input type="text"/> mm(うち、ジルコニウム内張 <input type="text"/> mm)  |
| 被覆管材料                      | ジルカロイ-2(ジルコニウム内張)<br>又は<br>高鉄ジルカロイ(ジルコニウム内張)<br>(Sn : <input type="text"/> wt%<br>Fe : <input type="text"/> wt%<br>Cr : <input type="text"/> wt%<br>Ni : <input type="text"/> wt%<br>Zr : 残り) |
| 燃料体全長<br>(つかみ部分を含む)        | <input type="text"/> m  |
| 燃料棒有効長さ<br>標準燃料棒<br>部分長燃料棒 | <input type="text"/> m<br>長尺/短尺 : <input type="text"/> m  |
| ペレット-燃料被覆管間隙               | <input type="text"/> mm   |
| プレナム体積比<br>標準燃料棒<br>部分長燃料棒 | <input type="text"/><br>長尺/短尺 : <input type="text"/>  |
| ウラン濃縮度(燃料体平均)              | 5.0 wt%以下   |
| ペレット最高燃焼度                  | <input type="text"/> MWd/t  |
| 最大線出力密度                    | 44.0 kW/m   |
| ヘリウム封入圧                    | <input type="text"/> MPa  |
| ガドリニア濃度                    | 約 10 wt%以下  |
| ウォータロッド外径                  | <input type="text"/> cm   |



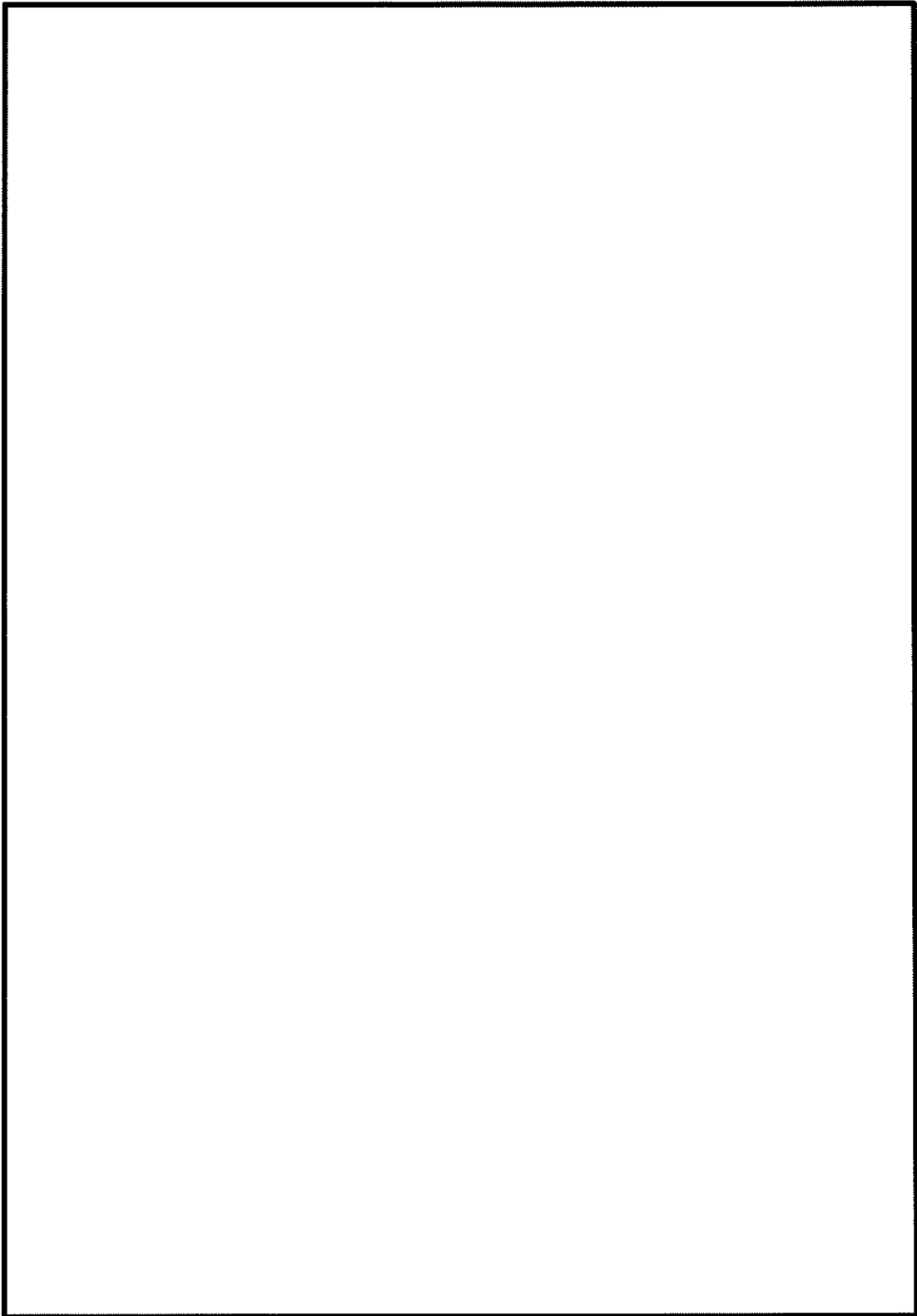
第 1-1 図 燃料体 (GNF3 型) 概要図



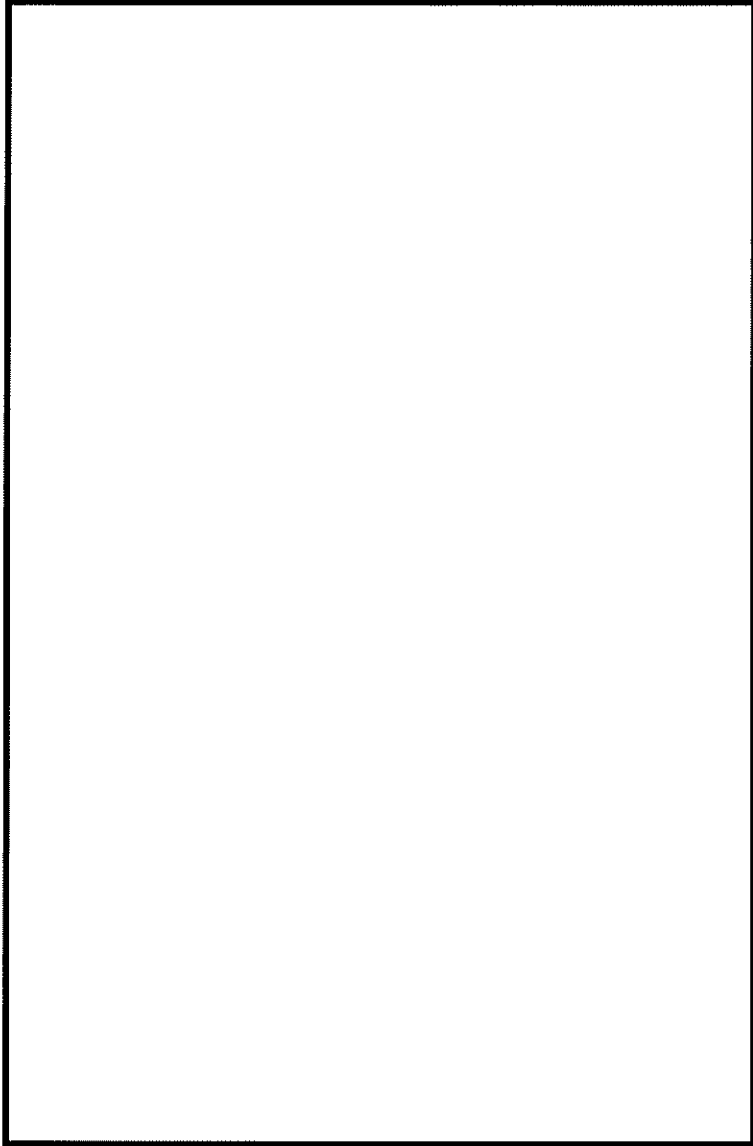
第 2-1 図 GNF3 型の設計用出力履歴



第 4-1 図 GNF3 型の燃料棒構造図

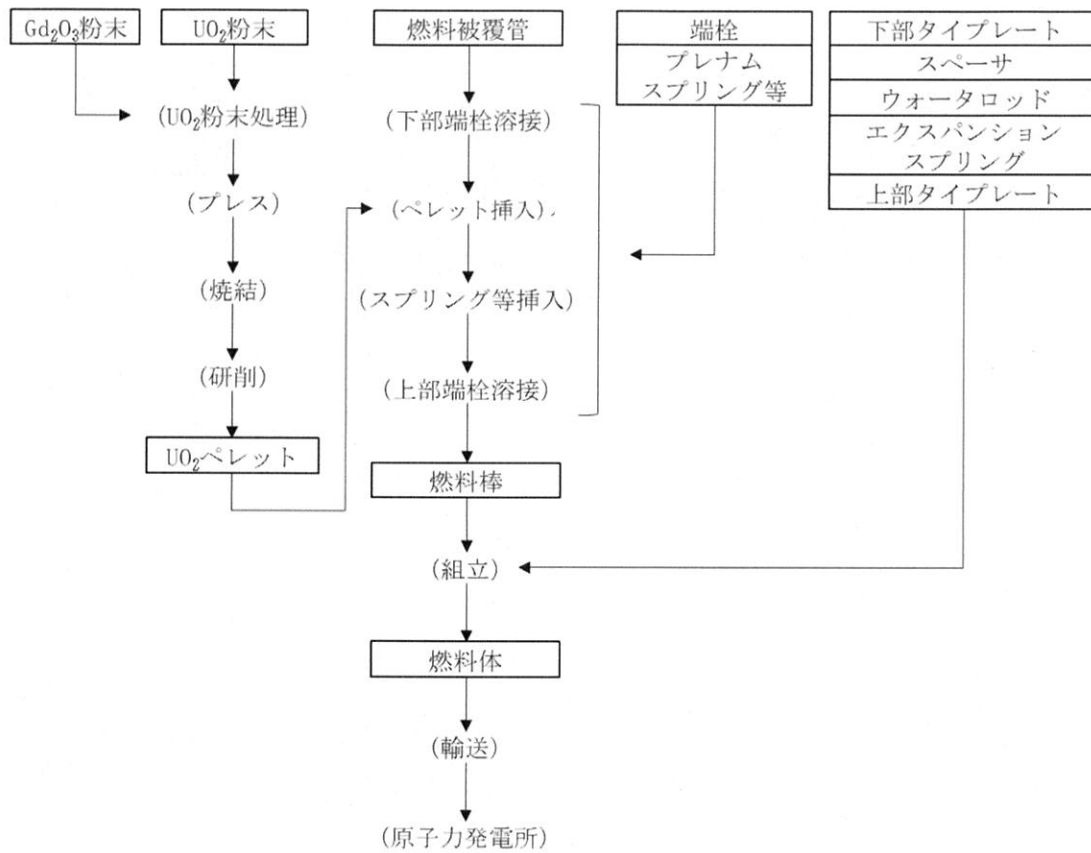


第 4-2 図 GNF3 型の構造図



第 4-3 図 GNF3 型の燃料体内の燃料棒配置図





第 4-4 図 GNF3 型の製造工程概略図

別添 2

添付書類二

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に関する説明書

## 目次

|     |                                      |     |
|-----|--------------------------------------|-----|
| 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.....    | 2-1 |
| 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..... | 2-1 |
| 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..  | 2-6 |

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
- 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

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。

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。

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。

(地震による損傷の防止)

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。

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。

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。

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。

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。

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。

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

二 基準地震動による地震力

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。

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

第1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、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。

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。

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。

### 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。

### 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。

### 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。

### 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。

### 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。

(炉心等)

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。

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。

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。

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。

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。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

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。

#### 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

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。

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。

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。

#### 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。

#### 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。

#### 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。



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。