

5 及び 6 の一 について

燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素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、その機能を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材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。
- (3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

6 の二 について

燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、発電所へ搬入後、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。

二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。

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。

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。

ニ 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。

適合のための設計方針

1 について

- 燃料体等の取扱設備は、下記事項を考慮した設計とする。
- 二 燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。
- 四 使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮へい深さが確保される設計とするなど、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。
- 五 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため十分な考慮を払った設計とする。

2 について

- 一 燃料体等の貯蔵設備は、以下のように設計する。
 - ロ 新燃料の貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とし、また、使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料に加え、全炉心燃料及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。
 - ハ 新燃料貯蔵庫中の新燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は、0.95（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。
使用済燃料ピット中の使用済燃料ラックは、燃料集合体の間隔を十分にとり、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率

は、0.98（解析上の不確定さを含む。）以下となる設計とする。

二 使用済燃料の貯蔵設備は以下のように設計する。

イ 使用済燃料ピットの壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを有し、使用済燃料の上部は十分な水深を持たせた遮へいにより、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を経て最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

また、浄化系は、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

ニ 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても使用済燃料ピット水の著しい減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

(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価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価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、反応度価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価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。

適合のための設計方針

1 について

反応度制御系統としては、制御棒クラスタの位置を制御することによって反応度を制御する制御棒制御系と、1次冷却材中のほう素濃度を調整することによって反応度を制御する化学体積制御設備の原理の異なる2つの系統を設け、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を制御するのに十分な反応度制御能力を有する設計とする。

2 について

反応度制御系統のうち、制御棒制御系は主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を制御し、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組合

せによって所要の運転状態に維持できる設計とする。

制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で未臨界にすることができる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的緩やかな反応度変化の制御に使用するが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で未臨界にし、その状態を維持できる設計とする。

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する設計とする。さらに、反応度制御系統は以下の能力を有する設計とする。

- 一 反応度制御系統は、制御棒制御系による制御棒クラスタの炉心への挿入と、化学体積制御設備による1次冷却材中へのほう酸注入の原理の異なる2つの独立した系統を設ける。
- 二 反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えることなく、高温状態で炉心を未臨界にできる設計とする。

また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分未臨界を維持できる設計とする。

原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの位置が挿入限界を超えないことを監視する。

なお、「2次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後において未臨界を維持できる設計とする。

三 反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に維持できる設計とする。

四 反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系は、1次冷却材の喪失その他の設計基準事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を未臨界にできる設計とする。

また、反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備は、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界に維持できる設計とする。

なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。

五 制御棒クラスタは、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ 1

本が、全引抜位置のまま挿入できないときでも、高温状態で十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界にできる設計とする。さらに、低温状態でも化学体積制御設備によるほう酸注入により、十分な反応度停止余裕を有して炉心を未臨界に維持できる設計とする。

3 について

反応度が大きく、かつ、急激に投入される事象として「制御棒飛び出し」があるが、零出力から全出力間の制御棒クラスタの挿入限界を設定することにより、制御棒クラスタの位置を制限し、制御棒クラスタ1本が飛び出した場合でも過大な反応度が添加されない設計とする。

また、反応度が急激に投入される事象として「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」があるが、この場合には制御棒クラスタの引抜最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。

さらに、これら反応度投入事象に対しては「出力領域中性子束高」等による原子炉トリップ信号を設け、燃料材の最大エンタルピや原子炉圧力が顕著に上昇する前に、発電用原子炉を自動的に停止し、過渡状態を早く終結させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じない設計とする。

(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事。

適合のための設計方針

- 一 放射性気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和 50 年 5 月 13 日原子力安全委員会決定）を満足する設計とする。

放射性液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和 50 年 5 月 13 日原子力安全委員会決定）を満足する設計とする。

(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

1 について

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、想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

2 について

重大事故が発生した場合において、想定した格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異

常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

3 について

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、想定した事故に対して、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

4 について

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、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

第 1.3.1 表 安全上の機能別重要度分類を行う構築物、系統及び機器
(令和 4 年 12 月 28 日 発電用原子炉設置変更許可申請分)

構築物、系統及び機器
燃料集合体

第 1.3.3 表 本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類
(令和 4 年 12 月 28 日発電用原子炉設置変更許可申請分)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 ^(注1)
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物、 系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能	燃料集合体 (ただし、燃料を除く。)	—
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を 通常運転に支障のない程度に低く 抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材 中への放散防止機能	燃料被覆管及び端栓	—

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 ^(注1)
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に 停止し、残留熱を除去し、原子炉冷 却材圧力バウンダリの過圧を防止 し、敷地周辺公衆への過度の放射線 の影響を防止する構築物、系統及び 機器	1) 原子炉の緊急停止機能	—	燃料集合体の制御棒案内シン ブル [MS-1] ^(注2)

(注 1) 間連系については「1.3.2 分類の適用の原則」参照。

(注 2) 直接関連系に相当する。

3. 発電用原子炉及び炉心

3.1 概要

発電用原子炉を構成する要素としては、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒駆動装置等がある。発電用原子炉及び炉心の概要を第3.1.1図及び第3.1.2図に示す。

炉心は、193体の燃料集合体を円柱状に配列して構成し、初装荷炉心では、炉心を3領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用する。

また、炉心は1次冷却設備の軽水により冷却、減速され、その減速材中には、中性子吸収材としてほう酸を入れる。

燃料集合体の燃料棒の配列は、 17×17 であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンブル、残り1本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はプラグイングデバイスの挿入に使用する。

燃料集合体を支持する炉内構造物は、大別して上部炉心構造物及び下部炉心構造物で構成する。

1次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナム部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギーを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギーはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、過剰反応度を抑制し、減速材温度係数を高温出力運転状態で負にするため、必要に応じてバーナブルポイ

ズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

制御棒クラスタは、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化を制御するのに用い、ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等の変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の比較的緩やかな反応度変化を制御するのに用いる。制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式制御棒駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御系によるフィードアンドブリード方式により調整する。

核設計においては、制御棒クラスタ、燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置、燃料の濃縮度、1次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置のままで挿入できない場合でも、原子炉制御設備及び原子炉保護設備とあいまって、適切な反応度制御をできるようにする。また、出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を持ち、軸方向振動に対しては容易に抑制可能である設計とする。

熱水力設計においては、燃料被覆管と1次冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように、燃料集合体の構造、出力分布、炉心流量分布等について適切な設計をするとともに、反応度制御設備、原子炉保護設備等とあいまって燃料の健全性を確保するようにする。

1次冷却材中の腐食生成物及びこれから生成する放射性物質をできるだけ少なくするため、1次冷却材に直接接触する部分には、耐食性材料を用いるか、又は表面を耐食性材料で被覆する。炉心には、耐食性ととともに核特性の優れた材料を選択する。

発電用原子炉及び炉心の主要仕様を第3.1.1表に示す。

3.2 機械設計

3.2.1 燃料

(1) 概要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。申請書本文における五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備　ハ．原子炉本体の構造及び設備　(2) 燃料体　(ii) 燃料被覆材の種類に示す「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」及び「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」(以下、3.2.1では「ジルコニウム基合金」という。)の主成分は第3.2.1表のとおりである。⁽¹⁾⁽²⁾燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンブル、残り1本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はプラグングデバイスの挿入に使用する。

(2) 設計方針⁽¹⁾⁽³⁾

燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、通常運転時及び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設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満足するようにする。

a. 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。また、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

- (a) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。
- (b) 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を超えない設計とする。
- (c) 被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約 310N/mm^2 ～約 590N/mm^2 となる。
- (d) 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して 1% 以下となる設計とする。
- (e) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。

設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

b. 燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより確保する。

また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。

このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。

- (a) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が A S M E Sec. III の規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。
- (b) 輸送及び取扱時に、燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について 6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で 6G と設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。

(3) 主要設備

a. 燃料棒

燃料棒は、第 3.2.1 図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルコニウム基合金被覆管又はジルカロイ-4 被覆管に挿入し、輸送及び取扱時のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4 端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。

二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 97% 又は約 95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 96% 又は約 95% とする。

ペレットの形状は円柱状であり、その両端は凹状に成型し、ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。さらに、端面角部の面取り成型を行い、ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。ペレッ

トから放出される核分裂生成ガス、ペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴うペレット密度変化等により被覆管やシール溶接部に過大な応力が加わるのを防止するため、ペレットと被覆管に適当な間隙を設け、燃料棒にはプレナムを設ける。

被覆管の1次冷却材定格運転圧力による圧縮応力及びクリープを低減するため、燃料棒にヘリウムを加圧充てんする。このヘリウム加圧及びペレットの焼きしまりへの考慮により、燃料寿命中、被覆管にコラプスが起こることはない。⁽¹⁾⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が、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を超えないように考慮している。

b. 燃料集合体

燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

燃料集合体は、第3.2.2図及び第3.2.3(1)図に示すように、17×17の正方配列を形成する燃料棒264本、制御棒案内シンプル24本、炉内計装用案内シンプル1本、支持格子9個（最上部及び最下部は、ニッケル・クロム・鉄合金、中間部はジルカロイ-4又はニッケル・クロム・鉄合金を材料とする。）、上部ノズル及び下部ノズル各1個等で構成する。⁽¹⁾⁽⁶⁾

二酸化ウラン燃料集合体は、すべての燃料棒が二酸化ウラン燃料棒であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体は、燃料棒のうち24本又は16本がガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒である。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の配置を第3.2.3(2)図及び第3.2.3(3)図に示す。

燃料集合体は、外側板のない、いわゆるキャンレスタイプで、1次冷却材の混合を良好にして熱除去効率を高める等の特徴を有する構造であり、燃料棒を各支持格子の単位格子当たり6点で支持することにより燃料棒相互の位置、すなわち水路間隔を保持している。

制御棒は、制御棒案内シンプルとの間に十分な間隙があり、容易に挿入又は引き抜きができる。制御棒案内シンプルの下部は、径を小さくして内部の水によるダッシュポット効果により制御棒落下を緩衝する構造としている。

(4) 主要仕様

a. 燃料棒

ペレット及び被覆管の仕様を第3.2.1表に示す。

b. 燃料集合体

燃料集合体の仕様を第3.2.1表に示す。

(5) 評価

a. 構成材料⁽¹⁾⁽²⁾

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材（ジルコニウム基合金又はジルカロイ-4）及び充てんガス（ヘリウム及び空気、又はヘリウム）に対して化学的に不活性であり、高温水による腐食も無視し得る程度である。また、ガス状あるいは高い揮発性を有するものを含めて、核分裂生成物を保持する能力がある。

ジルコニウム基合金及びジルカロイ-4は、小さな吸収断面積を有し中性子経済性に優れ、ペレット-被覆管の相互作用や内外圧差による変形に十分耐える高い強度を有し、1次冷却材、二酸化

ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン、核分裂生成物等に対して高い耐食性を示し、かつ、高い信頼性を有する材料である。

また、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼も、使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

b. 照射効果

燃料の燃焼が進むとペレット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。

ペレットの焼結に当たっては、二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 97% 又は約 95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 96% 又は約 95% にするとともに、照射中の焼きしまりを小さくするような方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ、その核設計及び熱水力設計への影響は小さい。⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽⁹⁾

燃料寿命を通じて、熱膨張及び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に、また、燃料温度が過大にならないように、ペレットと被覆管の間隙を決定している。

ペレットと被覆管の間隙の熱伝達率は、主として間隙中のガスの熱伝導率、間隙の大きさ及びペレットと被覆管が接触する場合はその接触圧に依存する。

燃料が燃焼するにつれ、間隙中には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ガス及びペレット中に含まれる揮発性不純物が蓄積してくる。これらの核分裂生成ガス及び揮発性不純物は、一般的に間隙の熱伝達率を小さくするが、本原子炉の燃料では、間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成ガス及び揮発性不純物の影響が小さくなるように考慮している。

また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物が燃料の溶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、燃料の溶融点はわずかな割合（10,000MWd/t 当たり約 32℃）で低下する傾向にある。また、燃焼に伴いペレット熱伝導率は低下する。⁽¹⁾⁽²⁾

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て上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械設計を行っている。

c. 燃料棒⁽¹⁾⁽³⁾

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

なお、燃料棒の性能評価には、計算値を実験により検証して、その妥当性が確認されている燃料棒挙動解析モデルを用いる。⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

(a) 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点は、実験結果⁽¹²⁾を基に、未照射二酸化ウランでは約 2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000 MWd/t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd/t では約 2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では

2,580℃、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000MWd/t 当たり 32℃ とし、燃焼度 71,000MWd/t では 2,350℃ とする。ただし、第 1 ～ 第 18 領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度 62,000MWd/t では 2,400℃ とする。なお、3.2.1 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、二酸化ウランに比し幾分低下することを考慮して、未照射燃料では約 2,700℃ とし、燃焼に伴う溶融点の低下は 10,000MWd/t 当たり 32℃ とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t ではさらに溶融点の燃焼に伴う低下を考慮して 2,440℃ とする。ただし、第 4 ～ 第 18 領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t では 2,490℃ とする。なお、3.2.1 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度を同一集合体内の通常二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より 1.6wt% 下げ、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低減させる設計としている。なお、第 4 ～ 第 18 領域燃料のガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度

については、同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より 1.5wt% 下げる。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなるペレット初期密度約 95%理論密度の場合の燃料寿命初期約 1,200MWd/t であり、その制限値は 2,570°C となるが、定格出力時の最大線出力密度 43.1kW/m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 59.1kW/m に対する燃料中心最高温度は、第 3.2.4 図に示すようにそれぞれ約 1,830°C 及び約 2,270°C であり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約 97%理論密度の場合は、燃料寿命初期 0 MWd/t において、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなり、この場合制限値は 2,580°C となるが、定格出力時の最大線出力密度 43.1kW/m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 59.1kW/m に対する燃料中心最高温度は、それぞれ約 1,800°C 及び約 2,220°C であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより、定格出力時の最大線出力密度は 33.4kW/m、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は 44.3kW/m としているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれペレット初期密度約 96%理

論密度、ガドリニア濃度約 10wt% の場合の約 1,680℃及び約 2,040℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値 2,440℃を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約 95%理論密度、ガドリニア濃度約 6 wt% の場合は、定格出力時の最大線出力密度 33.4kW/m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 44.3kW/m に対する燃料中心最高温度は、それぞれ約 1,610℃及び約 1,960℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値 2,440℃を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度も、それぞれの溶融点より十分低い。

(b) 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも、通常運転時において、第 3.2.5 図に示すように過大となることはなく、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である約 18.6MPa～約 19.7MPa を超えることはない。

(c) 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料棒内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料棒をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、

被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

(d) 被覆管の歪

燃料棒の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮荷重を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第3.2.6図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び燃料棒内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を3.2.1(2)の設計方針で示した1%以下に保つことができる。

(e) 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリップ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルは Langer and O'Donnell の曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る。

その他の考慮事項として、被覆管には燃料寿命中、1次冷却材との反応により酸化膜が形成され、これに伴って被覆管肉厚は減少するが、その減肉は小さく、肉厚の減少による被覆管の応力増加は問題とならない。また、被覆管の腐食により発生する水素の一部は被覆管に吸収されるが、この水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における線出力密度は、燃料棒破損の起きないことが確認されている範囲にあり、ペレット－被覆管相互作用による燃料棒破損は発生しない。

d. 燃料集合体⁽¹⁾⁽³⁾

燃料集合体には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送及び取扱時に種々の荷重が加わるが、以下のようにその機能が維持されている。

燃料集合体の性能評価は、実験、有限要素法構造解析等により行う。

(a) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

支持格子のばね強度を適切に選ぶこと、又は支持格子が燃料棒の動きに追従することにより、燃料棒と制御棒案内シンプルの相対変位による過度の応力及び燃料棒曲がりは発生しない。また、燃料集合体の全長並びに燃料棒と上部ノズル及び下部ノズル、又は燃料棒と上部ノズルとの間隙を適切に選ぶことにより、燃料集合体の照射による軸方向の伸び並びに燃料棒の照射成長及び熱膨張による軸方向の伸びを吸収できる。

1次冷却材の流動に伴って燃料集合体に生じる揚力は、上部ノズル押えばねの変位による反力で抑えられている。これによって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

燃料棒は、適切に選ばれたばね強度を有する支持格子により単位格子当たり6点で支持されるとともに、支持格子は隣接する燃料集合体の支持格子と過大な位置ずれを起こさないことから、燃料棒の水力振動の振幅は小さく、燃料棒に発生する応力による疲労は無視できる程度に小さい。同様に燃料寿命中の水力振動によるフレットング摩耗も問題とならない。

制御棒クラスタのトリップ挿入は、燃料寿命中の回数が少ないので、上部ノズル、下部ノズル及び制御棒案内シンプルの疲労に与える影響は小さい。

9個の支持格子数は、燃料棒のわん曲軽減対策として採用されたものである。熱水力設計では、燃料棒曲がりDNB試験の結果を踏まえて燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度及び頻度を考慮した設計としている。^{(13) (14)}

なお、燃料集合体の構成部品は、1次冷却材に対して高い耐食性を有するとともに、燃料棒を除き非発熱体であることから、

その1次冷却材による腐食は問題とならない。

(b) 輸送及び取扱時の健全性

燃料取扱時のクレーンによる荷重は、上部ノズル及び下部ノズルに加わるが、荷重の大きさは、使用されるクレーンの特性で決まり3G～4G程度である。

また、輸送時には上部ノズル、下部ノズル及び各支持格子に荷重に加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計で監視し、6G以下であることを確認する。

以上より、輸送及び取扱時の荷重を、軸方向について6G、横方向についても、各支持格子部固定の条件で6Gとして設計しているため、構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

なお、燃料集合体に6Gを超える荷重が加わったと考えられる場合には、健全性について再評価を行う。

(6) 燃料の製造及び検査

燃料集合体の製造工程の概要を第3.2.19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確認する。各段階での品質管理は、製造工程書類及び品質管理計画書によって定める。

ペレットについては、ペレットの密度、化学成分、外観等の検査を行う。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。端栓溶接部の健全性は、X線検査又は超音波検査によって確認する。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。燃料集合体の組立後には、燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査及び目視検査を行う。

発電所到着後は、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。

また、燃料の使用中は、運転時の1次冷却材中の放射性物質濃度の監視及び燃料取替時の検査によりその健全性を確認する。

(7) 燃料の使用実績⁽¹⁵⁾ ⁽¹⁶⁾

ジルカロイ被覆燃料は1960年代より商業用加圧水型原子炉で本格的に使用され、今日に至るまで多数の使用実績を有しており、それらの使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験はその後の商業用加圧水型原子炉の燃料設計、運転条件、燃料製造技術等の向上に反映されている。このジルカロイと成分がほとんど同じジルコニウム基合金被覆燃料についても、海外の試験炉、商業炉で照射されており、さらに国内における先行照射が1997年から2002年にかけて実施されている。国内における2022年3月までのジルカロイ被覆燃料及びジルコニウム基合金被覆燃料の商業炉での使用実績は、約655万本に達している。

試験燃料の中には、最大線出力密度約69kW/mで照射されたものやペレット最高燃焼度が約80,000MWd/tに達したものがあり、本原子炉の定格出力時における最大線出力密度43.1kW/m、燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/t相当を十分に上回る照射実績が得られている。

3.3 核設計

3.3.1 概要

発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウランを燃料とする軽水減速の加圧水型原子炉であり、核分裂は、主として軽水で減速された熱中性子によるものである。核特性上の主要因子である減速材／ウラン体積比は約3.4～約3.6である。発電用原子炉は、起動時には高温状態まで加熱後臨界とし、停止時には高温状態で臨界未満とした後低温状態まで冷却する。

出力運転時における炉心内での蒸気ボイドの発生は無視できる。また、定格出力運転中は制御棒クラスタがほぼ全引抜状態にあり、燃料の燃焼に伴う反応度変化をほう素濃度調整により制御するため、燃料の燃焼に伴う炉心内出力分布の変化は小さい。燃料集合体の燃料棒は、約12.6mmのピッチで17×17の正方格子をなすように配列しており、そのうち25本は燃料棒が入らない水路等となるが、ピッチが小さいため局所的な出力ピーキングは大きくなることはない。さらに、燃料集合体を適切に配置し、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することで出力ピーキングを適切な範囲に抑えることができる。

ドップラ係数は常に負であり、減速材温度係数は高温出力運転状態では負に保たれているため、発電用原子炉に固有の安全性を与えている。また、キセノンによる出力振動のうち、径方向振動は収束性であり、軸方向振動も炉心寿命中の大部分において収束性である。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、たとえ振動が生じても制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。

3.3.2 設計方針

(1) 発電用原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。

a. 通常運転時及び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設備の保護動作とあいまって燃料の健全性を確保できる炉心特性を有すること。

b. 最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が全引抜状態であっても、常に炉心を臨界未満にすることができること。

c. 原子炉制御設備により炉心を連続的に、かつ、安定に制御できること。

d. 通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。

(2) これらを基本とし、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮した上で、以下の方針に基づき具体的設計を行う。

a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では $0.016\Delta K / K$ 以上の反応度停止余裕を与える設計とする。さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも $0.010\Delta K / K$ 以上の反応度停止余裕を確保できる設計とする。

b. 制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果せるように制限する。

すなわち、制御棒クラスタの最大反応度価値は制御棒クラスタ 1 本が挿入限界位置から飛び出した場合、高温全出力時 0.0012Δ

K / K 以下、高温零出力時サイクル初期で $0.0066\Delta K / K$ 以下、サイクル末期で $0.0087\Delta K / K$ 以下となる設計とする。また、最大反応度添加率は2つのバンクの制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、 $75 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / s$ 以下となる設計とする。さらに、高温全出力運転中全引抜位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は $2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$ を上回らない設計とする。

c. 反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように、ドップラ係数は常に負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となる設計とし、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を有する設計とする。

d. 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度及び最小DNBRの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数が3.3.5(3)のb.に記載する条件を満たす設計とする。

e. 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、又はたとえ振動が生じてもそれを検出し、容易に抑制できる設計とする。

f. 燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は、 $55,000\text{MWd}/t$ 以下となる設計とする。ただし、第1～第18領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は $48,000\text{MWd}/t$ 以下となる設計とする。

3.3.3 解析方法⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾⁽²¹⁾

発電用原子炉の核的性能を評価するための核設計計算には、多群中性子輸送理論及び少数群中性子拡散理論を使用する。

発電用原子炉の核的性能の計算は、少数群定数計算及び炉心核計算の2種類に大別される。

(1) 少数群定数計算

本計算は、ペレット、被覆管、減速材等で構成される燃料集合体の集合体単位又は各構成要素の単位セルごとの均質化した少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める。少数群定数は燃料集合体の各物質の多群断面積を用いて燃料集合体を対象とした中性子輸送計算又は中性子拡散計算を行い、中性子スペクトル及び中性子束空間分布を計算し、これに基づいてスペクトル加重平均を行うことにより求める。燃料集合体単位の少数群定数を求める場合は、集合体均質化に伴う誤差を除去するための中性子束不連続因子を同時に求める。

(2) 炉心核計算

本計算は、炉心の出力分布、燃焼度、制御棒価値、停止余裕、炉心寿命等を求める。

本計算においては、少数群定数計算で得られた群定数及び中性子束不連続因子を用いて、少数群中性子拡散理論に基づく3次元拡散計算を行う。さらに、ピンパワーリカバリ法あるいは詳細出力分布合成法を用いて、燃料棒単位の詳細な出力分布を求める。

(3) 実測値との比較

前述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び国内外の加圧水型軽水炉の運転試験結果や実績との比較があり、いずれも非常

に良い一致を得ており、十分な計算の信頼性を確認している。

3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

3.3.2の設計方針を満足させる核設計値を第3.3.1表に示す。

制御棒クラスタの配置を第3.3.1図に、さらに、取替炉心の代表的なケースとして平衡炉心の燃料集合体の配置を第3.3.3図に示す。

3.3.5 核設計の内容

(1) 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、炉心の過剰反応度を抑制するため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び反応度制御能力を第3.3.1表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第3.2.12図に示す。

a. 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、その機能によってA、B、C及びDの4バンクからなる制御グループと、 S_A 、 S_B 、 S_C 及び S_D の4バンクからなる停止グループに分け、バンク単位で挿入又は引き抜きを行う。制御グループは発電用原子炉の出力を制御し、停止グループは制御グループとともに原子炉トリップを行う。原子炉トリップ時には、制御棒クラスタ53本が重力で炉心に落下する。制御棒クラスタは、第3.3.1図のように炉心内に配置し、次のような反応度制御能力を有する。

- (a) 制御グループの制御棒クラスタは、原子炉出力が高温零出力から高温全出力まで変化したときの、1次冷却材温度変化、燃料温度変化、少量のボイド生成等による反応度変化を制御する。
- (b) 制御グループの制御棒クラスタは、ほう素濃度、1次冷却材温度、キセノン濃度等が微小変化した時の反応度変化を制御する。
- (c) 制御グループの制御棒クラスタは、タービン負荷が5%/minのランプ状変化、10%ステップ状変化及びタービンバイパス制御系作動を伴う急激なステップ状減少をした時、発電用原子炉が安定に応答できるのに十分な反応度の微分価値を有する。
- (d) 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタのみで、発電用原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とする能力を有する。

制御棒クラスタは、以上の能力を有するとともに、中性子吸収材の減損等を考慮して、十分余裕がある設計とする。原子炉運転中は、出力分布の平坦化、反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度を制限するため、停止グループは全引抜位置に保持し、制御グループは挿入限界以上に保持する。

上に述べたように、高温全出力から高温停止に移行する場合は、制御棒クラスタを用いて反応度制御を行うが、その際、3.3.2に述べた設計方針の反応度停止余裕が確保される必要がある。反応度停止余裕は、制御棒クラスタの反応度と制御棒クラスタにより制

御すべき所要制御反応度との差であり、これらは3.3.3に述べた核設計計算により求める。

所要制御反応度は出力欠損とボイド減少による反応度の和となる。出力欠損による反応度は、高温全出力から高温零出力までの燃料温度低下、減速材温度低下及び中性子束再分布により添加される正の反応度である。また、ボイド減少による反応度は、高温全出力でわずかに発生しているボイドが出力低下により消滅することによって添加される正の反応度である。制御棒クラスタの反応度は、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、計算上の不確定性を考慮して10%の余裕をみて評価している。

所要制御反応度は、主として減速材温度係数がより負側に移行するため、サイクル末期で最大となる。

代表的なケースとして、平衡炉心及び予定外取出しのある炉心における所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第3.3.2表に示すとおりであり、所要の反応度停止余裕を十分確保している。

制御棒クラスタ引き抜きによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタ最大駆動速度及び制御棒クラスタの各バンクの反応度価値で定まる。制御棒クラスタ最大駆動速度は、約114cm/minであり、2つのバンクが同時に最大速度で引き抜かれた場合でも、最大反応度添加率は $75 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / s$ を十分下回っている。

また、定格出力運転中、全引抜位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$ を上回る

ことはない。

さらに、制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度は、高温全出力時 $0.0012\Delta K/K$ を、高温零出力時サイクル初期で $0.0066\Delta K/K$ 、サイクル末期で $0.0087\Delta K/K$ を十分下回っている。

b. ほう素濃度調整

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により行い、次のような比較的緩やかな反応度変化を制御する。

- (a) 高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化
- (b) キセノン、サマリウム等の濃度変化に伴う反応度変化
- (c) 燃料の燃焼に伴う反応度変化

本設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも $0.010\Delta K/K$ 以上の反応度停止余裕を確保できる。

ほう素希釈による正の反応度添加率は、ほう素希釈速度とほう素による反応度効果で定まり、ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

1次冷却材のほう素濃度を高めに考慮し、充てんポンプ3台を最大流量で運転して純水を1次冷却系に注入した場合でも、ほう素希釈速度は約 $11\text{ppm}/\text{min}$ 以下であり、正の反応度添加率は $1.1\times 10^{-3}(\Delta K/K)/\text{min}$ 以下である。一方、ほう酸ポンプ1台及び充てんポンプ1台使用時のほう素添加速度は、約 $3.2\text{ppm}/\text{min}$ であり、この場合、ほう素による反応度効果を低めに考慮しても、 $0.18\times 10^{-3}(\Delta K/K)/\text{min}$ 以上の負の反応度添加が可能である。

燃料取替時のほう素濃度は、 $3,100\text{ppm}$ 以上であり、制御棒クラスタ全挿入の状態を実効増倍率を 0.95 以下に、また、制御棒クラスタ

なしでも炉心を臨界未満にできる。

(2) 反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、圧力、ボイド等の炉心状態量の変化に対する反応度の変化の割合を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1表に示す。

ドップラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用している本原子炉では、常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、一般に負である。しかし、減速材中にほう素が存在する場合には、その濃度が高くなると減速材温度係数が正になることもあり得る。これは、温度上昇により減速材密度が減少すると炉心中のほう素の量が減ることになり、反応度に正の増分効果を及ぼすためであるが、バーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、減速材温度係数を高温出力運転状態において負の値とする。

減速材密度係数は、減速材密度の変化に対する反応度変化の割合であり、高温出力運転状態において減速材温度係数を負に保つ限り正である。

圧力係数及びボイド係数による反応度が炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な2つの効果、ドップラ係数及び減速材温度係数は、高温出力運転中常に負に保たれており、発電用原子炉に固有の安全性を与えている。

(3) 出力分布⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽²²⁾

a. 熱水路係数の定義

核設計及び熱水力設計で定義する熱水路係数は次のとおりである。

(a) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)

核的エンタルピ上昇熱水路係数は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。

なお、定格出力時全制御棒クラスタ引抜状態における核的エンタルピ上昇熱水路係数は、水平方向出力分布に関する核設計上のパラメータ（水平方向ピーキング係数 $F_{X Y}^N$ ）である。

(b) 核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N)

核的熱流束熱水路係数は、設計仕様に基づいた炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子から成っている。

$$F_Q^N = \text{M a x} \{ P (X , Y , Z) \} \times F_U^N$$

ここで、

$P (X , Y , Z)$: 炉心位置 (X, Y, Z) における局所相対出力

F_U^N : 核的不確定性因子 (1.05)

また、ペレット焼きしまりの効果を含める場合の核的熱流束熱水路係数は次式で表される。

$$F_Q^N = \text{M a x} \{ P (X , Y , Z) \times S (Z) \} \times F_U^N$$

ここで、

$S (Z)$: 炉心高さ Z におけるペレット焼きしまりによる出力
スパイク係数

(c) 工学的熱流束熱水路係数 (F_Q^E)

工学的熱流束熱水路係数は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子である。ペレットの直径、密度、濃縮度、被覆管直径等の製造公差を統計的に組み合わせた設計値 1.03 を使用する。

(d) 熱流束熱水路係数 (F_Q)

熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、次式で表される。

$$F_Q(Z) = \text{Max} \{ P(X, Y, Z) \times F_U^N \times F_Q^E \} \quad x, y$$
$$F_Q = \text{Max} \{ F_Q(Z) \} \quad z$$

ここで、

$F_Q(Z)$: 炉心高さ Z における最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比

また、ペレット焼きしまりの効果を含める場合の熱流束熱水路係数は次式で表される。

$$F_Q = \text{Max} \{ F_Q(Z) \times S(Z) \} \quad z$$

b. 通常運転時の出力分布

通常運転時の出力分布が以下を満足する設計とする。

$$F_{\Delta H}^N \leq 1.64 \times \{ 1 + 0.3(1 - P) \}$$

$$F_Q(Z) \leq 2.32 \times K(Z) / P \quad (P > 0.5)$$

(ペレット焼きしまり効果を含まない)

$$\leq 4.64 \times K(Z) \quad (P \leq 0.5)$$

(ペレット焼きしまり効果を含まない)

ここで、

P : 原子炉相対出力

$K(Z)$: 第 3.3.5 図に示す炉心高さ Z に依存する F_Q 制限係数
上記方針を満足させるため、次により出力分布を平坦化する。

- (a) 初装荷炉心においては、炉心を 3 領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用し、外周部の濃縮度を高くする。また、中央 2 領域は、チェッカーボード状に配置し、バーナブルポイズン配置と組み合わせて、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。初装荷炉心の燃料集合体配置を第 3.3.2 図に示す。取替炉心の新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、水平方向出力分布の平坦化等を考慮して決定するが、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。
- (b) 出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシシャルオフセットがある。アキシシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上部信号 (ϕ_t) 及び下部信号 (ϕ_b) を用いて次のように定義する。

$$\text{アキシシャルオフセット} = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b}$$

通常運転時は、アキシシャルオフセットを適正な範囲に保つ。このため、通常運転時はアキシシャルオフセットを常時炉外核計装で監視し、必要があれば制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

種々の出力分布におけるアキシシャルオフセットと熱流束熱水路係数 (F_Q) との対応を整理した結果によると、アキシヤ

ルオフセットをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数もある範囲に保たれる。このため、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑えることによって、 $F_Q(Z)$ を許容値以下にすることができる。

c. 運転時の異常な過渡変化時における出力分布

運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ、燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」がある。「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」が発生すると、制御棒クラスタが自動制御の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。これらの異常な出力分布状態においても、原子炉保護設備の働きにより、燃料中心最高温度及び最小DNBRに対する制限を超えるような出力分布が起こらないようにする。

(4) 安定性⁽²²⁾⁽²³⁾

キセノンによる出力分布の空間振動で問題となるのは、軸方向振動のみであり、水平方向振動は、炉心寿命中十分な減衰性を有する。軸方向振動に対しては、減速材温度係数による効果は小さいが、ドップラ係数が振動の抑制に大きな効果を有している。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、この軸方向振動は、制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを適

正な範囲に維持することにより、容易に避けることができるとともに、たとえ振動が生じてもそれを検出し、制御グループの制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。もし、アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備の作動による出力低下あるいは原子炉保護設備の作動による原子炉トリップを行う。

(5) 燃料取替えと取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰反応度が低下すると、比較的燃焼の進んだ燃料集合体を取り出し、同数の燃料集合体を装荷する。新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、水平方向出力分布の平坦化等を考慮して決定する。

燃料取替えは、約400EFPD(全出力換算日)ごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが、その共存性については問題ないことを確認している。⁽²⁴⁾

a. 燃料取替え

定期的な燃料取替えにおいては、設備利用率等の運転条件を考慮のうえ、所定のサイクル寿命を与えるのに必要な取替燃料の濃縮度及び燃料取替体数を決定する。取出燃料、炉心内の燃料配置等は、燃料取替時の燃焼度実績等を考慮したうえ決定する。標準的な燃料取替方式を想定した場合、取出燃料の体数は、多少の変動はあるが代表的なケースである平衡炉心で約60体であり、その際の取出燃料の平均燃焼度は、約50,000MWd/tである。

運転上の要求、燃料損傷等により、予定した定期的燃料取替以外の時期に燃料取替えを行う必要が生じることも考えられる。このような場合、取出燃料の平均燃焼度が変わることはあり得る。

b. 取替炉心の安全性

取替炉心の安全性は、各取替サイクルにおいて、核的熱水路係数等の炉心パラメータが本節に記載している安全解析使用値から逸脱しないことを実測あるいは計算により確認する。

燃料取替えの詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて燃料取替時に決定するが、ここでは代表的なケースとして平衡炉心及び予定外取出しのある炉心の2ケースの燃料取替方式を想定し、各サイクルの炉心特性から取替炉心の安全性について示す。

想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.3.3表に、燃料集合体配置図を第3.3.3図及び第3.3.4図に示す。

各ケースの炉心の安全性確認項目の評価結果は第3.3.4表に示すとおりであり、安全解析使用値を満足する炉心が設計できる。

3.4 熱水力設計

3.4.1 概要

炉心の熱水力設計は、3.3に記載した核設計とあいまって、炉心熱出力、熱流束、熱伝達面積、1次冷却材流量、原子炉圧力、1次冷却材温度、熱水路係数、燃料中心温度、最小DNBR等を勘案して決定される。

定格出力時の炉心熱出力約3,411MWは、193体の燃料集合体による実効熱伝達面積約5,550m²と炉心の平均熱流束約599kW/m²とによって達成される。

これを冷却する1次冷却材は、全流量約60.1×10⁶kg/h、圧力約15.4MPa [gage]、原子炉容器入口温度約289℃、原子炉容器出口温度約325℃である。

3.4.2 設計方針

熱水力設計は炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針の下に行う。

- (1) 最小DNBRは、許容限界値以上である設計とする。

ここで、DNBRは、限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束（これを「DNB熱流束」という。）と実際の熱流束との比で定義される。

- (2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とする。

ここで、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,580℃、燃焼度71,000MWd/tで2,350℃とし、こ

の間は燃焼に伴って低下するものとする。ただし、第1～第18領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd/tでは2,400℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tで2,440℃とする。ただし、第4～第18領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,490℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

- | | |
|---------------|----------|
| a. 最小DNBR | 2.19 |
| b. 燃料棒最大線出力密度 | 43.1kW/m |

3.4.3 解析方法

(1) 炉心の熱水力解析⁽²⁵⁾⁽²⁶⁾

炉心の熱水力解析では、軸方向流路に沿って1次冷却材の密度、流量、エンタルピ、ボイド率、静圧等の熱水力パラメータを計算する。本解析は次の3段階に分けて行う。

a. 炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし、炉心を燃料集合体ごとに分け、各燃料集合体の流量、エンタルピ、圧損、温

度、ボイド率並びに燃料集合体間のエネルギーの収支及び流量の収支を求める。

b. 熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を4つに分割し、入口流量条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量の収支及びエネルギーの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として、

a. と同様の熱水力特性諸量を求める。

c. 各水路の解析

熱水路を含む1/4燃料集合体について各水路の発熱量を入力し、

b. で得られる結果を境界条件として各水路の熱水力パラメータを解析する。

D N B R の評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが、D N B 熱流束は冷却材条件に応じて、3.4.5(1)に述べる相関式に基づいて計算する。

(2) 燃料温度解析⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

燃料温度の解析は半径方向熱伝導モデルにより行う。

燃料温度に影響を与える因子、すなわち二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率、被覆管・1次冷却材熱伝達係数、ギャップコンダクタンスに影響を与える内部ガスの成分及び圧力、ギャップ寸法（又は接触圧）等は実験式又は半実験的モデルで適切に計算する。

この解析モデルによる温度計算値は、実験値と良い一致が得られている。

なお、燃料温度の解析においては、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

3.4.4 熱水力設計値

3.4.2に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第3.4.1表のとおりである。

3.4.5 熱水力設計の内容

(1) D N B R (1) (6) (13) (14) (24) (25) (26) (27) (28) (30)

熱水力設計では、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小D N B Rが許容限界値を下回ることを防ぐため、炉心運転限界を設定する。

D N B Rの評価には、実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い、D N B熱流束は冷却材条件に応じてD N B関連式により求める。D N B熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.4.3(1)に述べた炉心の熱水力解析による結果を使用する。

本評価には、D N B関連式として主に「M I R C - 1 関連式」又は「N F I - 1 関連式」を使用する。

D N Bは、水力的条件及び熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力及び蒸気重量率の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

「M I R C - 1 関連式」及び「N F I - 1 関連式」は、上記局所的パラメータ及びシステムパラメータの各種条件下における混合羽根付支持格子を用いた管群のD N B試験結果から求めたものであり、本原子炉のD N B熱流束を適切に求めることができる。

D N B関連式に入力される炉心内局所的冷却材条件は、T H I N C - IVコード又は改良C O B R A - 3 Cコードによるサブチャン

ネル解析により求められる。

「M I R C - 1 相関式」又は「N F I - 1 相関式」を用いた最小 D N B R の評価には、改良統計的熱設計手法を使用する。改良統計的熱設計手法では、D N B 試験の結果より得られた D N B 相関式の不確定性と、統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性を一括して統計的に取り扱い、これらの不確定性は最小 D N B R の許容限界値の中で考慮する。

統計的に取り扱う入力パラメータについては、最確値を入力としてサブチャンネル解析を行い、得られた局所冷却材条件を D N B 相関式に入力して求められる D N B R 最確値を最小 D N B R の評価値とする。

最小 D N B R の評価値は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次式で与えられる最小 D N B R の許容限界値 ($D N B R_{S L}$) 以上である設計とする。

$$D N B R_{S L} = D N B R_{D L} / F_{D N B R, Z}^M$$

$$1.0 = D N B R_{D L} \times F_{D N B R, Z}^U$$

ここで、

$D N B R_{S L}$: 最小 D N B R の許容限界値

$D N B R_{D L}$: D N B R 設計限界値

$F_{D N B R, Z}^M$: D N B ペナルティのための余裕

$F_{D N B R, Z}^U$: D N B 相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小 D N B R の確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確定性因子

本原子炉での改良統計的熱設計手法における最小DNBRの許容限界値の設定については、以下のとおりとする。

a. DNBR 相関式の不確定性

平均値を 1.0 とし、DNBR 相関式の不確定性に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

b. 統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性

(a) 1次冷却材流量

定格流量を最確値とし、流量測定誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、炉心入口流量の不均一性については、熱水路を含む燃料集合体への冷却材流量を平均より 5% 減少させることにより考慮する。

(b) 炉心バイパス流量

炉心の冷却材流量には、熱除去に寄与しないバイパス流量として以下を考慮する。

i. 原子炉容器上部ふた部へ向かう流れ

ii. 制御棒案内シンブルを通る流れ

iii. 原子炉容器と炉心槽の間隙を経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ

iv. 炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ

これらのバイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定した最確値と、各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(c) 原子炉出力

定格値を最確値とし、熱出力校正誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(d) 1次冷却材平均温度

定格値を最確値とし、温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(e) 炉心圧力

炉心部分の圧力評価値に基づいて設定した最確値と、圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(f) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)

炉心の出力分布は、主として濃縮度、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置、原子炉出力、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。DNB熱流束の評価には水路に沿って出力を積分したエンタルピ上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) が重要になる。 $F_{\Delta H}^N$ の最確値は、水平方向ピーキング係数 ($F_{X Y}^N$) の上限値に基づいて設定し、実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取り扱う。

なお、部分出力時における $F_{\Delta H}^N$ の最確値としては、定格出力時での値に係数： $\{1+0.3(1-P)\}$ (P ：相対出力) を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って $F_{\Delta H}^N$ の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより、水平方向出力ピークが上昇するためであるが、「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップ設定にこの影響を盛り込んでいるので、炉心の安全性は確

保されている。

(g) エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径、密度及び濃縮度の製造公差によるエンタルピ上昇への影響については、定格値（1.0）を最確値とし、製造公差及び燃料製造実績データに基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、統計的に取り扱わない以下のものについては、固定値として取り扱う。

(a) 軸方向出力分布

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン再分布等によって大幅に変化するが、運転中の出力分布変動に余裕を持って対処できるように最大と平均の比が 1.62 であるコサイン分布を DNB 評価に用いる。

(b) 熱拡散係数

水路間のエンタルピの混合割合は、水路間エンタルピ差、1 次冷却材の密度及び流速に比例する。この混合割合を無次元の熱拡散係数（TDC）によって表現する。

9 段の支持格子を持つ 17×17 燃料集合体を模擬した TDC 実験等を行い、TDC の平均値として約 0.030 以上の値を得たが、設計には十分な余裕を見込んで 0.026 を使用する。

c. 最小 DNB R の許容限界値の設定

DNB 相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小 DNB R の確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布に基づき、最小 DNB R の許容限界値（ $DNBR_{SL}$ ）を設定する。

本原子炉における最小DNBRの許容限界値は、上記の一括して統計的に取り扱った確率分布の95%下限値が1.0となる時のDNBR最確値、すなわちDNBR設計限界値($DNBR_{DL}$)に、燃料棒曲がりによるDNBペナルティ及び支持格子の圧損係数の異なる燃料集合体が同一炉心に混在することにより生じ得るDNBペナルティを見込んだ余裕($F_{DNBR, Z}^M$)を考慮して1.42とする。

以上に述べた最小DNBRの許容限界値に対し、定格出力時の最小DNBRを求めると第3.4.1表に示すように2.19である。

なお、運転時の異常な過渡変化時において、炉心圧力が9.8MPa未満に低下する事象に関しては「W-3相関式」を使用する。

「W-3相関式」は、種々の冷却材条件下におけるDNB試験の結果より求めた等価一様DNB熱流束に関する相関式を基本として、発熱分布の効果等を考慮した相関式であり、圧力9.8MPa未満においてもDNB熱流束を適切に求めることができる。

「W-3相関式」を使用した評価では、入力パラメータとして固定値を用い、最小DNBRの許容限界値は1.30とする。

(2) 燃料温度⁽¹⁾⁽³⁾⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

燃料温度の解析は、3.4.3(2)で述べたように半径方向熱伝導モデルにより行うが、本解析に影響する諸因子については、以下のように取り扱う。

a. ペレット熱伝導率

二酸化ウランの熱伝導率は、その溶融点までの積分値が実験値と一致するように定めたモデルにより評価する。

ガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率は、ガドリニアの添加

により若干低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

また、燃焼に伴いペレット熱伝導率が低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

b. 燃料棒内半径方向出力分布

燃料棒内半径方向出力分布は核設計コード等により計算され、これを半径方向熱伝導モデルに適用してペレット内の温度分布を計算する。

半径方向出力係数 f は次のように定義され、燃料棒内半径方向出力分布の形を表すものである。

$$\int_{T_s}^{T_c} K(T) dT = \frac{q' \cdot f}{4\pi}$$

ここで、

$K(T)$: 均一的な密度分布を持つペレット熱伝導率
($W/(m \cdot ^\circ C)$)

q' : 線出力密度 (W/m)

T_s : ペレット表面温度 ($^\circ C$)

T_c : ペレット中心温度 ($^\circ C$)

c. ギャップコンダクタンス

ペレット-被覆管ギャップにおける温度低下は、ギャップの寸法及びギャップ内のガスの熱伝導率の関数である。ギャップコンダクタンスの計算モデルは、ペレット熱伝導モデルと組み合わせて使用されるとき、燃料中心温度の計算値が実験値と一致するように定める。

d. 熱伝達係数

強制対流熱伝達係数は、よく知られた Dittus-Boelter の式から得られ、レイノルズ数及びプラントル数各々の指数式として表される。

$$\frac{h \cdot D_e}{K} = a \cdot Re^b \cdot Pr^c$$

ここで、

h : 熱伝達率 ($W / (m^2 \cdot ^\circ C)$)

D_e : 水力的等価直径 (m)

K : 流体の熱伝導率 ($W / (m \cdot ^\circ C)$)

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数

a 、 b 、 c : 定数

熱伝達係数は上式の a 、 b 、 c を実験により適切に定めることにより表される。

核沸騰が始まった後の被覆管表面温度は Thom の式で決定される。

$$\Delta T_{s a t} = \alpha \cdot \exp(-\beta \cdot P) \cdot (q'')^{0.5}$$

ここで、

$\Delta T_{s a t}$: $T_w - T_{s a t}$ ($^\circ C$)

P : 原子炉圧力 (MPa)

q'' : 局所熱流束 (W / m^2)

T_w : 被覆管表面温度 ($^\circ C$)

$T_{s a t}$: 飽和温度 ($^\circ C$)

α 、 β : 定数

以上により、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると、燃料中心温度が最高となるのは、ペレット初期密度約95%理論密度の場合の燃料寿命初期約1,200MWd/tであり、この場合の制限値は2,570°Cとなるが、定格出力運転時の最大線出力密度43.1kW/m時の燃料中心最高温度は約1,830°C、3.4.6で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系の二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度59.1kW/m時の燃料中心最高温度は約2,270°Cであり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約97%理論密度の場合は、燃料寿命初期0 MWd/tにおいて、燃料中心温度が最高となり、この場合の制限値は2,580°Cとなるが、定格出力時の最大線出力密度43.1kW/m並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度59.1kW/mに対する燃料中心最高温度は、それぞれ約1,800°C及び約2,220°Cであり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心温度が最高となるのは、ペレット初期密度約96%理論密度、ガドリニア濃度約10wt%の場合の燃焼度約10,000MWd/tであり、この場合の制限値は2,440°Cとなるが、定格出力運転時の最大線出力密度33.4kW/m時の燃料中心最高温度は約1,680°C、3.4.6で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系のガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度44.3kW/m時の燃料中心最高温度は約2,040°Cであり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約95%理論密度、ガドリニア濃度約6 wt%の場合は、燃焼度約10,000MWd/tにおいて、燃料中心温度が最高となり、この場合の制限値は2,440°Cとなるが、定格出力運転時

の最大線出力密度 33.4kW/m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 44.3kW/m に対する燃料中心最高温度は、それぞれ約 $1,610^{\circ}\text{C}$ 及び約 $1,960^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分下回っている。

3.4.6 運転時のD N B及び燃料過出力の防止

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、D N B及び燃料過出力の観点より次のような防護を行う。

(1) 運転時のD N B防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最小D N B Rが許容限界値を下回ることを防ぐための炉心運転限界は、1次冷却材平均温度、原子炉圧力、1次冷却材温度差及び軸方向中性子束偏差の関数として定められる。この炉心運転限界は、3.4.5(1)で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップの設定点が自動的に下がる設計としているので、炉心の安全性は確保される。

したがって、3.4.2に示すD N B R設計方針は十分に満足される。

(2) 運転時の燃料過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの熔融点以上となることを防ぐための炉心運転限界は、前項で記した「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップと同様に「過大出力 ΔT 高」原子炉トリップにより保護される。

「過大出力△T高」原子炉トリップの設定は、二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度59.1kW/m、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度44.3kW/mを目標として行われるので、3.4.2に示す燃料温度設計方針は十分に満足される。

3.5 動特性⁽²⁹⁾

3.5.1 概要

加圧水型原子炉は、固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式としている。定格出力の15%以上での設計負荷変化による外乱に対し、発電用原子炉はトリップすることなく、主要諸変数を許容される制限値内に制御し、十分な減衰性を持って安定性を維持する設計とし、これを解析により確認している。

3.5.2 設計方針

加圧水型原子炉は、通常運転時において炉心内の体沸騰を許容しない設計としているので発電用原子炉の熱水力特性は安定であり、また、ドップラ係数は常に負であり、かつ、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計としていることから、発電用原子炉は固有の自己制御性を有する。

本原子炉は、この固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし、負荷変化時の外乱に対し安定性を維持する設計としている。

定格出力の15%以上での、通常運転時における発電用原子炉及び原子炉制御設備の設計方針は、次のとおりである。

- (1) 負荷変化に対して、原子炉制御設備を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新たな平衡負荷に相当した設定値に制御される設計とする。
- (2) 原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数は

過渡時に許容される制限値内に収まり、通常運転時の偏差は適当な範囲内に制御される設計とする。

上記(1)及び(2)の設計方針を許容する負荷変化の範囲として、以下の設計負荷変化を設計条件とする。

- a. ±10%ステップ状負荷変化
(定格出力の15%から100%の範囲内)
- b. ±5%/minのランプ状負荷変化
(定格出力の15%から100%の範囲内)
- c. 急激な負荷減少
(タービンバイパス(約40%容量)制御系併用)

3.5.3 解析方法

応答解析は、加圧水型原子炉プラントの動特性を模擬した計算プログラムにより解析する。解析モデルは、原子炉動特性、燃料熱系、1次冷却系、蒸気発生器、加圧器、種々の制御系等を含んでいる。なお、解析は代表的なケースとして3.3で述べた平衡炉心を対象とする。

以下に解析モデルの概要を示す。

- (1) 6群の遅発中性子並びに制御棒反応度、減速材温度及び燃料温度の反応度フィードバックを含む1点近似中性子動特性モデルを用いる。
- (2) 燃料熱系は、ペレットを径方向に外部及び内部の2領域、被覆管を1領域として扱う。
- (3) 1次冷却系は、炉心流路部、炉心出入口混合部、配管部、蒸気発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。

- (4) 蒸気発生器は、蒸気流量、給水流量及び1次側からの伝達熱量の影響を含めたモデルとする。
- (5) 加圧器は、液相及び気相に分割した非平衡モデルとし、加圧器ヒータ、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の制御系を模擬する。
- (6) 制御系は、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系、給水制御系等の主要な制御系を模擬する。
- (7) 必要な安全保護系を模擬する。

これらは国内の加圧水型軽水炉プラントにおいてその妥当性を確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第3.5.1図に示す。

3.5.4 過渡応答

- (1) $\pm 10\%$ ステップ状負荷変化

第3.5.2図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入され、原子炉出力は初期に急減するが、1次冷却材平均温度が低下するに従って、減少が緩やかとなり、1次冷却材平均温度が落ち着くと一定となる。

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急速に低下するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて低下傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。原子炉圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが、1次冷却材平均温度の低下が大きくなると、加圧器からの流出サージの影響により低下する。原子炉圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低

下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

第3.5.3図は90%定格負荷状態から10%ステップ状負荷増加時の応答を示す。1次冷却材平均温度は初期に低下し、これに伴って原子炉圧力も低下するが、その低下割合は加圧器圧力信号による加圧器ヒータの動作により緩和される。その後、1次冷却材平均温度の上昇に伴って原子炉圧力は上昇するが、加圧器スプレイ及び加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるにつれて、1次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向かう。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(2) $\pm 5\% / \text{min}$ のランプ状負荷変化

第3.5.4図は、 $5\% / \text{min}$ で15%定格負荷から定格負荷まで負荷を増加させた場合の応答を示す。1次冷却材平均温度は初期に低下するが、制御棒クラスタの自動引き抜きにより原子炉出力が増加するにつれて定格負荷に対応する温度に向かう。原子炉圧力は加圧器からの流出サージ又は加圧器への流入サージ量に影響されるが、その程度は小さく1次冷却材平均温度が新たな平衡値に近づくと同時に定格運転圧力に回復する。

第3.5.5図は $5\% / \text{min}$ で定格負荷から15%定格負荷まで負荷を減少させた場合の応答を示す。応答は第3.5.4図のほぼ逆応答となるが、原子炉圧力は温度の低下につれて低下し、その低下割合は加

圧器ヒータの動作により緩和される。最終的には1次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(3) 急激な負荷減少

10%以上50%以下のステップ状負荷減少時には、タービンバイパス制御系が自動的に作動し、発電用原子炉はトリップすることなく新しい出力平衡値に達する。

第3.5.6図は、タービンバイパス制御系作動を伴う定格負荷からの50%ステップ状負荷減少時の応答を示す。負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入されるとともに、定格主蒸気流量の約40%の設計容量を持つタービンバイパス制御系が自動的に作動する。タービンバイパス制御系は1次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、負荷減少により1次冷却系に加わる影響を系自体と制御棒クラスタ動作によって対処し得る程度に緩和し、1次冷却材平均温度ピークを許容値内にとどめる。1次冷却材平均温度が低下するに従い、タービンバイパス流量は減少し、新しい定常状態ではタービンバイパス弁は完全に閉じている。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

3.6 参考文献

- (1) 「三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料（信頼性向上燃料）の機械設計」
MNF-1010
三菱原子燃料 令和4年
- (2) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の改良因子について」
NFK-8116 改8
原子燃料工業 平成23年
- (3) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の機械設計について（玄海 4 号）」
NFK-8133 改1
原子燃料工業 平成20年
- (4) 「燃料被覆管のクリープコラプスについて」
MAPI-1030
三菱原子力工業 昭和49年
- (5) 「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」
NFK-8026 改3
原子燃料工業 昭和56年
- (6) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料集合体の開発」
NFK-8114 改2
原子燃料工業 平成15年
- (7) 「燃料ペレットの焼しまりについて」
MAPI-1032
三菱原子力工業 昭和50年
- (8) 「燃料ペレット焼きしまりの評価」
NFK-8010 改6

- 原子燃料工業 平成14年
- (9) 「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」
MHI-NES-1002 改1
三菱重工業 平成14年
- (10) 「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」
MAPI-1019 改1
三菱原子力工業 昭和63年
- (11) 「燃料棒性能解析コード (FPAC)」
NFK-8011 改11
原子燃料工業 平成21年
- (12) 「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」
J. A. Christensen, R. J. Allio and A. Biancheria,
WCAP-6065 1965
- (13) 「改良統計的熱設計手法について」
MHI-NES-1009 改2
三菱重工業 平成21年
- (14) 「改良統計的熱設計手法について」
NFK-8107 改1
原子燃料工業 平成12年
- (15) 「PWR燃料の使用実績」
MNF-1002 改2
三菱原子燃料 令和4年
- (16) 「原燃工B型燃料の照射実績」
NFK-8049 改18
原子燃料工業 令和4年

- (17) 「ガドリニア入り燃料の核設計」
MAPI-1066 改6
三菱重工業 平成17年
- (18) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」
MAPI-1087 改6
三菱重工業 平成16年
- (19) 「三菱PWRのPHOENIX-P/ANCによる
核設計の信頼性」
MHI-NES-1025 改2
三菱重工業 平成18年
- (20) 「PWR核設計手法と信頼性（改良NULIFシステム）」
NFK-8102
原子燃料工業 平成7年
- (21) 「改良NULIFシステムにおけるPWR核設計手法の信頼性」
NFK-8113 改3
原子燃料工業 平成18年
- (22) 「三菱PWRにおける出力分布制御について」
MHI-NES-1027 改2
三菱重工業 平成16年
- (23) 「PWRのキセノン振動制御」
原子力学会誌 Vol.19 No.1 (1977)
- (24) 「A型及びB型燃料集合体の共存する炉心特性
（4ループ17×17型ステップ2燃料集合体）」
NFK-8122
原子燃料工業 平成14年

- (25) 「T H I N C - I V コードの概要」
MAPI-1044
三菱原子力工業 昭和51年
- (26) 「P W R 熱水力設計手法」
NFK-8024 改6
原子燃料工業 平成14年
- (27) 「三菱新D N B 相関式 (M I R C - 1) について」
MAPI-1075 改4
三菱重工業 平成18年
- (28) 「原燃工新D N B 相関式 (N F I - 1) について」
NFK-8087 改2
原子燃料工業 平成19年
- (29) 「三菱P W R の過渡解析と実測の比較」
MAPI-1046 改1
三菱重工業 平成14年
- (30) 「D N B 相関式について」
MAPI-1029 改3
三菱重工業 平成16年

第3.1.1表 発電用原子炉及び炉心の主要仕様（4号炉）

炉心熱出力	約3,411MW
1次冷却材全流量	約 60.1×10^6 kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325℃
原子炉圧力	約15.4MPa [gage]
炉心有効高さ	約3.66m
炉心等価直径	約3.37m
炉心全ウラン量	約91t
冷却回路数	4

第3.2.1表 燃料の主要仕様（4号炉）

(1) ペレット

材 料	二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む。)
濃 縮 度	
初装荷燃料	
第1領域	約2.0wt%
第2領域	約3.5wt%
第3領域	約4.1wt%
取替燃料	約4.8wt%以下
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に ついては、濃縮度約3.2wt%以下、 ガドリニア濃度約10wt%以下
ただし、第4～第18領域	約4.1wt%～約3.4wt%
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に ついては、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、 ガドリニア濃度約6wt%
初期密度	理論密度の約97%
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に ついては、理論密度の約96%
ただし、第1～第18領域	理論密度の約95%
ペレット直径	約8.19mm又は約8.05mm
ペレット長さ	約11.5mm、約10.0mm、約9.5mm、約9.2mm 又は約9.0mm

ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

・Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金
(Sn : 0.9～1.3wt%、
Fe : 0.08～0.12wt%、
Nb : 0.8～1.2wt%、
Zr : 残り)

ただし、第1～第18領域	ジルカロイ－4
外 径	約9.50mm
厚 さ	約0.57mm
ただし、第4～第18領域	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管－ペレット間隙(直径)	約0.17mm
表面最高温度	
定格出力時	約349℃
最大線出力密度59.1kW/m時	約350℃

(3) 燃料集合体

集合体数	193
燃料棒配列	17×17
集合体当たり燃料棒本数	264
全燃料棒本数	50,952
燃料棒全長(端栓とも)	約3.9m
燃料棒ピッチ	約12.6mm
集合体全長	約4.1m
集合体断面寸法	約214mm×約214mm
支持格子材料	
{ 最上下部	ニッケル・クロム・鉄合金
{ 中間部	ジルカロイ－4又はニッケル・クロム・鉄合金

集合体当たり支持格子数	9				
制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ - 4				
集合体当たり制御棒案内シンプル本数	24				
制御棒案内シンプル					
外 径	<table> <tr> <td>{ 上部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>{ 下部</td> <td>約10.9mm (ダッシュポット部)</td> </tr> </table>	{ 上部	約12.2mm	{ 下部	約10.9mm (ダッシュポット部)
{ 上部	約12.2mm				
{ 下部	約10.9mm (ダッシュポット部)				
厚 さ	<table> <tr> <td>{ 上部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>{ 下部</td> <td>約0.41mm (ダッシュポット部)</td> </tr> </table>	{ 上部	約0.41mm	{ 下部	約0.41mm (ダッシュポット部)
{ 上部	約0.41mm				
{ 下部	約0.41mm (ダッシュポット部)				
炉内計装用案内シンプル材料	ジルカロイ - 4				
集合体当たり炉内計装用案内シンプル本数	1				
炉内計装用案内シンプル					
外 径	約12.2mm				
厚 さ	約0.41mm				
燃 焼 度					
取替燃料集合体平均	約50,000MWd/t (3.3で述べる平衡炉心)				
燃料集合体最高	55,000MWd/t				
ただし、第1～第18領域	48,000MWd/t				

第3.3.1表 核設計値（4号炉）

(1) 炉心

有効高さ	約3.66m
等価直径	約3.37m
減速材／ウラン体積比(低温時)	約3.4～約3.6
燃料集合体数	193
燃料集合体中の燃料棒配列	17×17
燃料集合体中の燃料棒本数	264
濃縮度	
初装荷燃料	
第1領域	約2.0wt%
第2領域	約3.5wt%
第3領域	約4.1wt%
取替燃料	約4.8wt%以下
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に ついては、濃縮度約3.2wt%以下、 ガドリニア濃度約10wt%以下
ただし、第4～第18領域	約4.1wt%～約3.4wt%
	ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に ついては、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、 ガドリニア濃度約6wt%

平均燃焼度

取替燃料集合体（平衡炉心） 約 50,000MWd / t

(2) 熱水路係数（定格出力時）

$F_Q (Z)$ 2.32 × K (Z) 以下

〔ペレット焼きしまり〕
〔効果を含まない。〕

$F_{\Delta H}^N$ 1.64 以下

(3) 線出力密度

定格出力時平均 約 17.9kW / m

定格出力時最大 41.5kW / m 〔ペレット焼きしまり〕
〔効果を含まない。〕

32.2kW / m (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)

〔ペレット焼きしまり〕
〔効果を含まない。〕

(4) 実効増倍率（取替炉心サイクル初期）

燃料取替停止 0.95
(全制御棒クラスタ挿入) (約 2,200ppm)

低温停止 0.99
(全制御棒クラスタ引き抜き) (約 2,100ppm)

高温停止 0.98
(全制御棒クラスタ引き抜き) (約 2,200ppm)

高温全出力 1.00
(全制御棒クラスタ引き抜き) (約 1,700ppm)

高温全出力 1.00
〔全制御棒クラスタ引き抜き〕
〔キセノン、サマリウム平衡〕 (約 1,300ppm)

(5) 反応度制御能力 (取替炉心)

制御棒クラスタ 〔最大反応度価値を有 する制御棒クラスタ 1本挿入不能時〕	約 $0.05 \Delta K / K$
ほう素濃度調整	$0.18 \Delta K / K$ 以上 (約3,100ppm)
バーナブルポイズン (サイクル初期)	約 $0.08 \Delta K / K$ 以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -9.4) \times 10^{-4} (\Delta K / K) / ^\circ C$ (減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。)
ドップラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5} (\Delta K / K) / ^\circ C$
ボイド係数	$(+0.7 \sim -3.1) \times 10^{-3} (\Delta K / K) / \% \text{ボイド}$
圧力係数	$(+8.2 \sim -0.5) \times 10^{-4} (\Delta K / K) / (\text{MPa})$
減速材密度係数	$(+0.51 \sim 0) (\Delta K / K) / (\text{g} / \text{cm}^3)$

(7) 実効遅発中性子割合と即発中性子寿命

実効遅発中性子割合	0.75~0.44 (%)
即発中性子寿命	20~9 (μsec)

第3.3.2表 反応度停止余裕（4号炉）

	平 衡 炉 心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
1. 所要制御反応度	約2.81% $\Delta K/K$	約2.77% $\Delta K/K$
出力欠損	約2.76% $\Delta K/K$	約2.72% $\Delta K/K$
ボイド減少	約0.05% $\Delta K/K$	約0.05% $\Delta K/K$
2. 制御棒クラスタの反応度 ^(注)	約4.60% $\Delta K/K$	約4.42% $\Delta K/K$
3. 反応度停止余裕	約1.79% $\Delta K/K$	約1.65% $\Delta K/K$

(注) 制御棒クラスタのバンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10%を差し引いた値。

第3.3.3表 炉心の主要パラメータ（4号炉）

領域		サイクル		
		第Nサイクル (平衡炉心)	第N+1サイクル (予定外取出炉心)	
燃料 集 合 体 装 荷 体 数	第(M-3)領域	A 4.8wt% (Gd入り) (注)		
		B 4.8wt%	13	
	第(M-2)領域	A 4.8wt% (Gd入り) (注)	32	
		B 4.8wt%	28	13
	第(M-1)領域	A 4.8wt% (Gd入り) (注)	32	32
		B 4.8wt%	28	28
	第M領域	A 4.8wt% (Gd入り) (注)	32	32
		B 4.8wt%	28	20
	第(M+1)領域	A 4.8wt% (Gd入り) (注)		40
		B 4.8wt%		28
	サイクル燃焼度 (MWd/t)		15,500	15,500
	バーナブルポイズン棒本数		0	0
サイクル初期臨界ほう素濃度 (ppm)		1,650	1,560	
取出燃料集合体の平均燃焼度 (MWd/t)		50,000	50,000	

(注) 3.2wt% ²³⁵U-10wt%Gd₂O₃入りUO₂燃料棒を24本含む。

第3.3.4表 炉心の安全性確認項目（4号炉）

項 目		単 位	安全解析使用値	第Nサイクル (平衡炉心)	第N+1サイクル (予定外取出炉心)	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		% Δ K/K	≥ 1.6	1.79	1.65	
最大線出力密度 ^(注1)		kW/m	≤ 41.5	35.3	36.7	
燃料集合体最高燃焼度		MWd/t	$\leq 55,000$	54,700	54,800	
F_{XY}^N		—	≤ 1.52	1.43	1.43	
減速材温度係数 $\frac{\delta \rho}{\delta T_m}$		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	-94~+8	-68~-6.8	-67~-9.6	
ドップラ係数 $\frac{\delta \rho}{\delta T_f}$		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	-5.2~-1.8	-3.4~-2.5	-3.4~-2.5	
制 御 棒 落 下 時	落下制御棒価値	% Δ K/K	≤ 0.25	0.15	0.14	
	$F_{\Delta H}^N$	—	≤ 1.87	1.65	1.67	
制 御 棒 飛 び 出 し 時 F_Q	サイクル 初 期	^(注2) HZP	—	≤ 15	7.5	9.6
		^(注3) HZP	—	≤ 5.0	2.1	2.2
	サイクル 末 期	HZP	—	≤ 25	17	18
		HFP	—	≤ 5.0	2.2	2.3
飛 び 出 し 制 御 棒 価 値	サイクル 初 期	HZP	% Δ K/K	≤ 0.66	0.32	0.51
		HFP	% Δ K/K	≤ 0.12	0.02	0.02
	サイクル 末 期	HZP	% Δ K/K	≤ 0.87	0.66	0.65
		HFP	% Δ K/K	≤ 0.12	0.03	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta K/K)/s$	≤ 75	34	31	

(注1) ペレット焼きしまり効果を含まない。

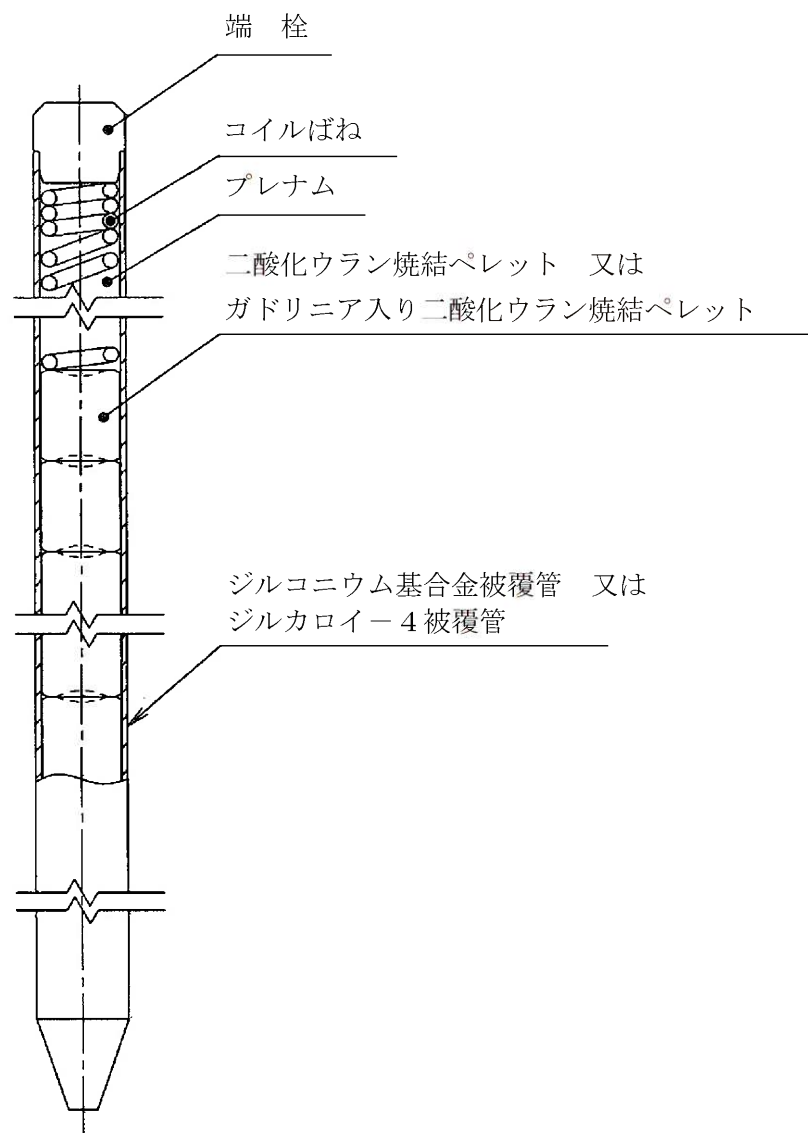
(注2) HZP：高温零出力時

(注3) HFP：高温全出力時

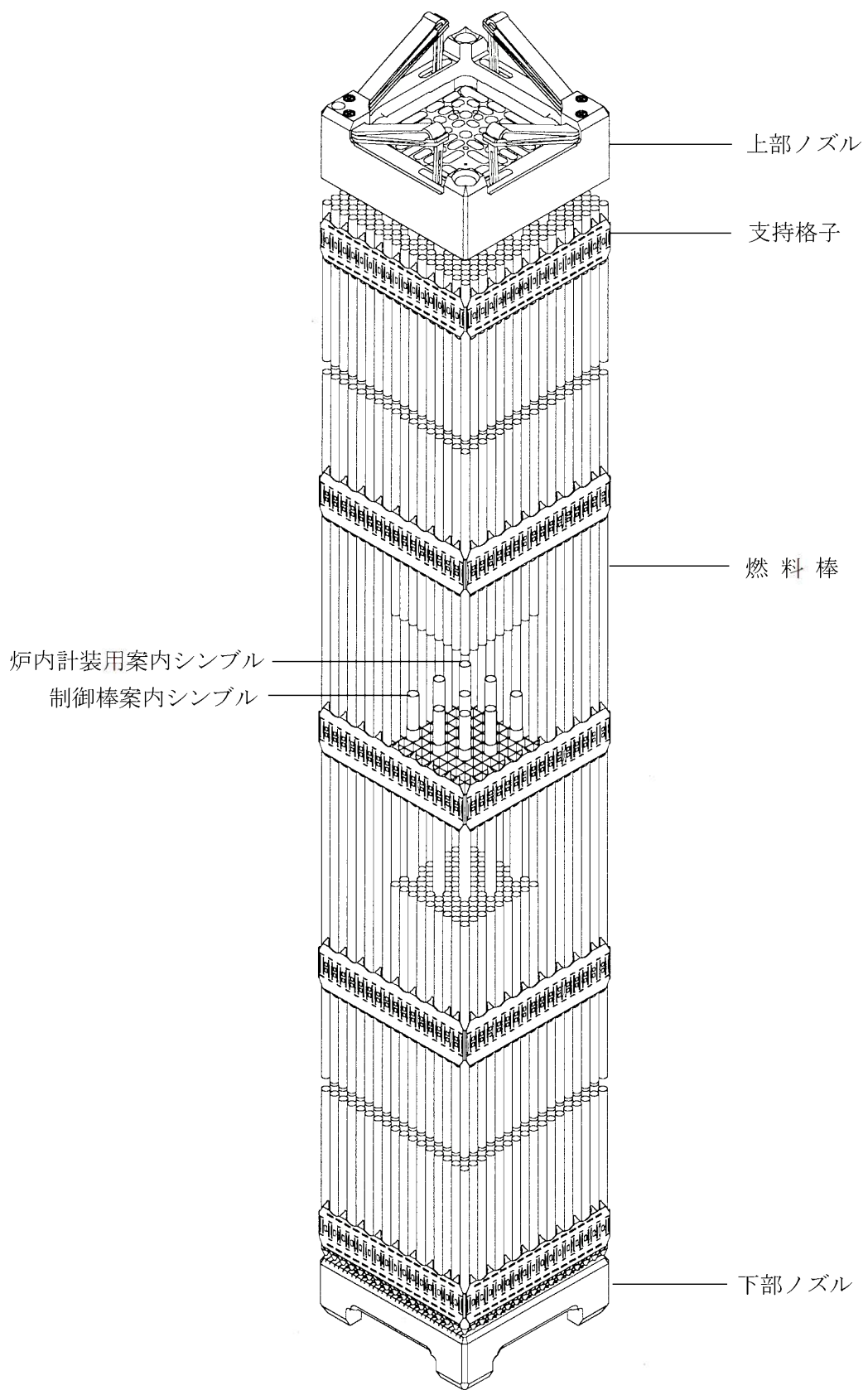
第3.4.1表 熱水力設計値（4号炉）

炉心熱出力	約3,411MW
燃料棒からの熱発生割合	約97.4%
1次冷却材圧力	約15.4MPa [gage]
1次冷却材流量	約 60.1×10^6 kg/h
炉心バイパス流量割合	約4.5%
実効熱伝達面積	約5,550m ²
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325℃
平均出力密度	約105kW/ℓ
熱流束	
定格出力時平均	約599kW/m ²
定格出力時最大	約1,443kW/m ²
線出力密度	
定格出力時平均	約17.9kW/m
定格出力時最大	43.1kW/m
	33.4kW/m (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
熱水路係数（定格出力時）	
F_Q	2.41
$F_{\Delta H}^N$	1.64
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,830℃
	約1,680℃ (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)

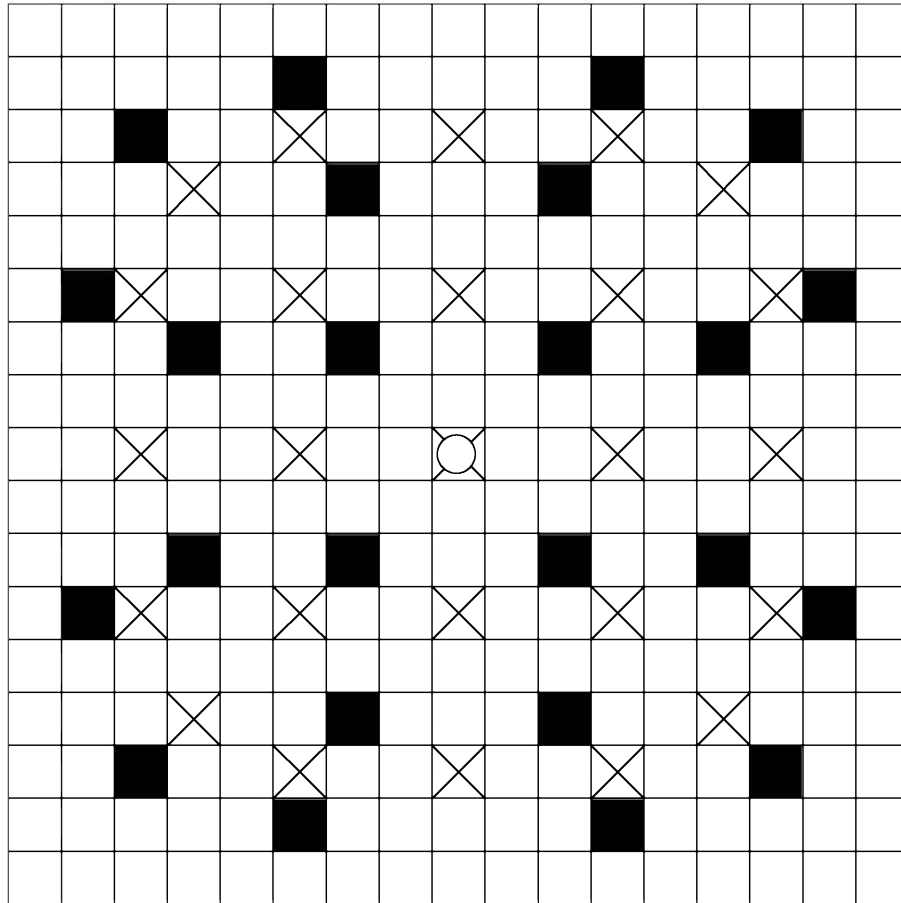
最大線出力密度 59.1kW/m時	約 2,270°C
〔ガドリニア入り二酸化ウラン 燃料については 44.3kW/m時〕	約 2,040°C (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
最小 D N B R	
定格出力時	2.19
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上 (M I R C - 1 相関式、 N F I - 1 相関式)
	1.30以上 (W - 3 相関式)







第3.2.1図 燃料棒断面図（4号炉）

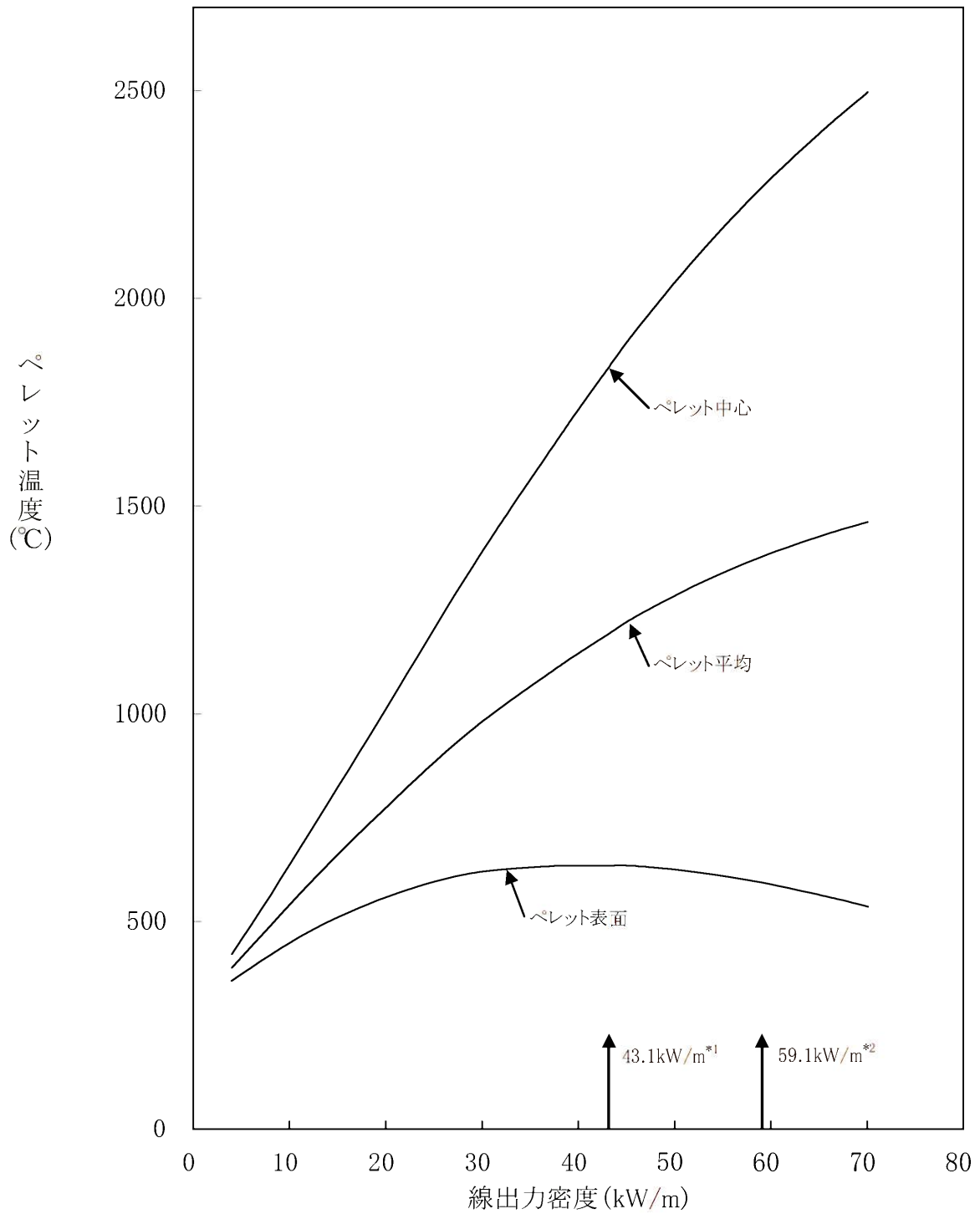


第3.2.3(1)図 燃料集合体構造概要図 (4号炉)



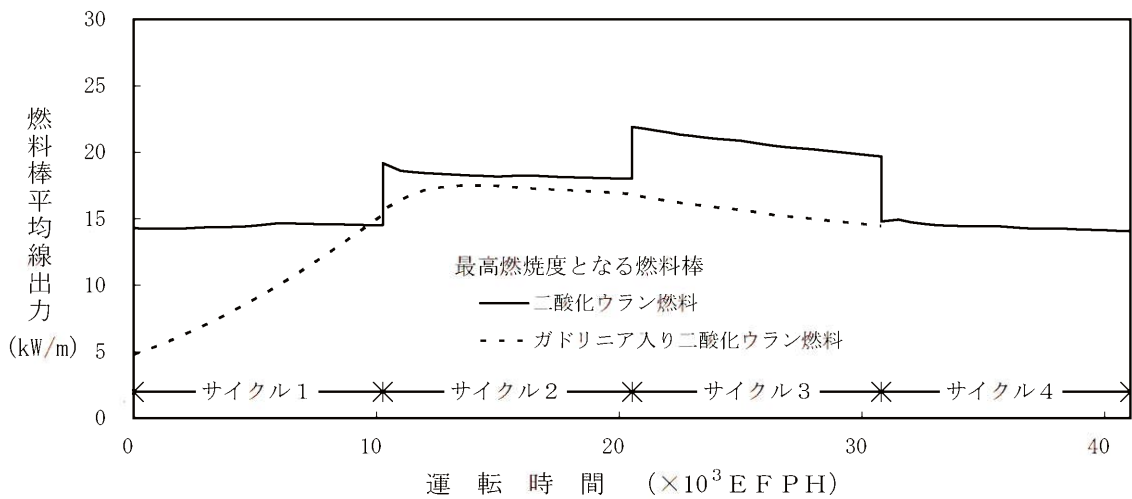
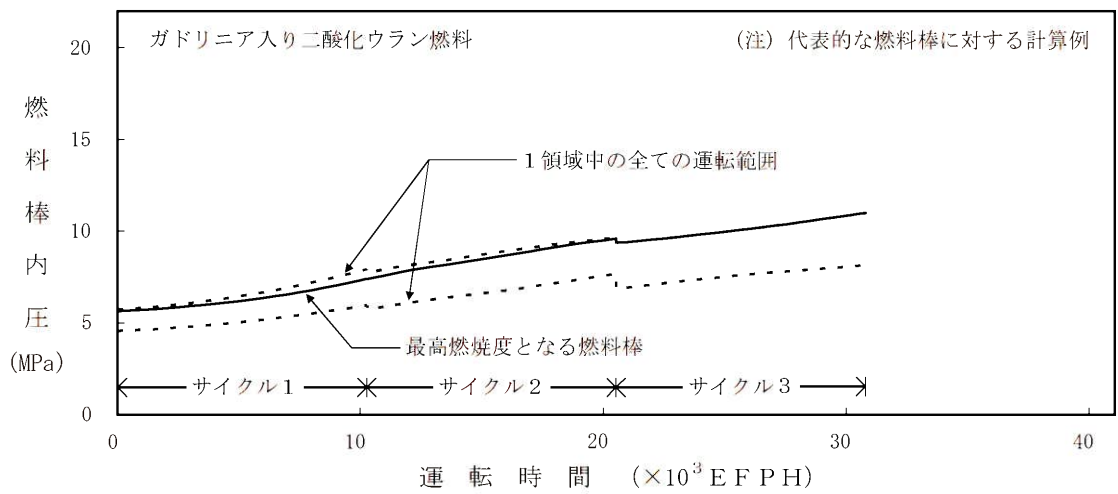
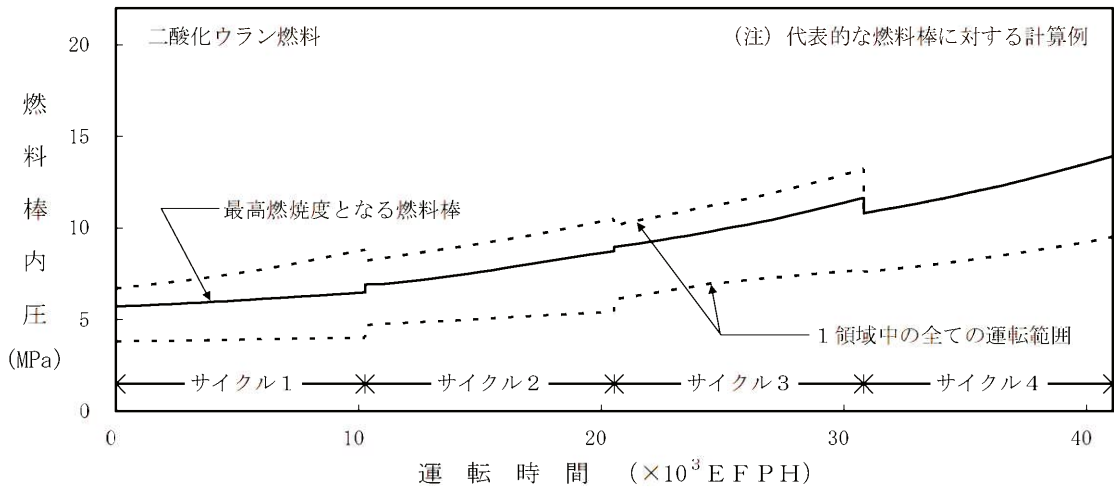
- | | | | |
|---|-------------|---|------------------|
|  | 制御棒案内シンブル |  | 二酸化ウラン燃料棒 |
|  | 炉内計装用案内シンブル |  | ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒 |

第3.2.3(2)図 集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図(1)
 (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：24本) (4号炉)



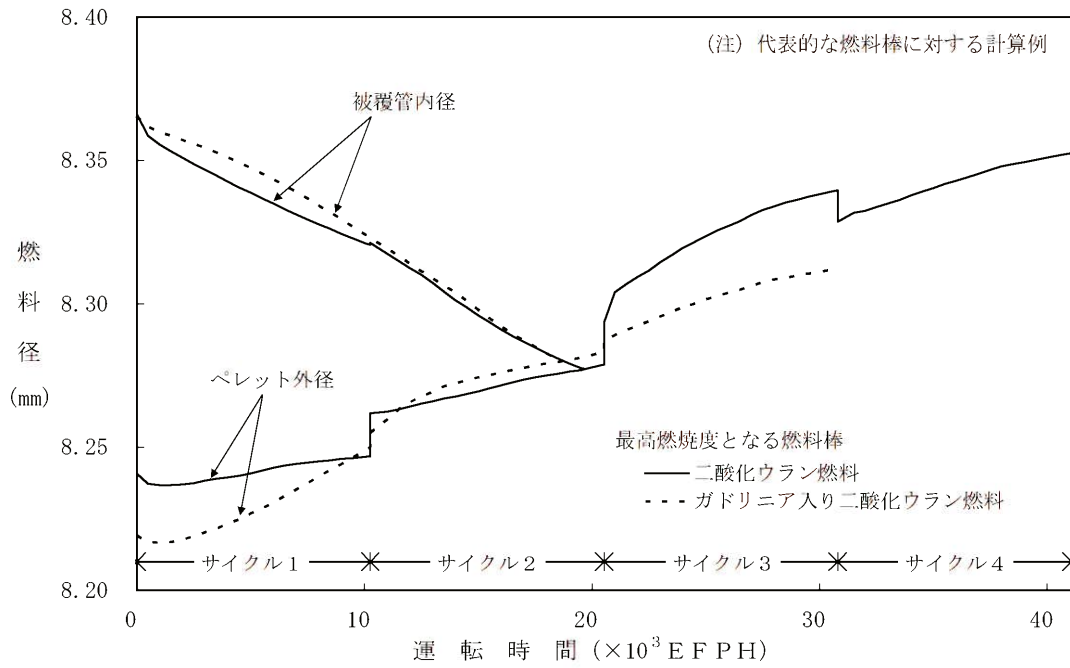
*1: 定格出力時の最大線出力密度
 *2: 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第3.2.4図 二酸化ウランペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度 (4号炉) (寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



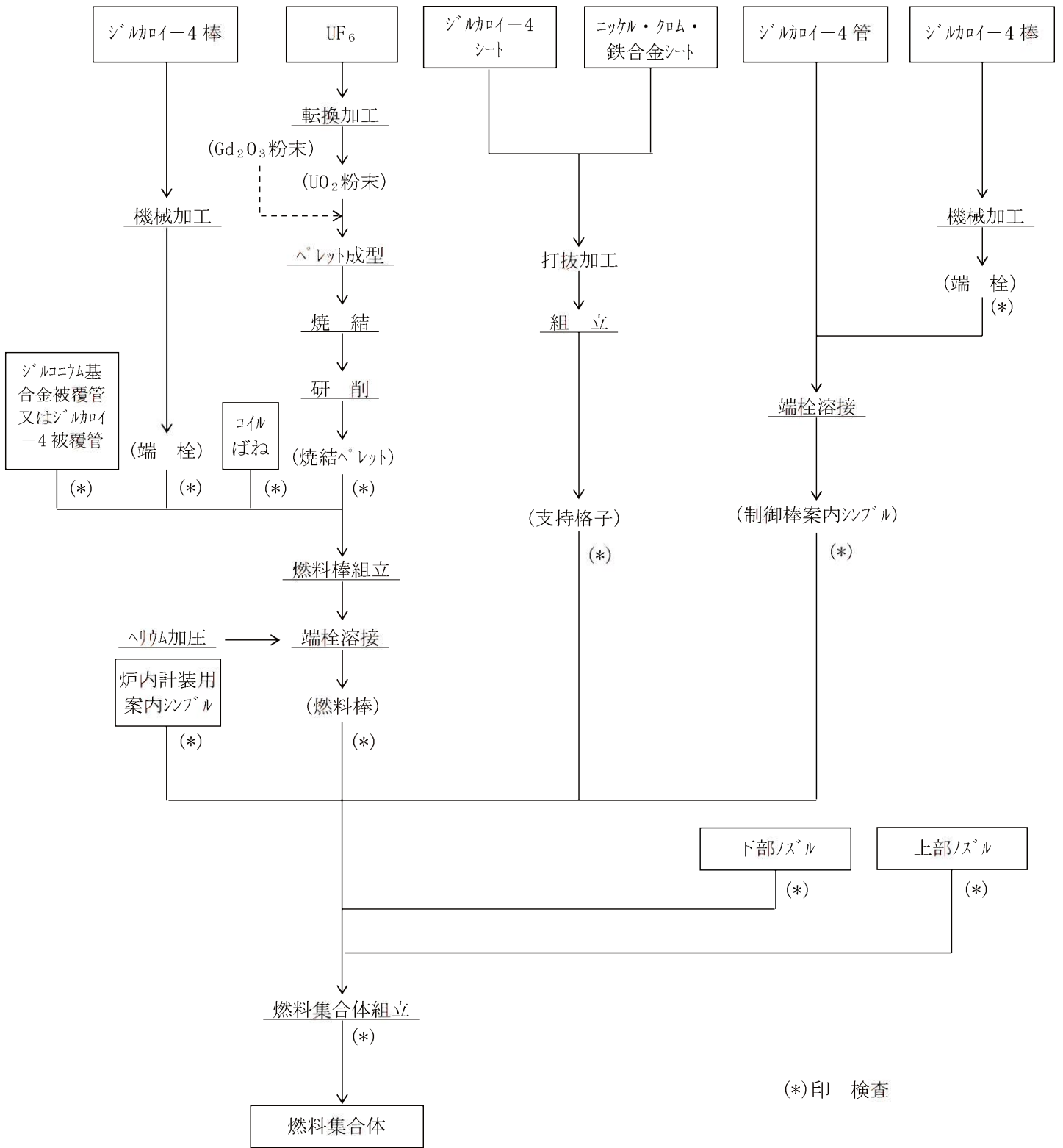
(注) EFPH : 全出力換算時間

第3.2.5図 燃料棒内圧の燃焼度変化 (4号炉)
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)

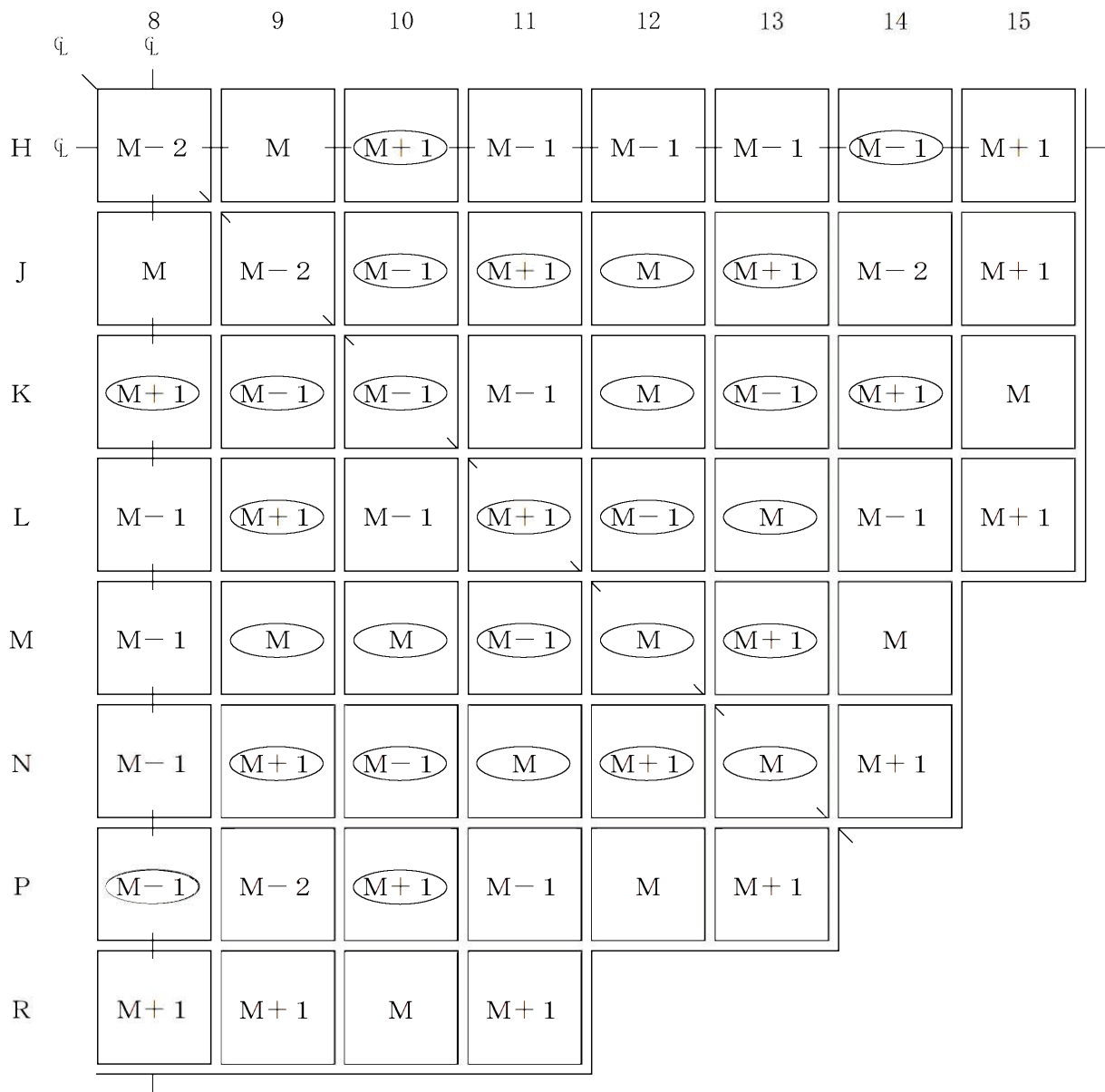


(注) EFPH : 全出力換算時間

第3.2.6図 燃料径の燃焼度変化 (4号炉)
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



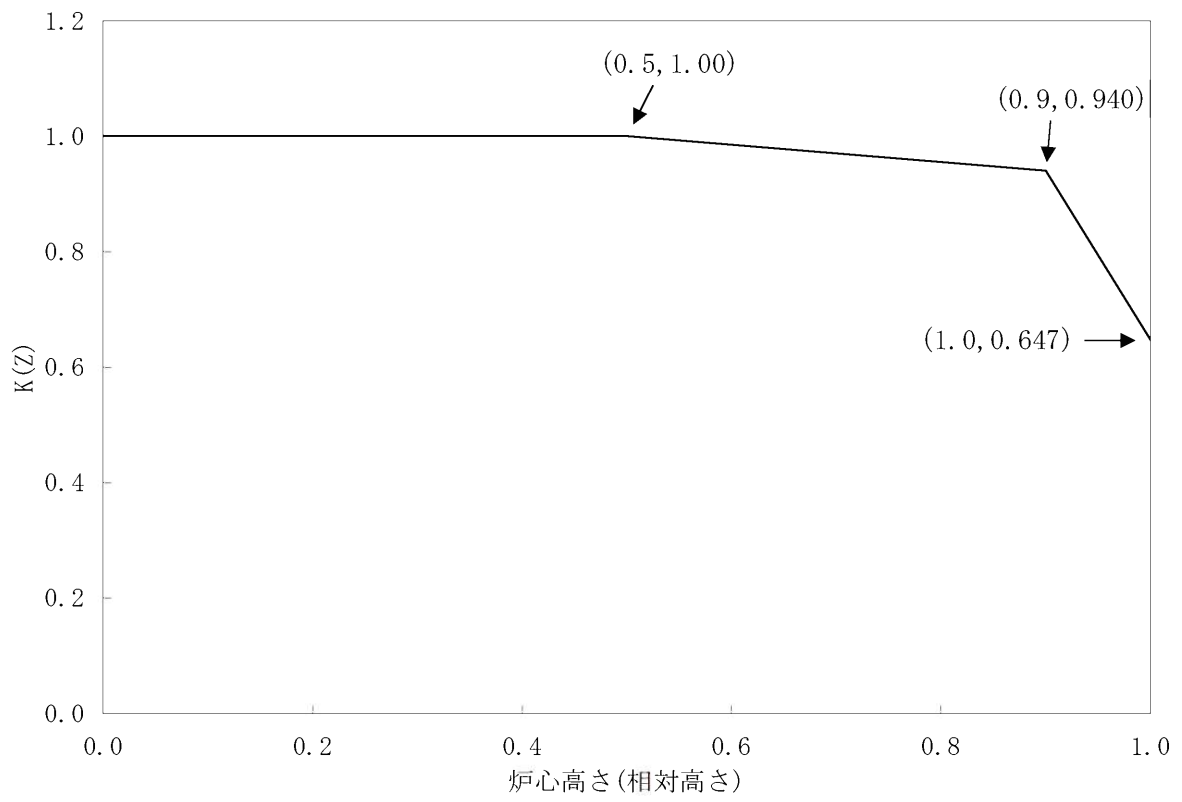
第3.2.19図 ウラン燃料の製造工程概要図 (4号炉)



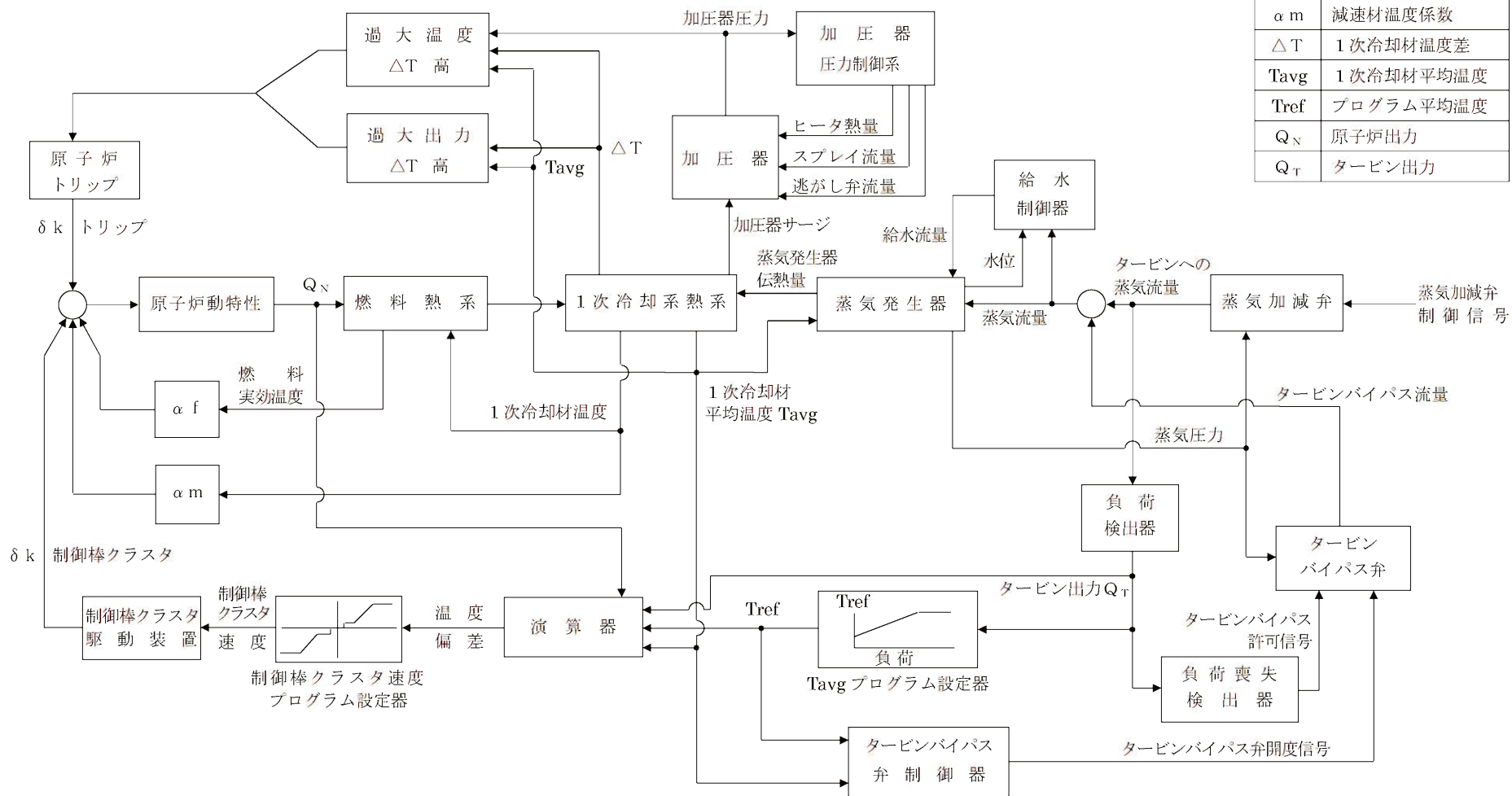
- M-2 : 第 (M-2) B領域燃料 (4.8wt% 13 体)
 - M-1 : 第 (M-1) A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体) *
 - M-1 : 第 (M-1) B領域燃料 (4.8wt% 28 体)
 - M : 第 M A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体) *
 - M : 第 M B領域燃料 (4.8wt% 20 体)
 - M+1 : 第 (M+1) A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 40 体) *
 - M+1 : 第 (M+1) B領域燃料 (4.8wt% 28 体)
- 注) M+1、M+1 は新燃料

*) 3.2wt%²³⁵U-10wt%Gd₂O₃入り UO₂燃料棒 24 本を含む

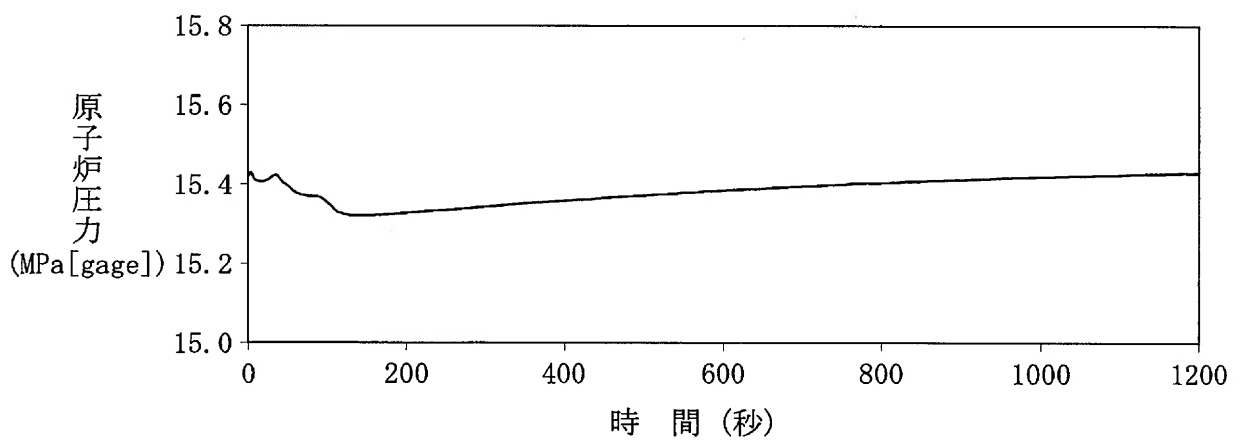
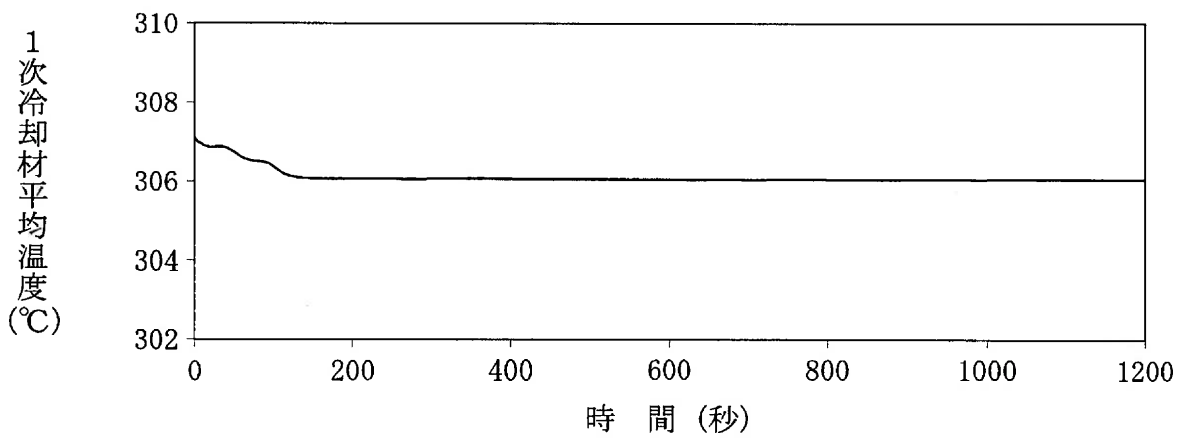
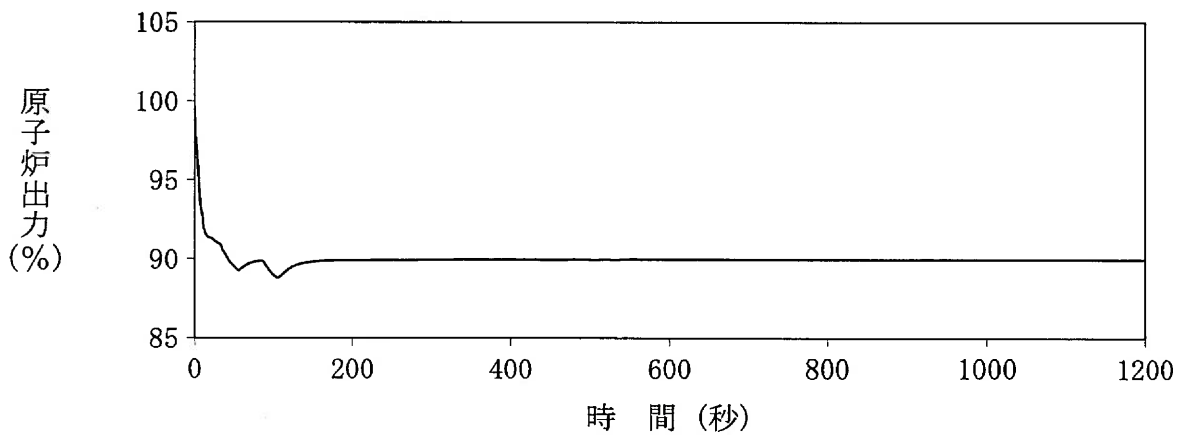
第 3.3.4 図 燃料集合体配置図 (第 N+1 サイクル炉心 (予定外取出炉心)) [1/4 炉心] (4 号炉)



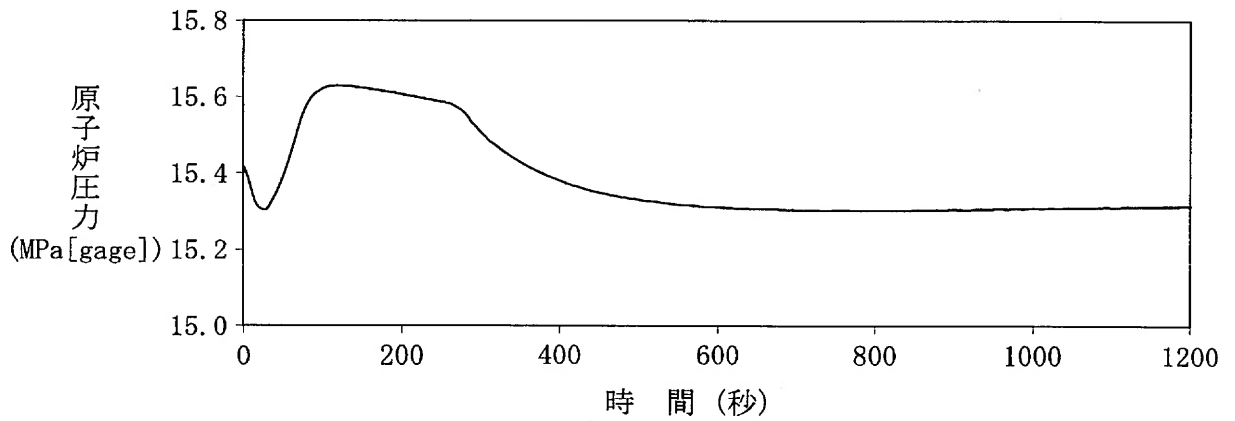
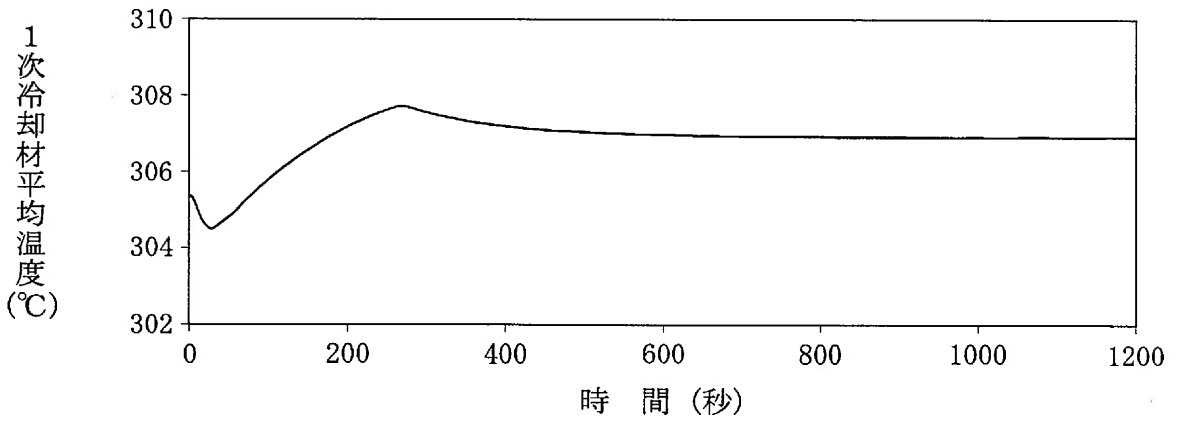
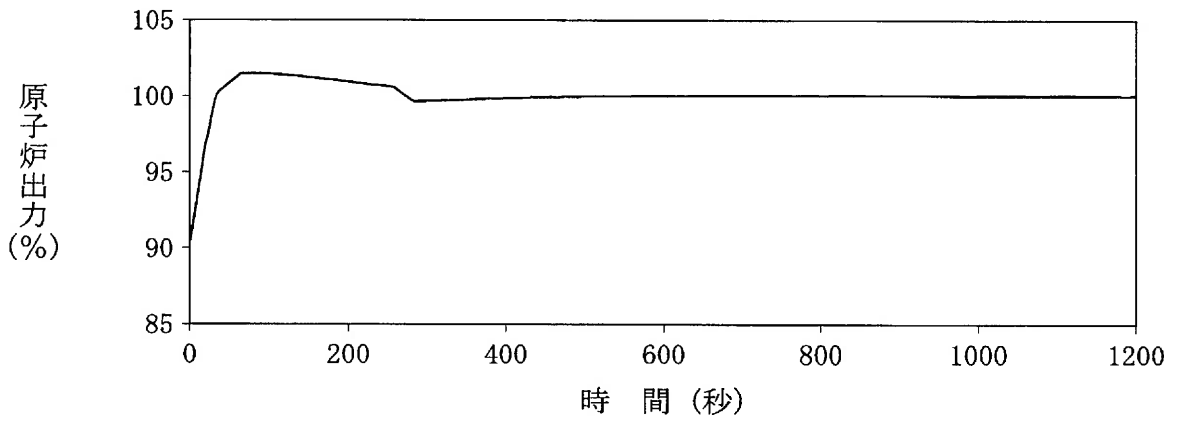
第3.3.5図 F_Q 制限係数 (4号炉)



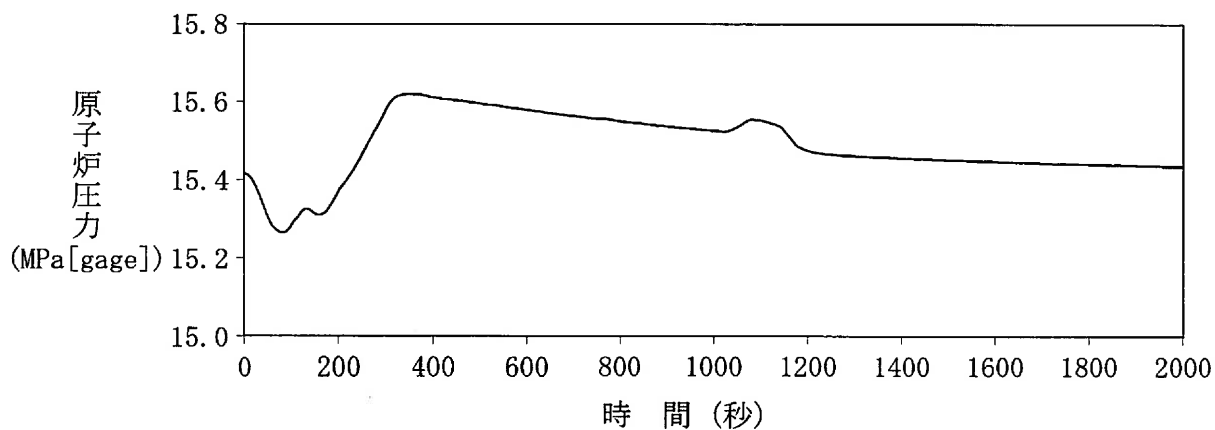
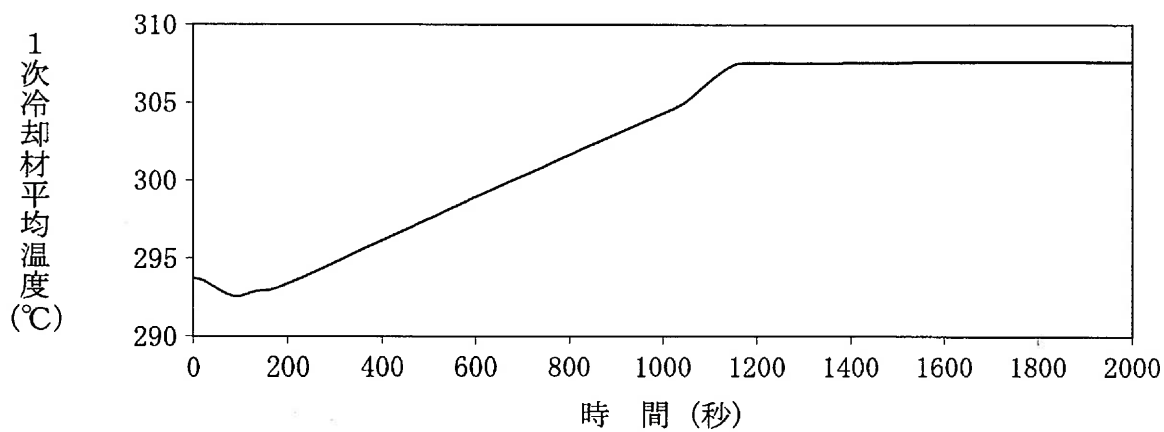
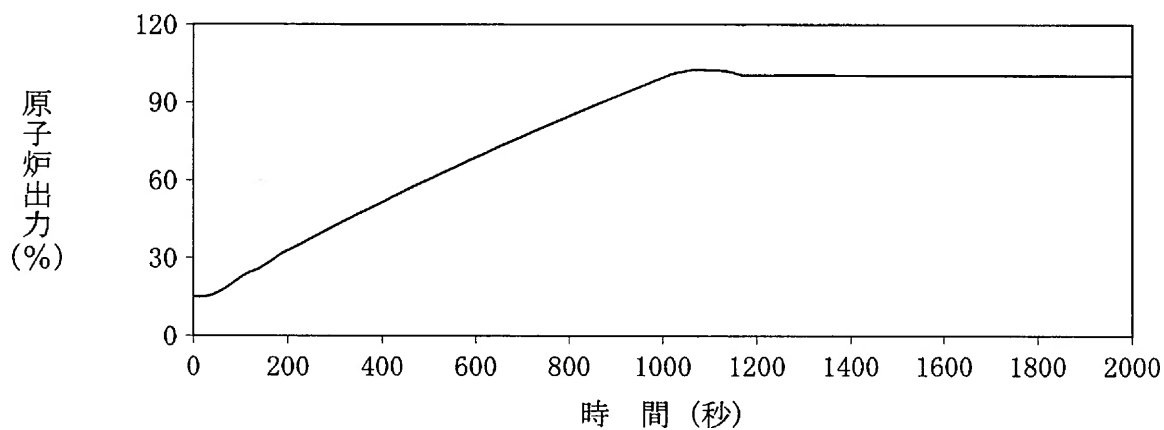
第 3.5.1 図 動特性シミュレーションモデル (4号炉)



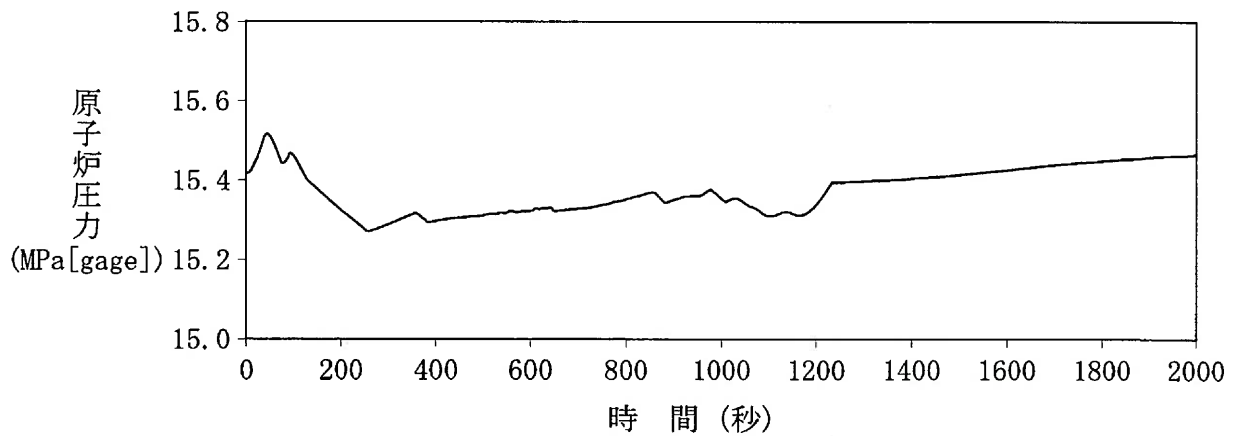
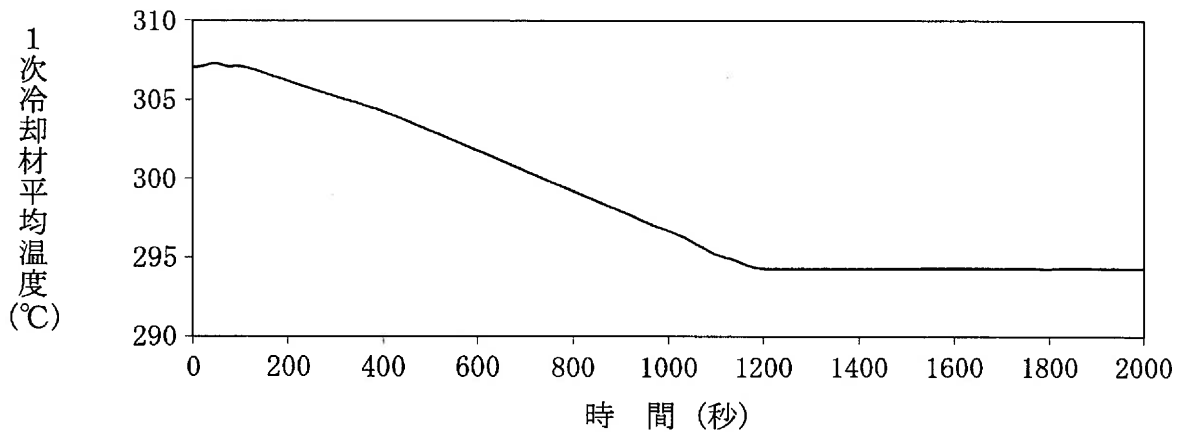
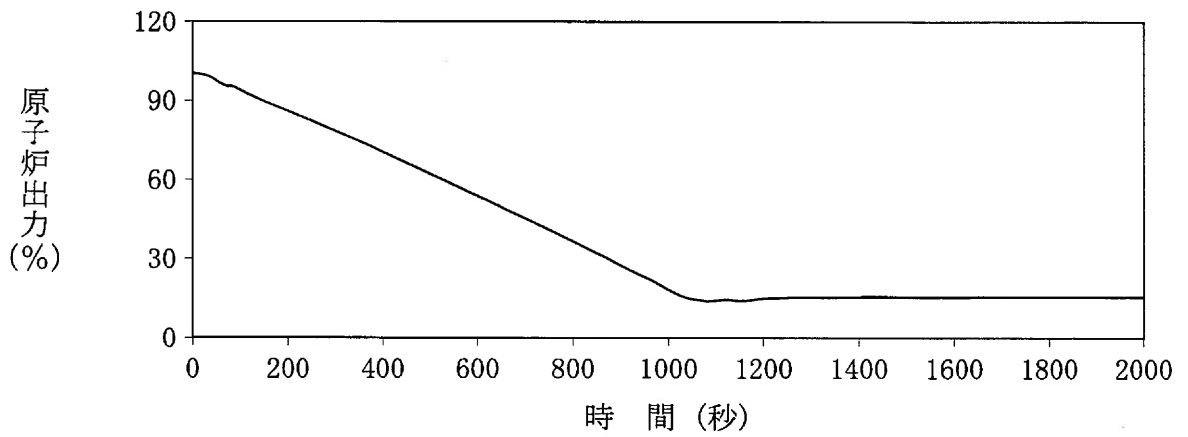
第 3.5.2 図 10%ステップ状負荷減少の場合(100%→90%)(4号炉)



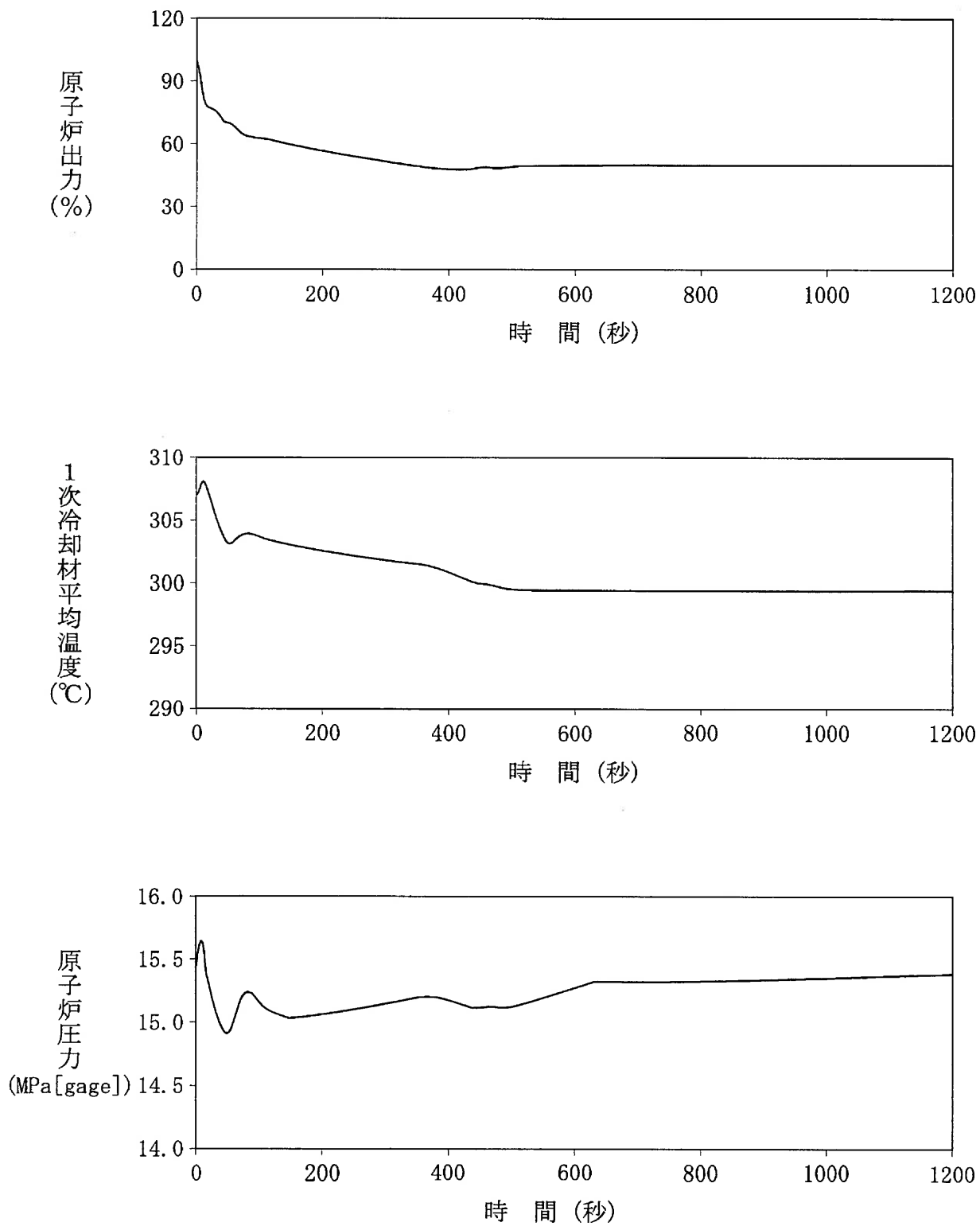
第 3.5.3 図 10%ステップ状負荷増加の場合 (90%→100%) (4号炉)



第 3.5.4 図 5 %/min ランプ状負荷増加の場合(15%→100%) (4号炉)



第 3.5.5 図 5 %/min ランプ状負荷減少の場合 (100%→15%) (4号炉)



第 3.5.6 図 50%ステップ状負荷減少の場合(100%→50%)(4号炉)

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時等

4.1.1.1 概 要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に示す。

発電所に搬入した新燃料は、受入検査後、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。これらの新燃料は、再装荷燃料等とともに炉心へ装荷するが、新燃料貯蔵庫に貯蔵した新燃料は、炉心へ装荷する前に通常使用済燃料ピットに一時的に保管する。

炉心への装荷の手順は、以下に示す燃料の取出しとほぼ逆の手順によって行う。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮へい及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

また、使用済燃料は必要に応じて使用済燃料ピットで 7 年

以上冷却し、使用済燃料の再処理工場への輸送に使用する使用済燃料輸送容器に入れて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットに運搬する。ただし、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットに運搬する使用済燃料には、4号炉で使用した燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常1年間以上冷却し、冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

使用済燃料のうち、十分に冷却（15年以上冷却）した使用済燃料は、原則として、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、ヘリウムガスを封入後、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬する。使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、臨界評価で考慮した因子についての条件又は範囲並びに遮へい機能及び除熱機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。使用済燃料乾式貯蔵施設では、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車を使用して使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量は中央制御室で監視できるとともに、異常時は中央制御室に警報を発信する。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器の一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視できるものとする。

なお、使用済燃料ピット内に貯蔵する使用済燃料には、1号炉及び2号炉で使用した燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを含む。

燃料取扱設備は、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備のうち除染場ピット、燃料取扱棟内キャナル、使用済燃料ピットクレーン及び燃料取扱棟クレーンを共用する。3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備の概略は、3号炉添付書類八 第4.1.1図及び第4.1.2図に同じ。

さらに、貯蔵設備は3号炉燃料取扱棟内の貯蔵設備のうち使用済燃料ピット及びラックを共用する。

4.1.1.2 設計方針

(7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、十分な耐震性を有する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。

また、使用済燃料ピットの水位計は、水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、水位の異常な低下又は上昇時に警報を発信する設計とする。使用済燃料ピットの温度計は、ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

燃料取扱場所の線量当量率計は、管理区域境界における線

量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの水位及び水温並びに放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水ピットからほう素濃度 3,100ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、設計上想定される状態において、使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へいする設計とする。

(10) 使用済燃料貯蔵設備は、ほう素濃度 3,100ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

新燃料貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間（60年）を通じて、設計上想定される状態において容器内のバスケットによ

り適切な燃料集合体間隔を保持し、燃料集合体が相互に接近しないようにする。また、使用済燃料の燃焼に伴う反応度低下を考慮せず、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても実効増倍率が0.95（解析上の不確定さを含む。）以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

4.1.1.4 主要設備

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（1号、2号及び4号炉共用）は、燃料取扱棟内に設け鉄筋コンクリート造とし、耐震設計Sクラスの構造物で、壁は遮へいを考慮して十分厚くする。使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

使用済燃料ピットのステンレス鋼板内張りから、万一漏えいが生じた場合に漏えい水の検知ができるように漏えい検知装置を設置し、燃料取替用水ピットから、ほう素濃度3,100ppm以上のほう酸水を補給できる設計とする。また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、水位高、水位低及び温度高の警報を中央制御室に発する。

使用済燃料ピット内には、原子炉容器から取り出した使用済燃料を鉛直に保持し、ほう酸濃度3,100ppm以上のほう酸水中に貯蔵するためのキャン型の使用済燃料ラックを配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、耐震設計Sクラスとし、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.98以下になるように決定する。

使用済燃料ピットには、バーナブルポイズン、使用済制御棒クラスタ等を貯蔵するとともに、新燃料を一時的に仮置きすることもある。さらに、使用済燃料輸送容器を置くためにキャスクピットを設ける。

また、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピット（3号及び4号炉共用、一部既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4(2) 使用済燃料ピットに同じ。

4号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットの貯蔵容量は、全炉心燃料の約490%相当分並びに全炉心燃料の約290%相当分（1号、2号及び4号炉共用）とし、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットの貯蔵容量は、全炉心燃料の約870%相当分（3号及び4号炉共用、一部既設）とする。

なお、使用済燃料ピットは、通常運転中は全炉心の燃料を貯蔵できる容量を確保する。

4.1.1.5 評価

(4) 使用済燃料ピットは、必要なラック中心間隔を取っている

ことから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。
さらに、使用済燃料ピットは、ほう素濃度3,100ppm以上のほう酸水で満たし、また底部には排水口を設けない構造としている。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の評価は、3号炉添付書類八 4.1.1.5評価に同じ。

第 4.2.1 表 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様

(1) 使用済燃料ピット冷却器 (1号、2号及び4号炉共用)

型 式	横置U字管式
基 数	2
伝 熱 容 量	約5.4MW/基
最高使用圧力	
管 側	0.98MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	95℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

((2)～(4)は変更前の記載に同じ。)

5. 原子炉冷却系統施設

5.3 非常用炉心冷却設備

5.3.4 系統設計及び主要設備

5.3.4.2 主要設備

(1) 蓄圧タンク

蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、その内容積の約2/3にほう酸水（ほう素濃度3,100ppm以上）を満たし、残りの空間は窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]（約45kg/cm²G））以下になると自動的に逆止弁が開き、ほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

また、必要に応じて蓄圧タンク中のほう酸水の水位及びほう素濃度を遠隔操作によって調整できるように配管等を設ける。蓄圧タンクの圧力は、窒素ガス封入によって保持し、通常運転時でも調整できる。また、蓄圧タンクの過圧防止のため安全弁を設置する。

第5.3.1表 非常用炉心冷却設備の設備仕様

(1) 蓄圧タンク

型 式	たて置円筒型
個 数	4
容 量	約38m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage] (50kg/cm ² G)
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa[gage] (約45kg/cm ² G)
運転温度	約49℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス内張り)

(6) 燃料取替用水ピット (4号炉)

個 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
ライニング材料	ステンレス鋼

((2)～(5)は変更前の記載に同じ。)

第5.4.1表 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（常設）の設備仕様

(3) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m

距 離 約50m (4号炉心より)

(4) 蓄圧タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・蓄圧注入系
- ・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

型 式	たて置円筒型
基 数	4
容 量	約38m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa [gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa [gage]
運 転 温 度	約49℃
ほ う 素 濃 度	3,100ppm以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス内張り)

((1)、(2)及び(5)～(13)は変更前の記載に同じ。)

第5.5.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様

(3) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設置高さ	EL. - 0.8m

距 離 約50m（4号炉心より）

（（1）、（2）及び（4）～（10）は変更前の記載に同じ。）

第5.6.1表 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（常設）の設備仕様

(2) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m

距 離 約50m（4号炉心より）

（（1）及び（3）～（18）は変更前の記載に同じ。）

第6.8.1表 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
(常設)の設備仕様

(20) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼

設 置 高 さ

EL. - 0.8m

距 離

約50m (4号炉心より)

((1)～(19)は変更前の記載に同じ。)

第9.5.1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（常設）の設備仕様

(8) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設置高さ	EL. - 0.8m

距 離 約50m（4号炉心より）

（（1）～（7）及び（9）～（13）は変更前の記載に同じ。）

第9.6.1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（常設）
の設備仕様

(2) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設置高さ	EL. - 0.8m

距 離 約50m（4号炉心より）

（（1）及び（3）～（11）は変更前の記載に同じ。）

第9.7.1表 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（常設）の設備仕様

(2) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m

距 離 約50m（4号炉心より）

（（1）及び（3）～（5）は変更前の記載に同じ。）

第9.11.1表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（常設）の設備仕様

(1) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼

設 置 高 さ	EL. - 0.8m
距 離	約50m (4号炉心より)

((2)～(11)は変更前の記載に同じ。)

第 10.13.2.1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能の設備仕様

--

: 防護上の観点から公開できません。

別添 5

添付書類 九

変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって、設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類九の記述のうち、下記内容を変更又は追加する。

記

(3 号炉)

4. 放射性廃棄物処理

4.2 気体廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物の発生源

(1) 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

4.2.2 1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

(2) 計算条件

(3) 計算結果

4.2.3 気体廃棄物の放出量

(2) 計算条件

(3) 計算結果

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 放射性廃液の発生源

4.3.3 液体廃棄物の放出量

5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

5.1 実効線量の計算

5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量

5.1.1.3 計算条件

5.1.1.4 計算結果

5.1.3 よう素による実効線量

5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量

(3) 計算条件

(4) 計算結果

5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取
する場合の実効線量

(4) 計算結果

5.2 線量評価結果

表

第 4.2.1 表	1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度
第 4.2.2 表(3)	希ガスの放出量（4号炉）
第 4.3.1 表	放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（3号及び4号炉合算）
第 5.1.1 表	実効線量評価に用いる排気筒有効高さ
第 5.1.2 表	着目方位及び隣接2方位への最大放出回数
第 5.1.3 表	実効線量評価に用いる気象条件(1)
第 5.1.4 表	実効線量評価に用いる気象条件(2)
第 5.1.5 表	周辺監視区域境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量（1号、2号、3号及び4号炉合算）
第 5.1.6 表	敷地等境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量（1号、2号、3号及び4号炉合算）
第 5.1.10 表	気体廃棄物中のよう素による実効線量（1号、2号、3号及び4号炉合算）

図

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度
(3号及び4号炉合算、評価ベース)

第 5.1.1 図 評価地点

(4号炉)

4. 放射性廃棄物処理

4.2 気体廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物の発生源

(1) 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

4.2.2 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

(2) 計算条件

(3) 計算結果

4.2.3 気体廃棄物の放出量

(2) 計算条件

(3) 計算結果

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 放射性廃液の発生源

4.3.3 液体廃棄物の放出量

5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

5.1 実効線量の計算

5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量

5.1.1.3 計算条件

5.1.1.4 計算結果

5.1.3 よう素による実効線量

5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量

(3) 計算条件

(4) 計算結果

5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取
する場合の実効線量

(4) 計算結果

5.2 線量評価結果

表

第 4.2.1 表	1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度
第 4.2.2 表(3)	希ガスの放出量（4号炉）
第 4.3.1 表	放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（3号及び4号炉合算）
第 5.1.1 表	実効線量評価に用いる排気筒有効高さ
第 5.1.2 表	着目方位及び隣接2方位への最大放出回数
第 5.1.3 表	実効線量評価に用いる気象条件(1)
第 5.1.4 表	実効線量評価に用いる気象条件(2)
第 5.1.5 表	周辺監視区域境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量（1号、2号、3号及び4号炉合算）
第 5.1.6 表	敷地等境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量（1号、2号、3号及び4号炉合算）
第 5.1.10 表	気体廃棄物中のよう素による実効線量（1号、2号、3号及び4号炉合算）

図

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度
(3号及び4号炉合算、評価ベース)

第 5.1.1 図 評価地点

(3号炉)

4. 放射性廃棄物処理

4.2 気体廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物の発生源

(1) 活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

1次冷却材中のほう素濃度を変更する際に生ずる抽出水（以下「1次冷却材抽出水」という。）、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンは、いったん冷却材貯蔵タンクに貯留後、ほう酸回収装置に送られる。ほう酸回収装置で分離された気体、冷却材貯蔵タンクなどにシール用として充てんされている窒素ガス、各機器からベントされる窒素系廃ガス及び原子炉停止時における1次冷却材の脱ガス操作に伴うガスは、ガス圧縮装置により加圧、圧縮し、ガスサージタンクに一時貯えた後、冷却材貯蔵タンクのカバーガス（窒素）として再使用するが、気体量が余剰となれば、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しつつ、排気筒から放出する。

一方、水素をキャリアとして体積制御タンクからページされた廃ガスについても、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しつつ、排気筒から放出する。（第4.1.1図参照）

よう素については、冷却材混床式脱塩塔により大部分が除去されるので、活性炭式希ガスホールドアップ装置に移行する量は少なく、また、活性炭式希ガスホールドアップ装置における減衰効果を考慮

すると環境への放出量は極めて少なくなるので無視できる。

なお、活性炭式希ガスホールドアップ装置からの放出量の計算及び線量評価ではカバーガスの再使用は考慮しないものとする。

4.2.2 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

(2) 計算条件

(9-1)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

ν_i	：	(Kr、Xe)	6.5×10^{-8}	(s^{-1})
		(I)	1.3×10^{-8}	(s^{-1})
W_m	：	(1号及び2号炉各炉)	1.24×10^8	(g)
		(3号及び4号炉各炉)	2.49×10^8	(g)
t	：		2.52×10^7	(s)
W_p	：	(1号及び2号炉各炉)	2.81×10^3	(g/s)
		(3号及び4号炉各炉)	4.69×10^3	(g/s)
DF_i	：	(Kr、Xe)	1	
		(I)	10	
FS_i	：	(体積制御タンクの連続脱ガス無し。)		
		(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	
		(Kr-85)	2.3×10^{-5}	
		(Kr-87)	6.0×10^{-1}	
		(Kr-88)	4.3×10^{-1}	
		(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	
		(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	
		(Xe-133)	1.6×10^{-2}	
		(Xe-135m)	8.0×10^{-1}	
		(Xe-135)	1.8×10^{-1}	

	(Xe-138)	1.0	
	(I-131)	0.0	
	(I-133)	0.0	
W _B	(1号及び2号炉各炉)	5.74×10^1	(g/s)
	(3号炉)	1.19×10^2	(g/s)
	(4号炉)	1.25×10^2	(g/s)
σ _i	(Xe-135についてのみ考慮する。)		
		2.65×10^{-18}	(cm ²)
φ	(1号及び2号炉各炉)	3.40×10^{13}	(n/(cm ² ・s))
	(3号炉)	3.70×10^{13}	(n/(cm ² ・s))
	(4号炉)	3.80×10^{13}	(n/(cm ² ・s))
P	(1号及び2号炉各炉)	1,650	(MWt)
	(3号及び4号炉各炉)	3,411	(MWt)
f	1		(%)
λ _i	} 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 ⁽¹⁾ による。		
Y _i			

(3) 計算結果

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度は第4.2.1表に示すとおりである。

第4.2.1表 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

核 種		濃 度 A_{wi} (Bq/g)		
		1号炉及び 2号炉各炉	3号炉	4号炉
希 ガ ス	Kr-85m	7.30×10^4	7.67×10^4	7.67×10^4
	Kr-85	4.82×10^4	4.82×10^4	4.60×10^4
	Kr-87	4.25×10^4	4.43×10^4	4.43×10^4
	Kr-88	1.25×10^5	1.32×10^5	1.32×10^5
	Xe-131m	7.19×10^4	7.53×10^4	7.39×10^4
	Xe-133m	1.05×10^5	1.11×10^5	1.11×10^5
	Xe-133	7.54×10^6	7.92×10^6	7.83×10^6
	Xe-135m	3.88×10^3	4.01×10^3	4.01×10^3
	Xe-135	1.36×10^5	1.34×10^5	1.31×10^5
	Xe-138	2.07×10^4	2.14×10^4	2.14×10^4
よ う 素	I-131	7.10×10^4	8.65×10^4	8.63×10^4
	I-133	1.24×10^5	1.44×10^5	1.44×10^5

4.2.3 気体廃棄物の放出量

(2) 計算条件

(9-2)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

t_c : (活性炭式希ガスホールドアップ装置)

(Kr) 2.20×10^5 (s) (61h)

(Xe) 3.89×10^6 (s) (45d)

(ガス減衰タンク)

2.59×10^6 (s) (30d)

k : 1

We : (1号及び2号炉各炉) 1.18×10^9 (g/y)

(3号炉) 3.00×10^9 (g/y)

(4号炉) 3.16×10^9 (g/y)

Wd : (1号及び2号炉各炉) 2.67×10^8 (g/y)

(3号及び4号炉各炉) 3.00×10^8 (g/y)

nd : 2 (y^{-1})

(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

n : 4 (y^{-1})

tf : 5.76×10^4 (s) (16h)

T : 6.31×10^6 (s) (73d)

L₁ : 1.16 (g/s) (0.1t/d)

P_{1i} : (Kr, Xe) 1.0 (I) 0.1

V_R : (1号及び2号炉各炉) 4.73 (m³/s) (142m³/min×2)

(3号及び4号炉各炉) 1.13×10^1 (m³/s) (680m³/min)

V_{CV} : (1号及び2号炉各炉) 4.02×10^4 (m³)

(3号及び4号炉各炉) 7.29×10^4 (m³)

η_i : (Kr, Xe) 0.0 (I) 0.9

$$M \quad : \quad 0.7$$

(9-4)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$V_p \quad : \quad (1 \text{号及び} 2 \text{号炉各炉}) \quad 1.20 \times 10^5 \quad (\text{m}^3/\text{y})$$

$$(3 \text{号及び} 4 \text{号炉各炉}) \quad 1.30 \times 10^5 \quad (\text{m}^3/\text{y})$$

$$\eta_{Di} \quad : \quad (K_r, X_e) 0.0 \quad (I) 0.9$$

(9-5)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$L_2 \quad : \quad 9.26 \times 10^{-1} \quad (\text{g/s}) \quad (0.08\text{t/d})$$

$$P_{2i} \quad : \quad (K_r, X_e) 1.0 \quad (I) 0.005$$

(3) 計算結果

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉各炉並びに1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算について、それぞれ第4.2.2表(1)、(2)、(3)、第4.2.3表(1)、(2)、(3)及び第4.2.4表に示すとおりである。

第4.2.2表(3) 希ガスの放出量(4号炉)

(単位: Bq/y)

核種 \ 項目	活性炭式希ガス ホールドアップ 装置からの排気	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時の 排気	原子炉補助建 屋等の換気	合計
Kr-85m	2.3×10^{10}	8.3×10^9	3.7×10^9	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Kr-85	1.8×10^{14}	1.3×10^{12}	3.0×10^{11}	1.1×10^{12}	1.8×10^{14}
Kr-87	~ 0	1.4×10^9	6.0×10^8	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
Kr-88	1.4×10^8	8.9×10^9	3.9×10^9	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-131m	2.1×10^{13}	5.0×10^{11}	1.7×10^{11}	1.7×10^{12}	2.4×10^{13}
Xe-133m	4.2×10^8	1.4×10^{11}	6.1×10^{10}	2.6×10^{12}	2.8×10^{12}
Xe-133	8.5×10^{13}	2.4×10^{13}	9.5×10^{12}	1.8×10^{14}	3.0×10^{14}
Xe-135m	~ 0	2.5×10^7	1.1×10^7	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
Xe-135	~ 0	2.9×10^{10}	1.3×10^{10}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-138	~ 0	1.2×10^8	5.4×10^7	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	2.9×10^{14}	2.6×10^{13}	1.0×10^{13}	2.0×10^{14}	5.2×10^{14}
γ線実効エネルギー (MeV/dis)	1.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}	8.5×10^{-2}	4.4×10^{-2}
β線実効エネルギー (MeV/dis)	2.1×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.8×10^{-1}

なお、Ar-41は、原子炉格納容器内空気中のAr-40が原子炉容器外周部において中性子に照射されることにより生成するが、これによる年間の放出量は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉はそれぞれ 3.7×10^{11} Bq/y程度で十分小さい。

また、N-16(半減期7.35秒)⁽²⁾及びN-17(半減期4.14秒)⁽²⁾は、1次冷却材の原子炉格納容器内漏えい又は原子炉補助建屋内漏え

いにより空気中に存在するが、短半減期核種であるため、その放出量は無視できる程度である。

さらに、廃液蒸発装置濃縮液のセメント固化処理、アスファルト固化処理及び雑固体廃棄物の減容処理に伴う排気ガス中にも若干の放射性物質が含まれるが、その年間放出量は無視できる程度である。

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 放射性廃液の発生源

平常運転時において発生する放射性廃液の発生源としては、次のものがある。

- (1) 1次冷却材抽出水
- (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン
- (3) 補助建屋機器ドレン
- (4) 格納容器及び補助建屋床ドレン
- (5) 燃料取扱棟機器ドレン及び燃料取扱棟床ドレン
- (6) 薬品ドレン
- (7) 洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水（以下「洗淨排水」という。）

(1)及び(2)の廃液については、冷却材貯蔵タンクに貯留し、ほう酸回収装置脱塩塔でイオン状不純物を除去するとともに、ほう酸回収装置で溶存気体を分離し（分離された気体は気体廃棄物として処理する）ほう酸を濃縮処理する。蒸留水は、原則として原子炉補給水として再使用する。濃縮液はほう酸溶液として再使用する。

(3)、(4)、(5)及び(6)の廃液については、廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で濃縮処理する。また(7)の廃液については洗淨

排水タンクに貯留し、原則として洗浄排水処理装置で濃縮処理する。蒸留水は、廃液蒸留水脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り、また洗浄排水処理装置で発生した蒸留水は、洗浄排水モニタタンクに送り、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。

上記の他、酸液ドレンタンクに集められる薬品ドレン（強酸等）があるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。

液体廃棄物処理系統説明図を第4.1.2図に示す。

4.3.3 液体廃棄物の放出量

液体廃棄物の年間推定放出量は第4.3.1表に示すとおりである。ただし、1次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンは、処理後、原則として再使用するが、評価上全量を放出するものと仮定した。

上記放出量中に含まれる放射エネルギー（トリチウムを除く。）は、3号炉及び4号炉で年間約 $8.4 \times 10^9 \text{Bq}$ となる。

なお、放出放射エネルギーの算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を1%と想定し、1次冷却材中の放射性物質の濃度（希ガス及びトリチウムを除く。）は、3号炉で約 $5.6 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ 、4号炉で約 $5.8 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ とした。

発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略は、第4.3.1図に示すとおりである。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動及び先行炉の放出実績を考慮して液体廃棄物の年間

放出量はトリチウムを除き、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉それぞれ $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムは3号炉及び4号炉それぞれ $7.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成は、第4.3.2表に示すとおりとする。

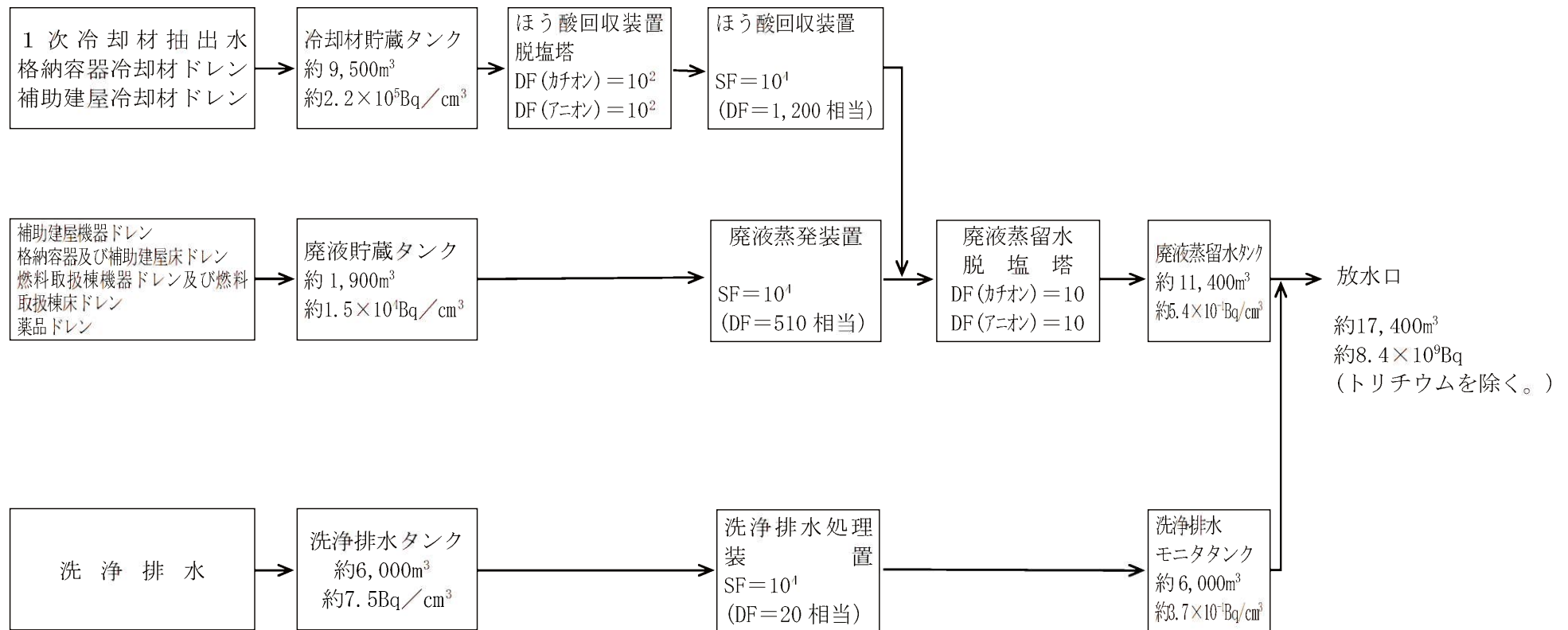
なお、これらの希釈水となる年間復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）は、3号炉及び4号炉それぞれ $2.06 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ $9.41 \times 10^8 \text{m}^3/\text{y}$ である。

第4.3.1表 放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（3号及び4号炉合算）

（単位：m³/y）

種 別	年間発生量	年間放出量
(1) 1次冷却材抽出水 (2) 格納容器冷却材ドレン及び 補助建屋冷却材ドレン	約 9,500	約 9,500
(3) 補助建屋機器ドレン (4) 格納容器及び補助建屋床ド レン (5) 燃料取扱棟機器ドレン及び 燃料取扱棟床ドレン (6) 薬品ドレン	約 1,900	約 1,900
(7) 洗淨排水 ^(注1)	約 6,000	約 6,000
合 計	約17,400	約17,400

（注1）洗淨排水の年間発生量及び年間放出量については、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の管理服等の洗たくを考慮する。



(注) SF : 出口濃度に対する濃縮液濃度の比
 DF : 出口濃度に対する入口濃度の比

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度 (3号及び4号炉合算、評価ベース)

5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

5.1 実効線量の計算

5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量

5.1.1.3 計算条件

(9-7)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$\begin{aligned} K_1 & : 4.46 \times 10^{-4} && \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right) \\ \mu_{\text{en}} & : 3.84 \times 10^{-3} && (\text{m}^{-1}) \\ \mu & : 1.05 \times 10^{-2} && (\text{m}^{-1}) \\ \alpha_{\text{B}} & : 1.000 \\ \beta_{\text{B}} & : 0.4492 \\ \gamma_{\text{B}} & : 0.0038 \end{aligned}$$

(9-8)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

h : 第 5.1.1 表に示すとおりである。

(9-11)、(9-12)及び(9-13)式に用いたパラメータは次のとおりである。

$$\begin{aligned} K_{\gamma} & : 0.8 && (\mu \text{Sv} / \mu \text{Gy}) \\ f_h & : 1 \\ f_o & : 1 \\ Q_{\text{in}} & : \text{(ガス減衰タンク排気)} \\ & \text{(1号及び2号炉各炉)} & 3.5 \times 10^{14} & (\text{Bq} / \text{y}) \\ & \text{(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)} \\ & \text{(1号及び2号炉各炉)} & 2.5 \times 10^{13} & (\text{Bq} / \text{y}) \end{aligned}$$

	(3号炉)	2.6×10^{13}	(Bq/y)
	(4号炉)	2.6×10^{13}	(Bq/y)
$E_{\gamma in}$	(ガス減衰タンク排気)		
	(1号及び2号炉各炉)	3.4×10^{-2}	(MeV/dis)
	(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)		
	(1号及び2号炉各炉)	4.3×10^{-2}	(MeV/dis)
	(3号炉)	4.3×10^{-2}	(MeV/dis)
	(4号炉)	4.3×10^{-2}	(MeV/dis)
N	(ガス減衰タンク排気)		
	(1号及び2号炉各炉)	20	(回/y)
	(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)		
	(1号、2号、3号及び4号炉各炉)	4	(回/y)
n_T	: 第5.1.2表に示すとおりである。		
f_{LT}	: 第5.1.3表に示すとおりである。		
N_t	8,760		(回/y)

N_{LS} 、 N'_{LS} 、 N''_{LS} : 第5.1.3表に示すとおりである。

\bar{S}_{LS} 、 \bar{S}'_{LS} 、 \bar{S}''_{LS} : 第5.1.4表に示すとおりである。

(9-15)、(9-16)及び(9-17)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{cont}	: (活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気)		
	(3号炉)	2.9×10^{14}	(Bq/y)
	(4号炉)	2.9×10^{14}	(Bq/y)
	(原子炉格納容器減圧時の排気)		
	(1号及び2号炉各炉)	1.6×10^{13}	(Bq/y)

(3 号 炉)	1.0×10^{13}	(Bq / y)
(4 号 炉)	1.0×10^{13}	(Bq / y)
(原子炉補助建屋等の換気)		
(1 号及び 2 号炉各炉)	1.9×10^{14}	(Bq / y)
(3 号 炉)	2.0×10^{14}	(Bq / y)
(4 号 炉)	2.0×10^{14}	(Bq / y)

E γ cont : (活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気)

(3 号 炉)	1.6×10^{-2}	(MeV / dis)
(4 号 炉)	1.6×10^{-2}	(MeV / dis)
(原子炉格納容器減圧時の排気)		
(1 号及び 2 号炉各炉)	4.4×10^{-2}	(MeV / dis)
(3 号 炉)	4.4×10^{-2}	(MeV / dis)
(4 号 炉)	4.4×10^{-2}	(MeV / dis)
(原子炉補助建屋等の換気)		
(1 号及び 2 号炉各炉)	8.5×10^{-2}	(MeV / dis)
(3 号 炉)	8.5×10^{-2}	(MeV / dis)
(4 号 炉)	8.5×10^{-2}	(MeV / dis)

S_{LS}、S'_{LS}、S''_{LS} : 第 5.1.4 表に示すとおりである。

5.1.1.4 計算結果

陸側 7 方位の周辺監視区域境界外及び参考として上記方位以外の海に面する周辺監視区域境界について、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 7 方位の周辺監視区域境界外で希ガスの γ 線による

実効線量が最大となるのは3号炉心から東南東方向約640m地点であり、その実効線量は年間約 $5.2\mu\text{Sv}$ である。

将来の集落の形成を考慮し、陸側7方位の敷地等境界外について1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第5.1.6表に、また、評価地点は第5.1.1図に示すとおりである。これによれば、陸側7方位の敷地等境界外で希ガスの γ 線による実効線量が最大となるのは3号炉心から北東方向約780m地点であり、その実効線量は年間約 $2.8\mu\text{Sv}$ である。

5.1.3 よう素による実効線量

5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量

(3) 計算条件

(9-23)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{ii} : 成人	I-131	1.5×10^{-2}	($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
	I-133	2.9×10^{-3}	($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
幼児	I-131	6.9×10^{-2}	($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
	I-133	1.6×10^{-2}	($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
乳児	I-131	1.3×10^{-1}	($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
	I-133	3.5×10^{-2}	($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)
M_I : 成人		2.22×10^7	(cm^3/d)
	幼児	8.72×10^6	(cm^3/d)
	乳児	2.86×10^6	(cm^3/d)

$\overline{\chi}_{i i}$: (1 号、 2 号、 3 号及び 4 号炉合算)

$$I-131 \quad 1.10 \times 10^{-9} \quad (\text{Bq} / \text{cm}^3)$$

$$I-133 \quad 1.25 \times 10^{-9} \quad (\text{Bq} / \text{cm}^3)$$

3 号炉心から東方向 970m 地点の濃度

(9-24) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$K_{T i} : \text{成人} \quad I-131 \quad 1.6 \times 10^{-2} \quad (\mu \text{Sv} / \text{Bq})$$

$$I-133 \quad 3.1 \times 10^{-3} \quad (\mu \text{Sv} / \text{Bq})$$

$$\text{幼児} \quad I-131 \quad 7.5 \times 10^{-2} \quad (\mu \text{Sv} / \text{Bq})$$

$$I-133 \quad 1.7 \times 10^{-2} \quad (\mu \text{Sv} / \text{Bq})$$

$$\text{乳児} \quad I-131 \quad 1.4 \times 10^{-1} \quad (\mu \text{Sv} / \text{Bq})$$

$$I-133 \quad 3.8 \times 10^{-2} \quad (\mu \text{Sv} / \text{Bq})$$

$$M_v : \text{成人} \quad 100 \quad (\text{g} / \text{d})$$

$$\text{幼児} \quad 50 \quad (\text{g} / \text{d})$$

$$\text{乳児} \quad 20 \quad (\text{g} / \text{d})$$

$$f_{v m} : 1$$

$$f_{v t} : 0.5$$

$$f_d : 0.5$$

$$F_{v i} : I-131 \quad 2.6 \times 10^6 \quad ((\text{Bq} / \text{g}) / (\text{Bq} / \text{cm}^3))$$

$$I-133 \quad 4.3 \times 10^5 \quad ((\text{Bq} / \text{g}) / (\text{Bq} / \text{cm}^3))$$

$\overline{\chi}_{v i}$: (1 号、 2 号、 3 号及び 4 号炉合算)

$$I-131 \quad 1.25 \times 10^{-9} \quad (\text{Bq} / \text{cm}^3)$$

$$I-133 \quad 1.41 \times 10^{-9} \quad (\text{Bq} / \text{cm}^3)$$

3 号炉心から東方向 890m 地点の濃度

$$t_v : 0 \quad (\text{d})$$

$T_{r i}$: 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」⁽²⁾

による。

(9-25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

M_M	: 成人	200	(ml/d)
	幼児	500	(ml/d)
	乳児	600	(ml/d)
f_{Mm}	: 成人	1	
	幼児	1	
	乳児	0.5	
f_{Mt}	: 0.5		
f_r	: 1		
F_{Mi}	: I-131	6.2×10^5	((Bq/ml) / (Bq/cm ³))
	I-133	4.6×10^4	((Bq/ml) / (Bq/cm ³))
$\bar{\chi}_{Mi}$: (1号、2号、3号及び4号炉合算)		
	I-131	6.19×10^{-11}	(Bq/cm ³)
	I-133	6.90×10^{-11}	(Bq/cm ³)
	3号炉心から南東方向 4,700m 地点の濃度		
t_M	: 成人	0	(d)
	幼児	0	(d)
	乳児	3	(d)

(4) 計算結果

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果は、第5.1.10表に示すとおりである。

第 5.1.10 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量
(1号、2号、3号及び4号炉合算)

(単位 : $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

摂取経路	核種	成人	幼児	乳児
吸入摂取	I-131	1.4×10^{-1}	2.5×10^{-1}	1.6×10^{-1}
	I-133	3.0×10^{-2}	6.5×10^{-2}	4.7×10^{-2}
葉菜摂取	I-131	5.0×10^{-1}	1.2×10^0	8.6×10^{-1}
	I-133	1.8×10^{-2}	4.9×10^{-2}	4.4×10^{-2}
牛乳摂取	I-131	2.3×10^{-2}	2.7×10^{-1}	2.3×10^{-1}
	I-133	3.6×10^{-4}	5.0×10^{-3}	6.0×10^{-4}

陸側7方位の敷地等境界外で、よう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、その付近で栽培される葉菜を摂取し、さらに、現存する牧草栽培地の牧草で飼育された乳牛の牛乳を摂取すると仮定して実効線量を評価すると、次のようになる。

成人	0.7	($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
幼児	1.8	($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
乳児	1.4	($\mu\text{Sv}/\text{y}$)

これによると、実効線量が最大となるのは幼児であり、その実効線量は、年間約 $1.8 \mu\text{Sv}$ である。

5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

(4) 計算結果

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行

った結果は次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成人	0.2	(μ Sv/y)
幼児	0.5	(μ Sv/y)
乳児	0.6	(μ Sv/y)

海藻類を摂取しない場合

成人	0.8	(μ Sv/y)
幼児	2.1	(μ Sv/y)
乳児	1.6	(μ Sv/y)

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 2.1μ Sv である。

5.2 線量評価結果

敷地等境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 2.8μ Sv、年間約 2.8μ Sv 及び年間約 2.1μ Sv となり、合計は年間約 7.7μ Sv である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50μ Sv を下回る。

第 5.1.1 表 実効線量評価に用いる排気筒有効高さ

計算地点 の 方位	ユニット	各地点での排気筒有効高さ (m)	
		周辺監視区域境界外	敷地境界外
N N E	1	50	50
	2	45	45
N E	1	55	55
	2	45	45
	3	50	50
	4	45	45
E N E	1	50	50
	2	30	30
	3	45	45
	4	50	50
E	1	25	35
	2	25	25
	3	40	40
	4	55	60
E S E	1	25	30
	2	25	30
	3	50	55
	4	40	45
S E	1	25	30
	2	25	30
	3	70	70
	4	65	70
S S E	1	40	45
	2	30	35
	3	55	55
	4	55	55
S	1	35	35
	2	35	35
	3	60	60
	4	65	65
S S W	1	45	50
	2	35	35

[注]

表中の方位以外の有効高さについては、それぞれのユニットのうち最も低い有効高さを使用する。

第 5.1.2 表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数

着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数

(単位：回/y)

計算地点 の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n _T	
	ガス減衰タンク排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	4	1
NNE	5	1
NE	4	1
ENE	4	1
E	5	1
ESE	4	1
SE	3	1
SSE	2	1
S	3	1
SSW	6	1
SW	8	2
WSW	8	2
W	5	1
WNW	3	1
NW	3	1
NNW	4	1

第 5.1.3 表 実効線量評価に用いる気象条件(1)

[注 1]

玄海観測所 A (E L + 37m)
 玄海観測所 B (E L + 70m)
 自 2016年 1月
 至 2016年12月

計算地点の 方位 L	方位Lへ向かう風の出現頻度(%)		方位 L へ向かう風の大気安定度別出現回数 N _{LS} (回/y)					
	f _L	f _{LT} [注2]	A	B	C	D	E	F [注3]
N	8.3	18.8	20	128	7	268	10	292
NNE	5.9	20.1	11	68	10	162	6	263
NE	5.9	16.6	3	72	40	219	14	170
ENE	4.8	18.4	7	57	58	258	3	35
E	7.7	19.4	6	88	101	446	6	23
ESE	7.0	17.2	3	51	47	471	19	19
SE	2.6	13.2	9	33	10	102	16	60
SSE	3.6	10.2	25	57	4	106	7	116
S	3.9	13.6	64	82	2	106	6	86
SSW	6.1	26.6	93	127	9	194	7	101
SW	16.6	34.1	39	367	137	589	96	230
WSW	11.4	33.9	1	76	101	511	84	225
W	5.8	20.4	1	27	14	252	35	181
WNW	3.2	11.6	0	23	1	104	16	132
NW	2.6	10.4	0	10	4	111	6	98
NNW	4.6	15.5	1	22	14	211	14	144

[注1] 風向は玄海観測所 B、大気安定度決定のための風速は玄海観測所 A のデータを使用した。

[注2] 着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和。

[注3] 大気安定度 F には G を含む。

第 5.1.4 表 実効線量評価に用いる気象条件(2)

[注 1]

玄海観測所 A (E L + 37m)
 玄海観測所 B (E L + 70m)
 自 2016 年 1 月
 至 2016 年 12 月

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の気象安定度別風速逆数の総和 S_{LS} 及び平均 \overline{S}_{LS} (s/m)											
	A		B		C		D		E		F [注 2]	
	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}
N	4.99	0.26	48.66	0.38	1.13	0.16	87.12	0.33	1.63	0.16	126.85	0.43
NNE	3.56	0.31	27.77	0.41	1.26	0.12	65.73	0.41	0.76	0.12	111.23	0.42
NE	1.51	0.48	31.65	0.44	6.09	0.15	73.24	0.33	2.22	0.15	88.18	0.52
ENE	5.15	0.71	34.35	0.60	9.73	0.17	64.27	0.25	0.55	0.18	27.94	0.79
E	4.97	0.80	45.41	0.52	22.48	0.22	76.85	0.17	1.48	0.24	27.00	1.16
ESE	3.02	0.97	28.58	0.56	12.54	0.27	69.59	0.15	3.78	0.21	10.55	0.56
SE	7.74	0.84	18.11	0.55	2.34	0.23	23.54	0.23	3.16	0.19	19.53	0.33
SSE	11.23	0.46	29.04	0.51	0.64	0.16	36.68	0.35	0.94	0.13	31.70	0.27
S	32.97	0.52	37.17	0.45	0.26	0.13	39.01	0.37	0.81	0.13	30.53	0.36
SSW	26.46	0.28	47.03	0.37	1.06	0.12	53.55	0.28	0.95	0.13	40.70	0.40
SW	10.15	0.26	96.67	0.26	17.67	0.13	112.42	0.19	12.24	0.13	78.77	0.34
WSW	0.45	0.41	24.92	0.33	18.06	0.18	140.39	0.28	15.74	0.19	89.49	0.40
W	1.10	0.99	17.71	0.65	4.06	0.28	97.10	0.39	8.25	0.24	86.60	0.48
WNW	0.15	2.00	18.16	0.80	0.37	0.36	48.99	0.47	4.06	0.25	77.85	0.59
NW	0.11	2.00	8.29	0.82	0.99	0.24	54.71	0.50	1.34	0.22	55.59	0.57
NNW	0.47	0.43	11.43	0.53	2.44	0.17	69.67	0.33	2.31	0.16	68.29	0.47

[注 1] 風向、風速はともに玄海観測所 B、気象安定度決定のための風速は玄海観測所 A のデータを使用した。

[注 2] 気象安定度 F には G を含む。

第 5.1.5 表 周辺監視区域境界外における希ガスの γ 線による
年間実効線量(1号、2号、3号及び4号炉合算)

(単位 : μ Sv / y)

	評価地点 の方位	3号炉心から周辺監視 区域境界までの距離 (m)	γ 線による実効線量
陸 側 評 価 地 点	N E [注]	780	2.8
	E N E [注]	940	2.9
	E	780	4.3
	E S E	640	5.2
	S E	820	3.1
	S S E	740	2.9
	S	710	2.9
参 考 地 点	S S W	330	10.5
	S W	270	10.7
	W S W	270	7.9
	W	310	5.7
	W N W	320	4.7
	N W	240	5.7
	N N W	200	6.2
	N	140	7.8
	N N E	120	7.9

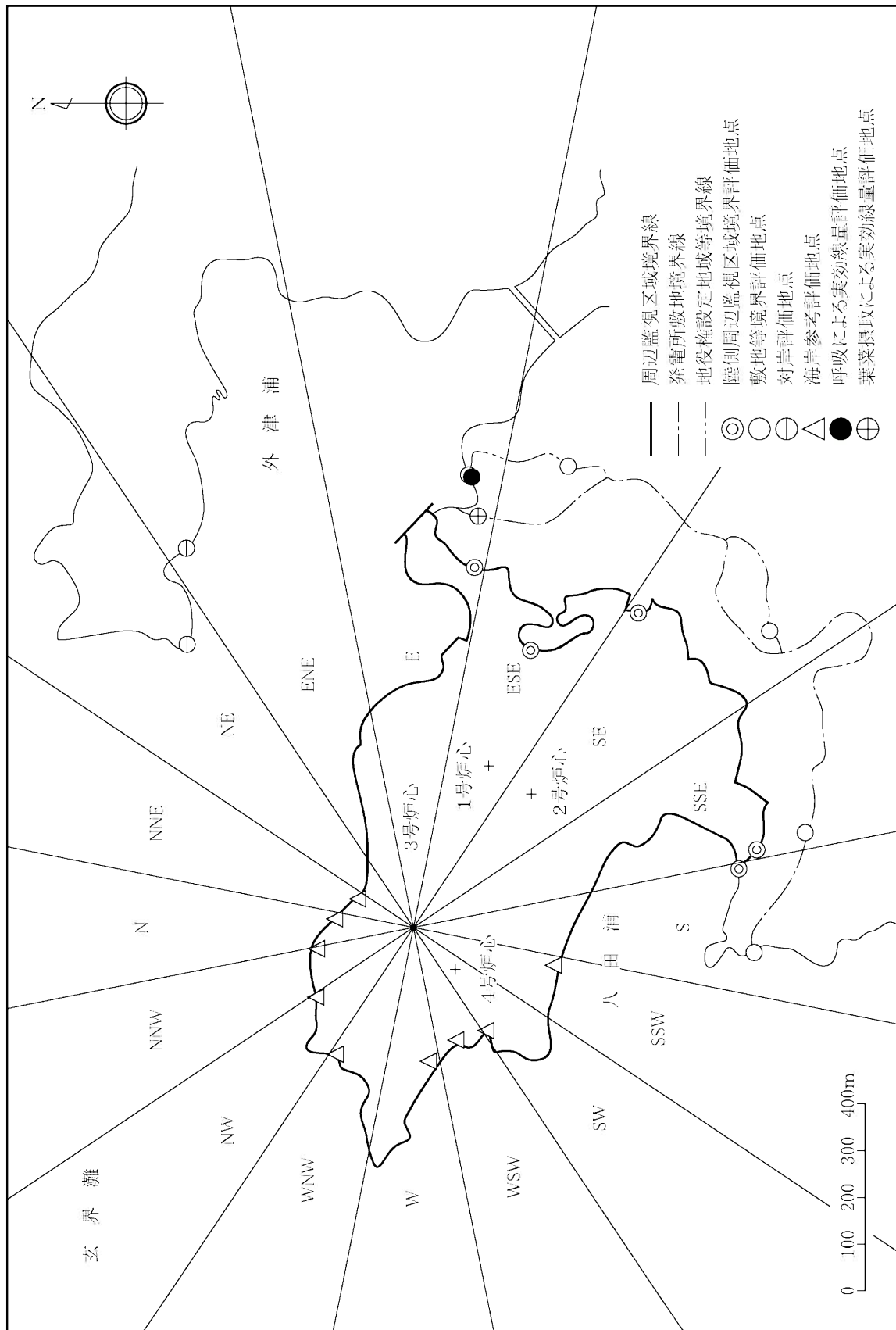
[注] 北東及び東北東方向の対岸

第 5.1.6 表 敷地等境界外における希ガスの γ 線による
年間実効線量(1号、2号、3号及び4号炉合算)

(単位 : $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

評価地点 の方位	3号炉心から敷地等 境界までの距離 (m)	γ 線による実効線量
NE [注]	780	2.8
ENE [注]	940	2.6
E	970	2.7
ESE	1,030	2.5
SE	1,010	1.6
SSE	860	2.1
S	740	2.6

[注] 北東及び東北東方向の対岸



第 5.1.1 図 評価地点

(4 号 炉)

4 . 放 射 性 廃 棄 物 処 理

3 号 炉 に 同 じ 。

「第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度」、「第 4.2.2 表 (3) 希ガスの放出量 (4 号炉)」及び「第 4.3.1 表 放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量 (3 号及び 4 号炉合算)」は 3 号炉に同じ。

「第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度(3号及び4号炉合算、評価ベース)」は3号炉に同じ。

5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価
3号炉に同じ。

「第 5.1.1 表 実効線量評価に用いる排気筒有効高さ」、「第 5.1.2 表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数」、「第 5.1.3 表 実効線量評価に用いる気象条件(1)」、「第 5.1.4 表 実効線量評価に用いる気象条件(2)」、「第 5.1.5 表 周辺監視区域境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量(1号、2号、3号及び4号炉合算)」、「第 5.1.6 表 敷地等境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量(1号、2号、3号及び4号炉合算)」及び「第 5.1.10 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量(1号、2号、3号及び4号炉合算)」は3号炉に同じ。

「第 5.1.1 図 評価地点」は 3 号炉に同じ。

別添 6

添 付 書 類 十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

令和 3 年 4 月 28 日付け原規規発第 2104282 号をもって、設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の記述のうち、下記内容を変更又は追加する。なお、4 号炉の各項目について、別表 1 のとおり読み替える。

記

(3 号 炉)

3. 設計基準事故の解析

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(2) 防止対策

3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(2) 防止条件

(3) 評価結果

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(2) 防止対策

(3) 拡大防止対策

3.4.2.2 事故経過の解析

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(2) 防止対策

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(2) 評価条件

(3) 評価結果

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.4.3 結 論

3.4.5 制御棒飛び出し

3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(3) 評価結果

3.7 参考文献

(12)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.2 共通解析条件

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある

る事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

7.2 重大事故

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件

a.

(4) 有効性評価の結果

b. 評価項目等

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

7.3.1 想定事故1

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(3) 有効性評価の結果

b. 評価項目等

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

7.3.2 想定事故2

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(3) 有効性評価の結果

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

(2) 操作時間余裕の把握

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.4.4 反応度の誤投入

7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(2) 有効性評価の条件

a. 初期条件

(c) 初期ほう素濃度

(d) 臨界ほう素濃度

(3) 有効性評価の結果

7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

(2) 操作時間余裕の把握

表

第 3.4.1.1 表	放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.2.1 表	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及び I - 131 等価量への換算係数
第 3.4.2.2 表	蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.3.1 表	燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.4.1 表	核分裂生成物による γ 線エネルギーのエネルギー範囲別区分
第 3.4.4.2 表	原子炉冷却材喪失（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.5.1 表	制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 7.3.1.2 表	主要評価条件（想定事故 1）
第 7.3.2.2 表	主要評価条件（想定事故 2）
第 7.4.4.2 表	主要評価条件（反応度の誤投入）

図

- 第 3.4.1.1 図 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程
- 第 7.2.1.1.30 図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移
- 第 7.2.1.1.31 図 Cs-137 の大気放出過程
- 第 7.3.1.4 図 「想定事故 1」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
- 第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要（「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展）
- 第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）
- 第 7.3.2.4 図 「想定事故 2」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
- 第 7.4.4.2 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要（「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）
- 第 7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）
- 第 7.4.4.4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

(4号炉)

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 基本的考え方

1.1.1 運転時の異常な過渡変化

1.1.1.2 評価事象

1.1.1.3 判断基準

(1)

(3)

(4)

1.1.2 設計基準事故

1.1.2.3 判断基準

(2)

(5)

1.2 主要な解析条件

1.2.1 初期定常運転条件

1.2.3 原子炉トリップ特性

1.2.4 反応度係数

1.2.5 解析に当たって考慮する事項

(1) 解析に当たって考慮する範囲

(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ

1.3 解析に使用する計算プログラム

1.4 参考文献

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

- 2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - 2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - 2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - 2.2.1.2 過渡変化の解析
 - 2.2.1.3 結 論
 - 2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - 2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (2) 防止対策
 - 2.2.2.2 過渡変化の解析
 - 2.2.3 制御棒の落下及び不整合
 - 2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 過渡変化の原因及び説明
 - (3) 拡大防止対策
 - 2.2.3.2 過渡変化の解析
 - 2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
 - 2.2.4.2 過渡変化の解析
 - (2) 解析条件
 - (3) 解析結果
- 2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - 2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - 2.3.1.2 過渡変化の解析
 - 2.3.1.3 結 論
 - 2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - 2.3.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 過渡変化の原因及び説明

- (2) 防止対策
- 2.3.2.2 過渡変化の解析
- 2.3.2.3 結 論
- 2.3.3 外部電源喪失
 - 2.3.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 過渡変化の原因及び説明
 - (2) 防止対策
 - 2.3.3.2 過渡変化の解析
 - 2.3.3.3 結 論
- 2.3.4 主給水流量喪失
 - 2.3.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 過渡変化の原因及び説明
 - (3) 拡大防止対策
 - 2.3.4.2 過渡変化の解析
- 2.3.5 蒸気負荷の異常な増加
 - 2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (2) 防止対策
 - (3) 拡大防止対策
 - 2.3.5.2 過渡変化の解析
 - 2.3.5.3 結 論
- 2.3.6 2次冷却系の異常な減圧
 - 2.3.6.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (3) 拡大防止対策
 - 2.3.6.2 過渡変化の解析
 - 2.3.6.3 結 論

- 2.3.7 蒸気発生器への過剰給水
 - 2.3.7.2 過渡変化の解析
 - 2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - 2.4.1 負荷の喪失
 - 2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - 2.4.2.2 過渡変化の解析
 - 2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
 - 2.4.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 過渡変化の原因及び説明
 - 2.4.3.2 過渡変化の解析
 - 2.5 参考文献
-
- 3. 設計基準事故の解析
 - 3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - 3.2.1 原子炉冷却材喪失
 - 3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (2) 防止対策
 - (3) 拡大防止対策
 - 3.2.1.2 事故経過の解析
 - 3.2.1.3 結 論
 - 3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失
 - 3.2.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (3) 拡大防止対策
 - 3.2.2.2 事故経過の解析
 - 3.2.2.3 結 論

- 3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - 3.2.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 事故の原因及び説明
 - (2) 防止対策
 - 3.2.3.2 事故経過の解析
 - 3.2.3.3 結 論
- 3.2.4 主給水管破断
 - 3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 事故の原因及び説明
 - (2) 防止対策
 - 3.2.4.2 事故経過の解析
 - 3.2.4.3 結 論
- 3.2.5 主蒸気管破断
 - 3.2.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (2) 防止対策
 - (3) 拡大防止対策
 - 3.2.5.2 事故経過の解析
 - 3.2.5.3 結 論
- 3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - 3.3.1 制御棒飛び出し
 - 3.3.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (1) 事故の原因及び説明
 - 3.3.1.2 事故経過の解析
 - 3.3.1.3 結 論
- 3.4 環境への放射性物質の異常な放出

- 3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - 3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (2) 防止対策
 - (3) 拡大防止対策
 - 3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価
- 3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損
- 3.4.3 燃料集合体の落下
 - 3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - (2) 防止対策
 - 3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価
 - (2) 評価条件
 - (3) 評価結果
- 3.4.4 原子炉冷却材喪失
 - 3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価
 - 3.4.4.3 結 論
- 3.4.5 制御棒飛び出し
 - 3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策
 - 3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価
- 3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - 3.5.1 原子炉冷却材喪失
 - 3.5.2 可燃性ガスの発生
 - 3.5.2.2 事故経過の解析
 - (2) 解析条件
 - (3) 解析結果
 - 3.5.2.3 結 論

3.7 参考文献

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.2 共通解析条件

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.1.2 全交流動力電源喪失

7.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(2) 必要な資源の評価

a. 水 源

7.1.5 原子炉停止機能喪失

7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価

(2) 必要な資源の評価

a. 水 源

7.2 重大事故

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件

a.

(4) 有効性評価の結果

b. 評価項目等

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

7.3.1 想定事故 1

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(3) 有効性評価の結果

b. 評価項目等

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

7.3.2 想定事故 2

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(3) 有効性評価の結果

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

(2) 操作時間余裕の把握

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.4.4 反応度の誤投入

7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(2) 有効性評価の条件

a. 初期条件

(c) 初期ほう素濃度

(d) 臨界ほう素濃度

(3) 有効性評価の結果

7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

(2) 操作時間余裕の把握

7.5 必要な要員及び資源の評価

7.5.3 重大事故等対策の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源
の評価結果

(1) 水源の評価結果

b. 蒸気発生器注水

表

第 1.3.1 表	解析に使用する計算プログラム一覧表 － 運転時の異常な過渡変化
第 1.3.2 表	解析に使用する計算プログラム一覧表 － 設計基準事故
第 3.2.1.1 表	大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）
第 3.2.1.2 表	大破断解析結果（低温側配管スプリット破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）
第 3.2.1.3 表	小破断解析結果
第 3.3.1.1 表	制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）
第 3.4.1.1 表	放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出さ れる希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効 線量
第 3.4.2.1 表	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及び I - 131 等価量への換算係数
第 3.4.2.2 表	1 次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分
第 3.4.2.3 表	1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分
第 3.4.2.4 表	蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の大気中に放出される 核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実 効線量
第 3.4.3.1 表	燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成 物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.4.1 表	核分裂生成物による γ 線エネルギーのエネルギー範囲別区 分

- 第 3.4.4.2 表 原子炉冷却材喪失（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
- 第 3.4.5.1 表 制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
- 第 7.3.1.2 表 主要評価条件（想定事故 1）
- 第 7.3.2.2 表 主要評価条件（想定事故 2）
- 第 7.4.4.2 表 主要評価条件（反応度の誤投入）

図

- 第 1.2.2 図 解析に使用したドップラ出力係数
- 第 2.2.1.1 図 解析に使用したドップラ温度係数
- 第 2.2.1.2 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- 第 2.2.2.1 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－速い引き抜きの場合(1)
- 第 2.2.2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－速い引き抜きの場合(2)
- 第 2.2.2.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－遅い引き抜きの場合(1)
- 第 2.2.2.4 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－遅い引き抜きの場合(2)
- 第 2.2.2.5 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)
- 第 2.2.2.6 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)
- 第 2.2.3.1 図 制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転
- 第 2.2.3.2 図 制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転
- 第 2.3.1.1 図 原子炉冷却材流量の部分喪失
- 第 2.3.2.1 図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- 第 2.3.4.1 図 主給水流量喪失(1)
- 第 2.3.4.2 図 主給水流量喪失(2)
- 第 2.3.5.1 図 蒸気負荷の異常な増加－ケース C (自動運転・サイクル初期)
- 第 2.3.5.2 図 蒸気負荷の異常な増加－ケース D (自動運転・サイクル末期)

- 第 2.3.6.1 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損
- 第 2.3.6.2 図 解析に使用したドップラ出力欠損
- 第 2.3.6.3 図 2次冷却系の異常な減圧
- 第 2.3.7.1 図 蒸気発生器への過剰給水
- 第 2.4.1.1 図 負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動
- 第 2.4.1.2 図 負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動
- 第 2.4.2.1 図 原子炉冷却材系の異常な減圧
- 第 2.4.3.1 図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
- 第 3.2.1.1 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(1)
- 第 3.2.1.2 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(2)
- 第 3.2.1.3 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(3)
- 第 3.2.1.4 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(4)
- 第 3.2.1.5 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(1)－液相部破断
- 第 3.2.1.6 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(2)－液相部破断
- 第 3.2.1.7 図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(3)－気相部破断
- 第 3.2.2.1 図 原子炉冷却材流量の喪失
- 第 3.2.3.1 図 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- 第 3.2.4.1 図 主給水管破断(1)

- 第 3.2.4.2 ㊦ 主給水管破断(2)
- 第 3.2.5.1 ㊦ 主蒸気管破断－ケース A (外部電源あり)
- 第 3.2.5.2 ㊦ 主蒸気管破断－ケース B (外部電源なし)
- 第 3.3.1.1 ㊦ 制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力
- 第 3.3.1.2 ㊦ 制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力
- 第 3.3.1.3 ㊦ 制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力
- 第 3.3.1.4 ㊦ 制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力
- 第 3.3.1.5 ㊦ 制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力－圧力解析
- 第 3.3.1.6 ㊦ 制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力－圧力解析
- 第 3.4.1.1 ㊦ 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程
- 第 3.4.2.1 ㊦ 蒸気発生器伝熱管破損(1)
- 第 3.4.2.2 ㊦ 蒸気発生器伝熱管破損(2)
- 第 3.4.2.3 ㊦ 蒸気発生器伝熱管破損(事故)時のよう素の大気放出過程
- 第 3.4.2.4 ㊦ 蒸気発生器伝熱管破損(事故)時の希ガスの大気放出過程
- 第 3.4.3.1 ㊦ 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程
- 第 3.4.3.2 ㊦ 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程
- 第 3.4.4.1 ㊦ 原子炉冷却材喪失(事故)時のよう素の大気放出過程
- 第 3.4.4.2 ㊦ 原子炉冷却材喪失(事故)時の希ガスの大気放出過程
- 第 3.4.5.1 ㊦ 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程
- 第 3.4.5.2 ㊦ 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程
- 第 3.5.1.1 ㊦ 原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

- 第 3.5.2.1 図 原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器内の水素濃度評価
- 第 7.2.1.1.30 図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移
- 第 7.2.1.1.31 図 Cs-137 の大気放出過程
- 第 7.3.1.4 図 「想定事故 1」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
- 第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要（「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展）
- 第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）
- 第 7.3.2.4 図 「想定事故 2」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
- 第 7.4.4.2 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要（「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）
- 第 7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）
- 第 7.4.4.4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

A. 4号炉

(図)

変 更 前	変 更 後
第2.2.1.1図	第2.2.1.2図
第2.3.6.2図	第2.3.6.3図
第3.2.5.1図	第2.3.6.2図
第3.2.5.2図	第3.2.5.1図
第3.2.5.3図	第3.2.5.2図
第3.4.2.2図	第3.4.2.3図
第3.4.2.3図	第3.4.2.4図

(3号炉)

3. 設計基準事故の解析

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(2) 防止対策

- a. 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。
- b. ガスサージタンクのガス圧力がタンクの最高使用圧力を下回るように、ガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(2) 評価条件

上記防止対策及び設計上の考慮により、ガスサージタンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

- a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で運転していたものとする。
- b. 1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。
- c. 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

- d. 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパー
ージラインは、事故後 20 分は隔離されないものとし、この間
の希ガスの放出を考慮する。
- e. 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放
出されると仮定する。
- f. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地
表面から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 安全解析
に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安
全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対線量（D
／Q）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地等
境界外における最大の実効線量を第3.4.1.1表に示す。また、希
ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(2) 防止対策

- a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッ
ケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力によ
る振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製
作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行う。
また、供用期間中において必要な検査を行うとともに使用する
水の溶存酸素や塩素の含有量を抑えるよう水質を管理するこ
とにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくす

る。

- b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。
- c. 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(3) 拡大防止対策

- a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。
- b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力低
 - (b) 過大温度 ΔT 高
- c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。
 - (a) 原子炉圧力低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次

側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による冷却を行う。

- d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

- e. 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室においてタービンバイパス弁又は健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレイ弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

3.4.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を計算する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力の102%とする。
- b. 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こ

したものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を 130t/h とした 1 次冷却系と 2 次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

c. 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

d. 非常用炉心冷却設備については、1 次冷却材の流出量を大きくするように高圧注入ポンプ 2 台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台が作動するものとする。

e. 1 次冷却材の 2 次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

f. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により 1 次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1 次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う(原子炉トリップ後 10 分)。

(b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリ

ップの 10 分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後 20 分で閉止するものとする。

(c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。

(d) 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。1 次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が 279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(e) 加圧器逃がし弁の閉止後、1 次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1 次冷却系圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

h. DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

a. 蒸気発生器伝熱管 1 本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第 3.4.2.1 図に示す。1 次冷却材が 2 次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び 1 次冷却系圧力が低下し、「過大温度 ΔT 高」信号により、事故発生の約 5 分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

b. 原子炉トリップ後、1 次冷却系の減圧及び 2 次冷却系への 1 次冷却材流出により、事故発生の約 11 分後に発信する「原子炉圧力低」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。

c. 事故発生後約 15 分（原子炉トリップ信号発信後 10 分）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元

弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約 25 分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約 30 分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による 1 次冷却系の除熱の促進及び事故発生後約 40 分の加圧器逃がし弁開により、1 次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下する。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより 1 次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約 44 分の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、事故発生後約 51 分で 1 次冷却系圧力は 2 次冷却系の圧力まで減圧し、1 次冷却材の 2 次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに余熱除去系の運転により発電用原子炉を冷却し、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

- d. 最小 D N B R の解析結果を第 3.4.2.2 図に示す。最小 D N B R は約 1.45 であり、新たに燃料棒の破損は生じない。
- e. 1 次冷却材の 2 次冷却系への流出量は、第 3.4.2.1 図に示すように約 73t である。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約 30t である。

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 γ 線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(10-1)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \dots\dots\dots (10-1)$$

ここで、

E_I : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

K_{He} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数
(mSv/Bq)

また、第3.4.2.1表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。

M : 小児の呼吸率 (m^3/s)

呼吸率は、事故の期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31m^3/h$ を秒当たりに換算して用いる。

Q_e : よう素の大気放出量 (I-131等価量-小児実効線量係数換算) (Bq)

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

外部 γ 線による実効線量は(10-2)式で評価される。

$$E_\gamma = K_I \cdot Q_N \cdot (D / Q) \quad \dots\dots\dots (10-2)$$

ここで、

E_γ : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (= 1 Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算) (Bq)

D/Q : γ 線エネルギー 0.5MeV における相対線量 (Gy/Bq)

(2) 評価条件

- a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102% で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1 / 3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後 51 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 90t とする。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 40t とする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下の 2 通りを仮定する。
 - (a) 燃料被覆管欠陥率 1 % を用いて計算した 1 次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 9.2×10^{13} Bq、希ガス約 4.4×10^{14} Bq (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。
 - (b) (a) 項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.5×10^{15} Bq、希ガス約 4.3×10^{15} Bq (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

この追加放出量は、事故後の 1 次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して 1 次冷却材中に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に

余裕を見込んだ値として $1.23 \times 10^{-2} \text{ min}^{-1}$ とする。

- d. この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- f. 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

- h. 破損側蒸気発生器隔離後2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5 \text{ m}^3 / \text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

- i. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添

付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ / Q) 及び相対線量 (D / Q) を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.2.2表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(2) 防止対策

- a. 燃料取扱装置の設計、製作、据付けや燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起る可能性がないよう考慮を払う。
- b. 燃料取扱いを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率 0.95 以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。
- c. 燃料取扱作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。

- d. 使用済燃料ピットは、たとえ新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が 0.98 以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。
- e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。
- f. 燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えると吊り上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料取扱い中にはグリッパが閉じないような設備にするので落下のおそれは極めて少ない。
- g. 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。
- h. 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(2) 評価条件

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10% の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

(12) (13)

- b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が定格出力の 102% で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体 (運転時間 30,000 時間) のものとする。
- c. 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。
- f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。
- g. 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。
- h. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び

敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.3.1表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数(= 1 Sv/Gy)を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

ただし、呼吸率は、事故の期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を秒当たりに換算して用いる。

(2) 評価条件

a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 1%