

玄海原子力発電所3号炉，4号炉審査資料	
資料番号	RR-1-3
提出年月日	2019年10月18日

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉

設置許可基準規則への適合性について (使用済燃料貯蔵設備)

< 補足説明資料 >

2019年10月

九州電力株式会社

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

本資料においては、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更等について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）への適合方針を説明する。

なお、資料中（別添資料を含む）において、既許可の内容、記載から変更となった箇所を赤枠で示す。

< 目 次 >

4 条 地震による損傷の防止

6 条 外部からの衝撃による損傷の防止

9 条 溢水による損傷の防止等

12 条 安全施設

16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

30 条 放射線からの放射線業務従事者の防護

37 条 重大事故等の拡大の防止等（有効性評価・手順関連）

39 条 地震による損傷の防止

43 条 重大事故等対処設備

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更等に伴う条文の整理表（添付資料 1）

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 設備リスト一覧表（設置変更許可申請書（3号炉）記載設備）（添付資料 2）

4条

地震による損傷の防止

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

2. 地震による損傷の防止

2.1 使用済燃料ピットの耐震設計

2.2 地震力の算定方法

2.3 荷重の組合せと許容限界

2.4 設計における留意事項

2.5 構造計画と配置計画

別添 1 使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事

使用済燃料ラック重量増が施設の設計に与える影響について

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

(地震による損傷の防止)

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 及び 2 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部 3 号及び 4 号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、耐震重要度分類を S クラスに分類し、それに応じた地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

3 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部 3 号及び 4 号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）については、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

2. 地震による損傷の防止

2.1 使用済燃料ピットの耐震設計

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。以下「使用済燃料ピット」という。）の耐震設計は、令和元年9月25日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の「添付書類八1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計」に基づき、以下の項目に従って行う。

- (1) 使用済燃料ピットは、その供用中に使用済燃料ピットに大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。
- (2) 使用済燃料ピットは、耐震重要度分類をSクラスに分類し、それに応じた地震力に十分に耐えられる設計とする。
- (3) 建物・構築物については、耐震重要度分類Sクラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (4) 使用済燃料ピットは、基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。

また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。

- (5) 使用済燃料ピットについては、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

また、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設、設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。

- (6) 使用済燃料ピットは、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。
- (7) 使用済燃料ピットの構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

2.2 地震力の算定方法

使用済燃料ピットの耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

Sクラスの施設に適用する静的地震力とし、地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき、以下のとおり算定する。

a. 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乘じる係数は1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は1.0以上とする。

水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。

b. 機器・配管系

静的地震力は、上記a.に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記a.の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

上記a.及びb.の標準せん断力係数 C_0 等の割増係数の適用について

は、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。

(2) 動的地震力

Sクラスの施設に適用する動的地震力とし、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。なお、地震力の組合せについては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用するものとし、影響が考えられる施設、設備に対して、許容限界の範囲内に留まることを確認する。

a. 入力地震動

解放基盤表面は、3号炉及び4号炉の地質調査の結果から、 0.7km/s 以上のS波速度 (1.35km/s) を持つ堅固な岩盤が十分な拡がりと深さを持っていることが確認されているため、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置のEL. -15.0m としている。

建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係にも留意し、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ設定する。

b. 地震応答解析

(a) 動的解析法

i. 建物・構築物

動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、スペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、時刻歴応答解

析法による。

建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。

動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばねは、基礎版の平面形状、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。

地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。

基準地震動及び弾性設計用地震動に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

また、使用済燃料ピットを支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。また、必要に応じて建物・構築物及び機器・配管系の設計用地震力に及ぼす影響を検討する。

原子炉周辺建屋については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。

なお、地震力については、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

ii. 機器・配管系

動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の

各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。

機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。配管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性及び地盤物性の不確かさへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。

また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。

なお、剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。

(3) 設計用減衰定数

応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

なお、建物・構築物の応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。

また、地盤と屋外重要土木建造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中建造物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。

2.3 荷重の組合せと許容限界

使用済燃料ピットの耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

(1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

a. 建物・構築物

(a) 運転時の状態

発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態

ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

(b) 設計基準事故時の状態

発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(c) 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（風、積雪等）

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

(a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常気象条件による荷重

(b) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d) 地震力、風荷重、積雪荷重等

ただし、運転時の状態及び設計基準事故時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重

- (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
 - (d) 地震力、風荷重、積雪荷重等
- (3) 荷重の組合せ
- 地震力と他の荷重との組合せは次による。
- a. 建物・構築物
 - (a) 常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
 - (b) 常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。
 - b. 機器・配管系
 - (a) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
 - (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
 - (c) 運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。
 - c. 荷重の組合せ上の留意事項
 - (a) 動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。
 - (b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明している場合には、その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないことがある。
 - (c) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。
 - (d) 上位の耐震重要度分類の施設を支持する建物・構築物の当該部

分の支持機能を確認する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

(4) 許容限界

地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する使用済燃料ピットの許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。

a. 建物・構築物

(a) Sクラスの建物・構築物

- i. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

- ii. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対して適切な安全余裕を持たせることとする。

なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。

(b) 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物

上記 (a) ii. を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物が、変形等に対してその支持機能を損なわないものとする。

なお、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が損なわれないことを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。

(c) 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類に応じた安全余裕を有

していることを確認する。

b. 機器・配管系

(a) Sクラスの機器・配管系

- i. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする。

- ii. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。

また、地震時又は地震後に動的機能が要求される機器等については、基準地震動による応答に対して、実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。

c. 基礎地盤の支持性能

(a) Sクラスの建物・構築物及びSクラスの機器・配管系の基礎地盤

- i. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。

- ii. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。

2.4 設計における留意事項

使用済燃料ピットは、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設（以下「下位クラス施設」という。）の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的

影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。

評価に当たっては、以下(1)～(4)をもとに、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行い、耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認する。

なお、原子力発電所の地震被害情報をもとに、以下(1)～(4)以外に検討すべき事項がないかを確認し、新たな検討事項が抽出された場合には、その観点を追加する。

- (1) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
 - a. 不等沈下
耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。
 - b. 相対変位
耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。
- (2) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響
耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。
- (3) 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋内の下位クラス施設が損傷、転倒及び落下等により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。
- (4) 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
 - a. 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等により、耐震重要施設

の安全機能へ影響がないことを確認する。

- b. 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、耐震重要施設周辺の斜面が崩壊しないことを確認する。

なお、上記（1）～（4）の検討に当たっては、溢水、火災の観点からも波及的影響がないことを確認する。

2.5 構造計画と配置計画

使用済燃料ピットの構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

また、建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても、建物・構築物の耐震安全性を確保する設計とする。

下位クラス施設は原則、使用済燃料ピットに対して離隔をとり配置する若しくは基準地震動に対し構造強度を保つようにし、使用済燃料ピットの安全機能を損なわない設計とする。

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事
使用済燃料ラック重量増が施設の
設計に与える影響について

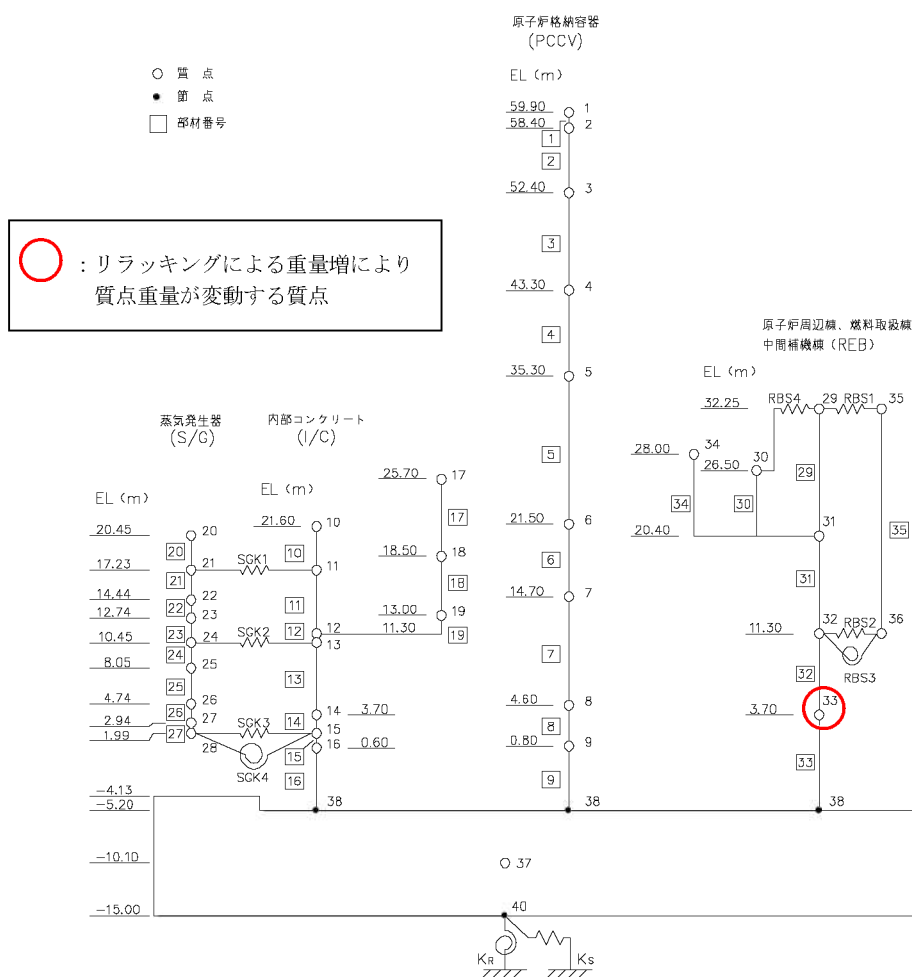
使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事 使用済燃料ラック重量増が施設の設計に与える影響について

1. 概要

使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事によりラック形状、貯蔵体数等が変更することに伴い、使用済燃料ラックの重量は約 600 t (約 6000 kN) 増加する。使用済燃料ラックの重量は、原子炉格納施設の建屋耐震モデルの質量 (質点) として考慮されており、耐震設計に用いる設計用床応答曲線の変更を伴うが、質点重量の増分は 1~2%程度であり、施設の設計に与える影響は軽微である。

建屋耐震モデルの質量増分

質点番号	既工事計画における質点重量	使用済燃料ラックの重量増	増分
RB33	3.35×10^5 kN	約 6.00×10^3 kN	1~2%程度



原子炉格納施設地震応答解析モデル (水平方向モデル)

2. 工事計画認可申請における評価方針

2. 1 申請対象設備

使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更に伴い構造変更を伴う使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、使用済燃料ラック重量増の影響を考慮した原子炉格納施設地震応答解析モデルによる地震応答解析の結果及び設計用床応答曲線を用いて耐震評価を実施する。

2. 2 原子炉格納施設地震応答解析モデルに含まれる建物・構築物

原子炉格納施設地震応答解析モデルに含まれる建物・構築物は、使用済燃料ラック重量増に対する影響評価を実施する。

影響評価にあたっては、使用済燃料ラック重量増が原子炉格納施設の固有値解析及び地震応答解析に与える影響は軽微であるため、固有値解析及び地震応答解析の比較によって影響がないことを確認する。

2. 3 申請対象外設備

原子炉格納施設地震応答解析モデルに含まれる建物・構築物に設置されている申請対象外設備は、設計用床応答曲線の変更に対する影響評価を実施する。

影響評価にあたっては、使用済燃料ラック重量増が設計用床応答曲線に与える影響は軽微であるため、設計用床応答曲線の比較によって影響がないことを確認する。

6条

外部からの衝撃による損傷の防止
(外部事象)

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 要求事項に対する適合性説明
 - 1.2.1 設計方針

2. 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）
 - 2.1 設計方針

<概 要>

1. において、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化にあたっての、玄海3号機の使用済燃料ピットに対する設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する適合性を示す。

2. において、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化にあたっての、玄海3号機の使用済燃料ピットに対する要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

外部からの衝撃による損傷の防止について、設置許可基準規則第6条及び技術基準規則第7条において、要求事項を明確化する。(表1)

表 1 設置許可基準規則第 6 条及び技術基準規則第 7 条 要求事項

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>安全施設 (兼用キヤスクを除く。)は、想定される自然現象 (地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p>	<p>第 7 条 (外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>設計基準対象施設 (兼用キヤスクを除く。)が想定される自然現象 (地震及び津波を除く。)によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>要求事項</p>
<p>3 安全施設 (兼用キヤスクを除く。)は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの (故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの (故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。)により発電用原子炉施設 (兼用キヤスクを除く。)の安全性が損なわれないう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設 (兼用キヤスクを除く。)の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>当該要求に関する設備に変わりなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから対象外</p>
		<p>当該要求に関する設備に変わりなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから対象外</p>

1.2 要求事項に対する適合性説明

(外部からの衝撃による損傷の防止)

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

適合のための設計方針

1 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

1.2.1 設計方針

玄海3号炉の燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料ピットは、外部からの衝撃による損傷の防止について、平成29年1月18日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の設計方針に基づき設計する。

平成29年1月18日付け原規規発第1701182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に係る審査資料「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 設置許可基準等への適合性について（設計基準対象施設）」（DB-100改1）の「6条 外部からの衝撃による損傷の防止（外部事象）」のうち「(添付1) 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 外部事象の考慮について 補足説明資料」に示す「第1表 自然現象及び人為事象に対する安全施設の影響評価」に基づき竜巻による飛来物に対し安全機能が損なわれないことを確認する。（表2）

表 2 自然現象及び人為事象に対する安全施設の影響評価※1

分類	安全機能の重要度分類		設備設置箇所	自然現象による影響※2														人為事象による影響※2	
	定義	機能		構造物、システム又は機器	森林火災	竜巻	火山	風(台風)	凍結(低温)	降水	積雪	落雷	生物学的事象	近隣工場等の火災	電磁的障害				
				評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法		
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の破損を引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性情質の放出のおそれる構造物、システム及び機器	2) 原子炉冷却材圧力バリアに直接接続されていないものであつて、放射性情質を貯蔵する機能	使用済燃料ピット(使用済燃料ラックを含む。)	○ 屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 建屋内	○ 影響なし		

※1 出典：平成 29 年 1 月 18 日付け原規規発第 1701182 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に係る審査資料「玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 設置許可基準等への適合性について(設計基準対象施設)」(DB-100 改 1) の「6 条 外部からの衝撃による損傷の防止(外部事象)」のうち「(添付 1) 玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 外部事象の考慮について 補足説明資料」の抜粋

※2 ○：影響なし、×：影響あり、△：影響を受けるが問題なし(代替設備で対応が可能又は安全機能を損なわない)

2. 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）

2.1 設計方針

玄海3号機の燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料ピットは、外部からの衝撃による損傷の防止について、令和元年9月25日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の設計方針に基づき、以下のとおり設計する。

原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟の外壁については、設計飛来物の衝突に対して裏面剥離が発生することから、壁に貫通が発生することを想定し、燃料取扱棟内部の竜巻防護施設で、設計荷重により影響を受ける可能性がある使用済燃料ピットが安全機能を損なわない設計とする。

- ・ 設計飛来物の衝撃荷重により、使用済燃料ピットのライニング及びコンクリートの一部が損傷して、ピット水が漏えいすることはほとんどなく、使用済燃料ピットの冷却機能及び遮へい機能に影響しないことにより使用済燃料ピットが安全機能を損なわない設計とする。なお、貯蔵能力の増強及び共用化に伴い、算定条件や評価結果の数値が既許可のものから変更となる箇所はない。
- ・ 建屋による設計飛来物の運動エネルギーの減衰はないものと想定し、使用済燃料ピット水による減速及び使用済燃料ラックにより、使用済燃料ラックに保管される燃料集合体の構造健全性が維持される設計とする。貯蔵能力の増強に伴い、使用済燃料ラックの構造が一部変更になることから設計竜巻荷重に対して構造健全性を維持する方針とする。

設計竜巻による設計飛来物（鋼製材）の最大水平速度及び最大鉛直速度は、「原子力発電所の竜巻評価ガイド（平成25年6月19日付け原規技発第13061911号 平成26年9月17日改正）」（以下「評価ガイド」という。）に示されている竜巻の最大風速（ $V_D=100\text{m/s}$ ）の場合と同じ値とする。（表3）

評価においては、令和元年9月25日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の評価方針と同じく、評価ガイド改正前の鋼製材の速度（水平：57m/s、鉛直：38m/s）の運動エネルギーで使用済燃料ピットの健全性評価を実施し、許容限界（燃料被覆管の破損が発生する歪量として設定する許容値（1（%））未満であることを確認することで、燃料集合体の構造健全性が維持される設計とする。（表4）

表3 玄海原子力発電所における設計飛来物

飛来物の種類	寸法 (m)	質量 (kg)	最大水平速度 (m/s)	最大鉛直速度 (m/s)
鋼製材	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	135	51	34

表4 設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等

設計竜巻から防護する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
使用済燃料ピット	100m/s	<ul style="list-style-type: none"> ・ 固縛 ・ 固定 ・ 竜巻防護施設他との隔離 ・ 建屋内収納 ・ 撤去 	施設を内包する施設	鋼製材	—

9 条

溢水による損傷の防止等

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 要求事項に対する適合性

2. 溢水による損傷の防止等

2.1 設計方針

(1) 位置、構造及び設備

(2) 安全設計方針

別添 1 使用済燃料貯蔵能力変更工事

使用済燃料ラック重量増がスロッシング評価に与える影響について

< 概 要 >

1. において、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化にあたっての、玄海3号機の使用済燃料ピットに対する設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する適合性を示す。

2. において、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化にあたっての、玄海3号機の使用済燃料ピットに対する要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止等について、設置許可基準規則第9条及び技術基準規則第12条において、要求事項を明確化する（表1）。

表 1 設置許可基準規則第 9 条及び技術基準規則第 12 条 要求事項

設置許可基準規則 第 9 条（溢水による損傷の防止等）	技術基準規則 第 12 条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）	備考
<p>安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならぬ。</p>	<p>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>要求事項</p>
<p>2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならぬ。</p>	<p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>	<p>要求事項</p>

1.2 要求事項に対する適合性

(溢水による損傷の防止等)

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

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

適合のための設計方針

1 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

さらに使用済燃料ピットにおいては、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

2 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

2. 溢水による損傷の防止等

2.1 設計方針

玄海3号機の燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料ピットは、溢水による損傷の防止等について、平成31年1月16日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の本文及び添付書類八に基づき設計する。

(1) 位置、構造及び設備

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備[原子炉設置変更許可申請書の本文より抜粋]

(3) その他の主要な事項

(ii) 浸水防護設備

b. 内部溢水に対する防護設備

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。そのために、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動又は使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水が発生した場合においても、発電用原子炉施設内における壁、扉、堰等により、防護対象設備が、安全機能を損なわない設計とする。また、使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持できる設計とする。

(2) 安全設計方針

1.7.2 溢水源及び溢水量を設定するための方針[原子炉設置変更許可申請書の添付書類八より抜粋]

溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を

想定して評価することとし、評価条件については評価ガイドを参照する。

(3) 地震起因による溢水

地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、使用済燃料ピットのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動による地震力により生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。また、使用済燃料ピットの初期水位等は保守的となる条件で評価する。

1.7.4.4 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針[原子炉設置変更許可申請書の添付書類八より抜粋]

基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料ピットの初期水位等の評価条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料ピット水位を求め、使用済燃料ピットの冷却機能（水温 65℃以下）及び給水機能、並びに燃料体等からの放射線に対する遮へい機能（水面の設計基準線量率 $\leq 0.01\text{mSv/h}$ ）の維持に必要な水位が確保される設計とする

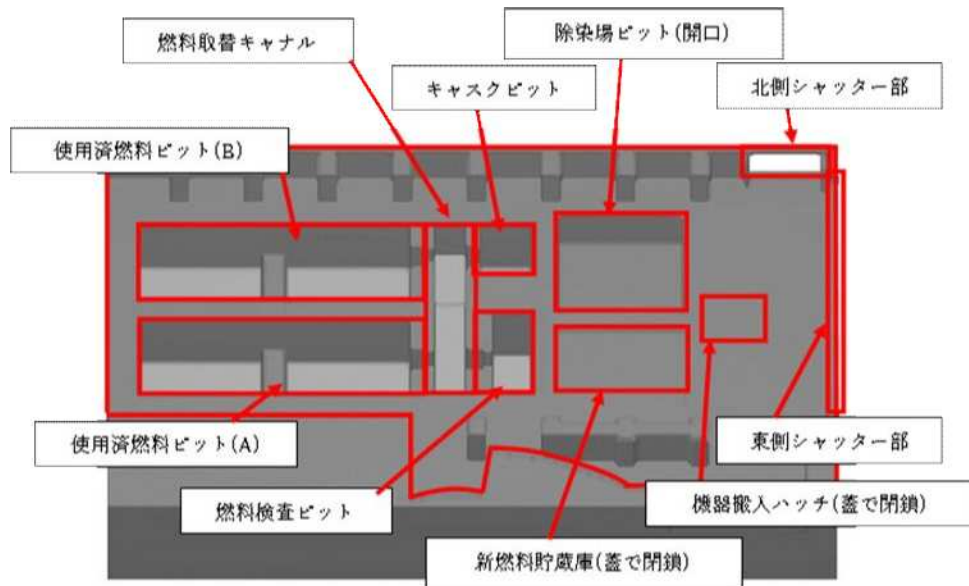


図 使用済燃料ピット周辺の概要図（玄海 3 号炉）

※ 赤線は各設備の境界を示す。

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事
使用済燃料ラック重量増が
スロッシング評価に与える影響について

使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事 使用済燃料ラック重量増がスロッシング評価に与える影響について

使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更工事により、使用済燃料ピットの応答時刻歴波が変更となるが、変更前後の応答時刻歴波を用いて算出した溢水量を比較した結果、溢水量に与える影響が軽微であることを確認した。

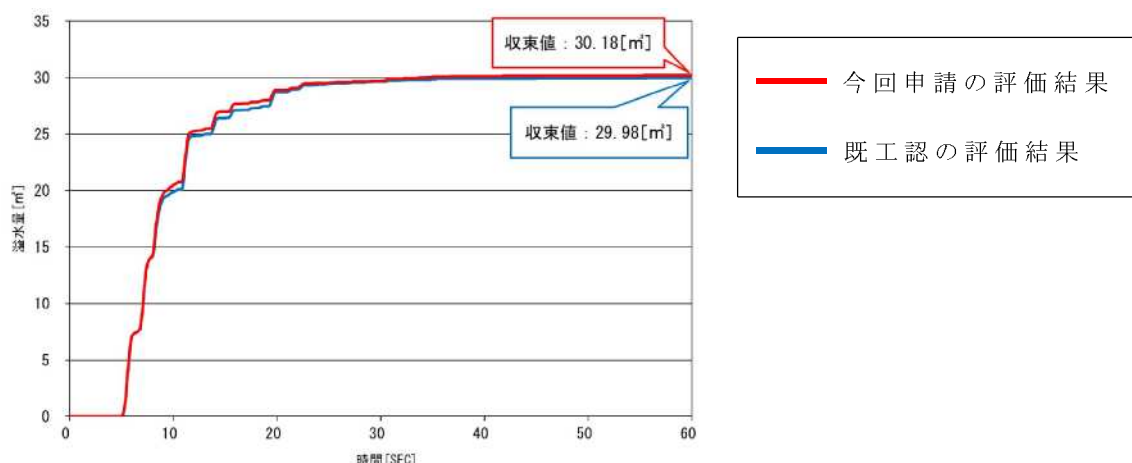
また、算出した溢水量による水位変動量に対し、機能維持に必要な水位までの許容水位変動量が十分な余裕を有しており、使用済燃料ピットの冷却機能及び遮へい機能の維持に影響のないことを確認した。

1. 応答時刻歴波の変更に伴う溢水量の影響について

1.1 評価方法

既工認における使用済燃料ピットの冷却機能及び遮蔽機能維持評価において、溢水量を算出した評価条件にて3次元流動解析を実施し、変更前後の評価結果を比較した。

1.2 評価結果



2. 使用済燃料ピットの機能維持に関する溢水評価

2.1. 使用済燃料ピットの水位の設計条件

使用済燃料ピットの機能の維持に必要な水位は以下の通り。

	既工認	今回申請	変更の有無
冷却に必要な水位	EL. 9. 9m	EL. 9. 9m	なし
遮へいに必要な水位	EL. 8. 0m	EL. 8. 1m	あり

2.2 既工認におけるスロッシングによる溢水量及び水位変動量

- ・ 溢水量 = 30.18m^3
- ・ 水位変動量 = (溢水量) ÷ (ピット面積) = $30.18\text{m}^3 \div 254.31\text{m}^2 = 0.12\text{m}$

2.3. 必要水位までの許容水位変動量及び評価結果

使用済燃料ピットの機能の維持に必要なそれぞれの水位と低警報水位までの水位差及び評価結果は以下の通り。

- ・ 冷却に必要な水位までの許容水位変動量 = $EL. 10.78m - EL. 9.9m = 0.88m$
- ・ 遮へいに必要な水位までの許容水位変動量 = $EL. 10.78m - EL. 8.1m = 2.68m$

表 使用済燃料ピットの機能維持に関する溢水評価結果

水位変動量	<	冷却に必要な水位までの許容水位変動量	遮蔽に必要な水位までの許容水位変動量
0.12m		0.88m	2.68m

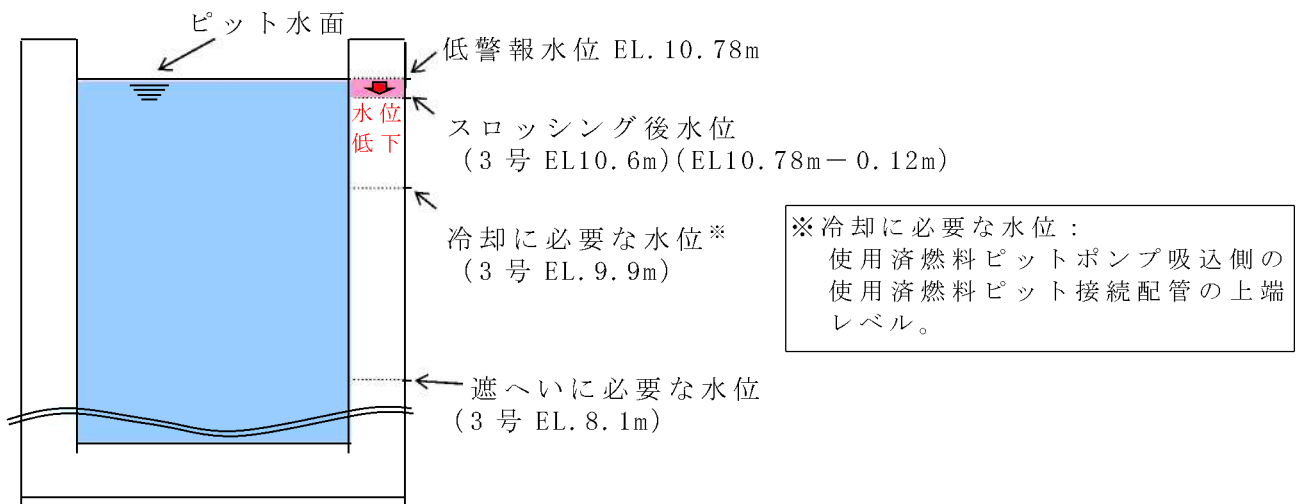


図2 使用済燃料ピット水位評価概要

1 2 条
安全施設

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 要求事項に対する適合性説明

2. 安全施設

2.1 安全施設の安全機能の重要度

2.2 安全施設の環境条件

2.3 安全施設の試験・検査

2.4 安全施設の共用・相互接続

2.4.1 共用設備の抽出方法

2.4.2 相互接続設備の抽出方法

2.4.3 共用・相互接続設備の基準適合性の判断基準

(添付資料1) 共用 (補足説明資料)

< 概 要 >

1. において、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化並びに取扱設備の共用化にあたっての設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する玄海原子力発電所3号炉における適合性を示す。

2. において、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化並びに取扱設備の共用化にあたっての要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設について、設置許可基準規則第12条並びに技術基準規則第14条及び第15条において、要求事項を明確化する（表1）。

表 1 設置許可基準規則第12条並びに技術基準規則第14条及び第15条 要求事項

設置許可基準規則 第12条 (安全施設)	技術基準規則 第14条 (安全設備)	備考
<p>安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>—</p> <p>第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならぬ。</p>	<p>要求事項</p> <p>当該要求に関する設備に変更はなく、及びこれらの運用の変更は伴わないことから対象外</p>
<p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p>	<p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならぬ。</p>	<p>要求事項</p>

設置許可基準規則 第12条 (安全施設)	技術基準規則 第15条 (設計基準対象施設の機能)	備考
—	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならぬ。	当該要求に関する設備に変更はなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから対象外
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならぬ。	2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならぬ。	要求事項
—	3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならぬ。	当該要求に関する設備に変更はなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから対象外
5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならぬ。	4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	当該要求に関する設備に変更はなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから対象外

設置許可基準規則 第12条 (安全施設)	技術基準規則 第15条 (設計基準対象施設の機能)	備考
<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二條第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>本申請で共用化する設備は重要安全施設ではないため対象外</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>要求事項</p>

1.2 要求事項に対する適合性説明

(安全施設)

- 第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

A. 3号炉

1 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

3 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

4 について

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部

既設)のうち使用済燃料ピット(使用済燃料ラックを含む。)は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

7 について

燃料取扱棟内の燃料取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備は3号及び4号炉共用とするが、共用により発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。共用する設備は以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット
- b. 使用済燃料ラック
- c. 破損燃料容器ラック
- d. 使用済燃料ピット水浄化冷却設備
- e. 除染場ピット
- f. 燃料取扱棟内チャンネル
- g. 使用済燃料ピットクレーン
- h. 燃料取扱棟クレーン

2. 安全施設

2.1 安全施設の安全機能の重要度

玄海原子力発電所3号炉の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、安全機能の重要度によりクラス2（PS-2）に分類され、発電用原子力設備に関する技術基準等に準拠することにより高度の信頼性を確保し、かつ、維持できる設計とする。

使用済燃料ピットに関連する系統、機器類の安全上の機能別重要度分類を第2.1.1表、第2.1.2表に示す。

第2.1.1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器	
		異常の発生防止の機能を有するもの（PS）	異常の影響緩和の機能を有するもの（MS）		
重要度による分類	安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス1	PS-1	MS-1	
		クラス2	PS-2	MS-2	
		クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの	

第2.1.2表 使用済燃料ピットに関連する系統、機器類の安全上の機能別重要度分類

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
PS-2	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）	—

2.2 安全施設の環境条件

玄海原子力発電所3号炉における使用済燃料貯蔵設備及び取扱設備の共用化に伴い、

玄海4号炉の使用済燃料が搬入されることとなるが、設置許可基準規則等への適合性に関する補足説明資料のうち、16条の別添資料4に示すとおり、設計基準事故の内容に変更が無いことから、設置許可基準規則（第12条 第3項）を満足している。

2.3 安全施設の試験・検査

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、ラックの外観検査が可能な設計としており、設置許可基準規則（第12条 第4項）を満足している。

2.4 安全施設の共用・相互接続

玄海原子力発電所3号炉において、発電用原子炉施設間にて共用する燃料取扱棟内の燃料取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備が、設置許可基準規則（第12条 第7項）に適合していることを以下に示す。

2.4.1 共用設備の抽出方法

燃料取扱棟内の燃料取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、対象となる設計基準対象施設を網羅するため、以下に示す各資料を基にした抽出を行うだけでなく、運用等も考慮した抽出を実施した。

- ① 原子炉設置（変更）許可申請書、工事計画認可申請書より設備を抽出。
- ② ①に加え、系統図、機器配置図、単線結線図等により、設備構成・接続状況について確認し、対象設備を抽出。
- ③ 更に抽出漏れがないように設備の運用を考慮して、特に①、②に該当しない設備について、対象となるかを精査。

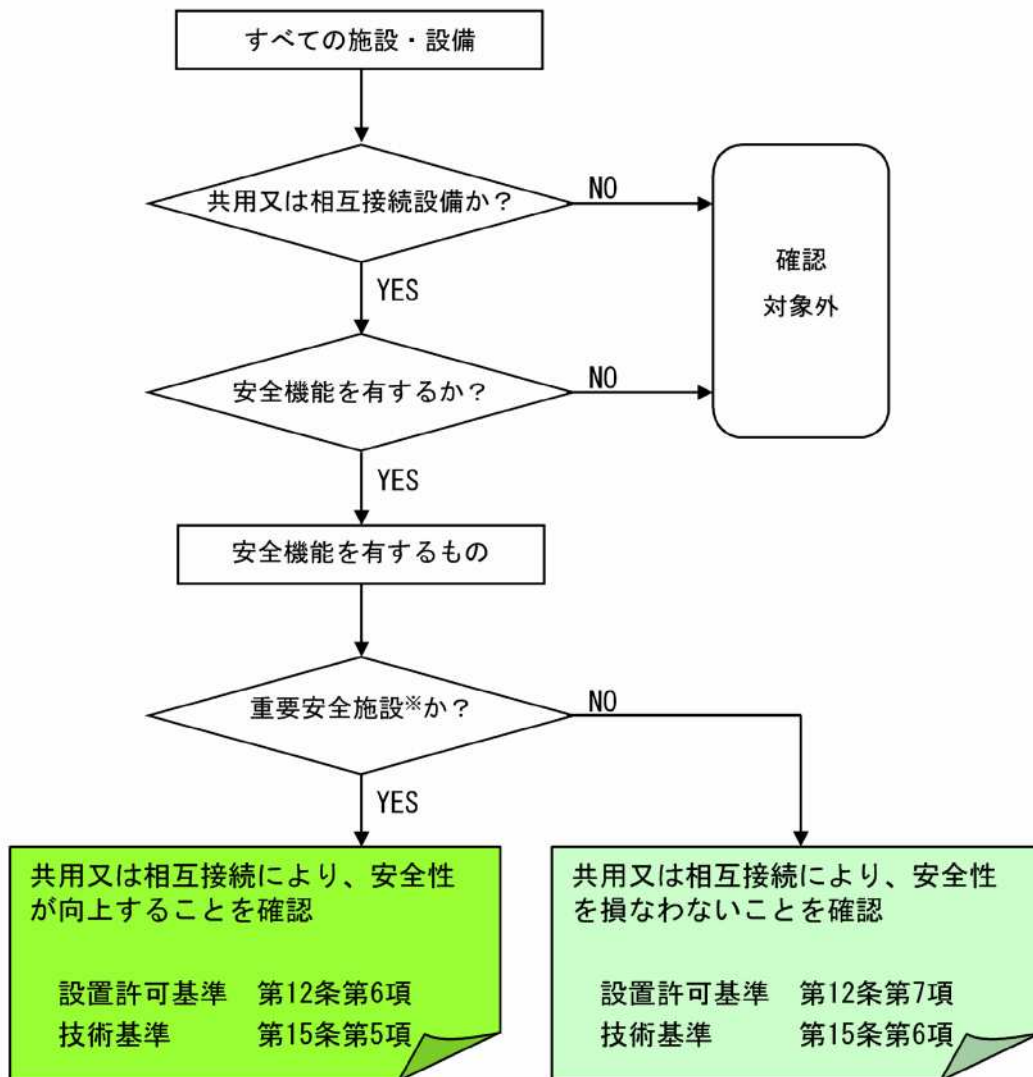
上記の抽出方法を示したフローを第2.4.1図に示すとともに、当該フローにより抽出した結果を第2.4.1表に示す。

2.4.2 相互接続設備の抽出方法

相互接続設備については、接続することにより、設備相互において水、蒸気、電力等の融通を目的に設置されたものを対象とする。

相互接続設備について網羅性をもって抽出するため、以下の手順により調査を実施した。

- ① 系統図、機器配置図、単線結線図等により、設備構成・接続状況について確認し、対象設備を抽出する。
- ② 上記に該当する設備において水、蒸気、電力等を相互融通している設備を抽出。これにより抽出した結果を第2.4.2表に示す。



※：設置許可基準第12条第6項に規定する重要安全施設。

各設備の安全重要度は「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を用いて分類。

第2.4.1図 共用・相互接続設備の抽出フロー

第2.4.1表 共用設備の抽出結果

	共 用 設 備	重要度
燃料取扱及び 貯蔵設備	使用済燃料ピット※ / 使用済燃料ラック※ / 破損燃料容器ラック※ 使用済燃料ピットクレーン※ / 燃料取扱棟クレーン※ 燃料取扱棟内キャナル※	PS-2
	除染場ピット※ 燃料取替用水補助タンク	—
使用済燃料ピット 水浄化冷却設備	使用済燃料ピット脱塩塔※ / 使用済燃料ピットフィルタ※ 使用済燃料ピットポンプ※ / 使用済燃料ピット冷却器※ 使用済燃料ピットスキマポンプ※ / 使用済燃料ピットスキマフィルタ※	PS-3

※ 3号及び4号炉共用（今回申請）

第2.4.2表 相互接続設備の抽出結果

	相 互 接 続 設 備	重要度
燃料取扱及び 貯蔵設備	対象なし	—
使用済燃料ピット 水浄化冷却設備	対象なし	—

2.4.3 共用・相互接続設備の基準適合性の判断基準

基準要求の「安全性を損なわない」等の判断にあつては、下記の通りとする。

a. 安全性を損なわない

共用・相互接続によって要求される技術的要件（安全機能）が阻害されることがないように配慮されている場合。

上記の判断基準に基づき、第2.4.1表にて抽出された各共用設備のうち安全機能を有する設備の基準適合性について、第2.4.3表に示す。

共用設備のうち重要安全施設に該当するものはない。

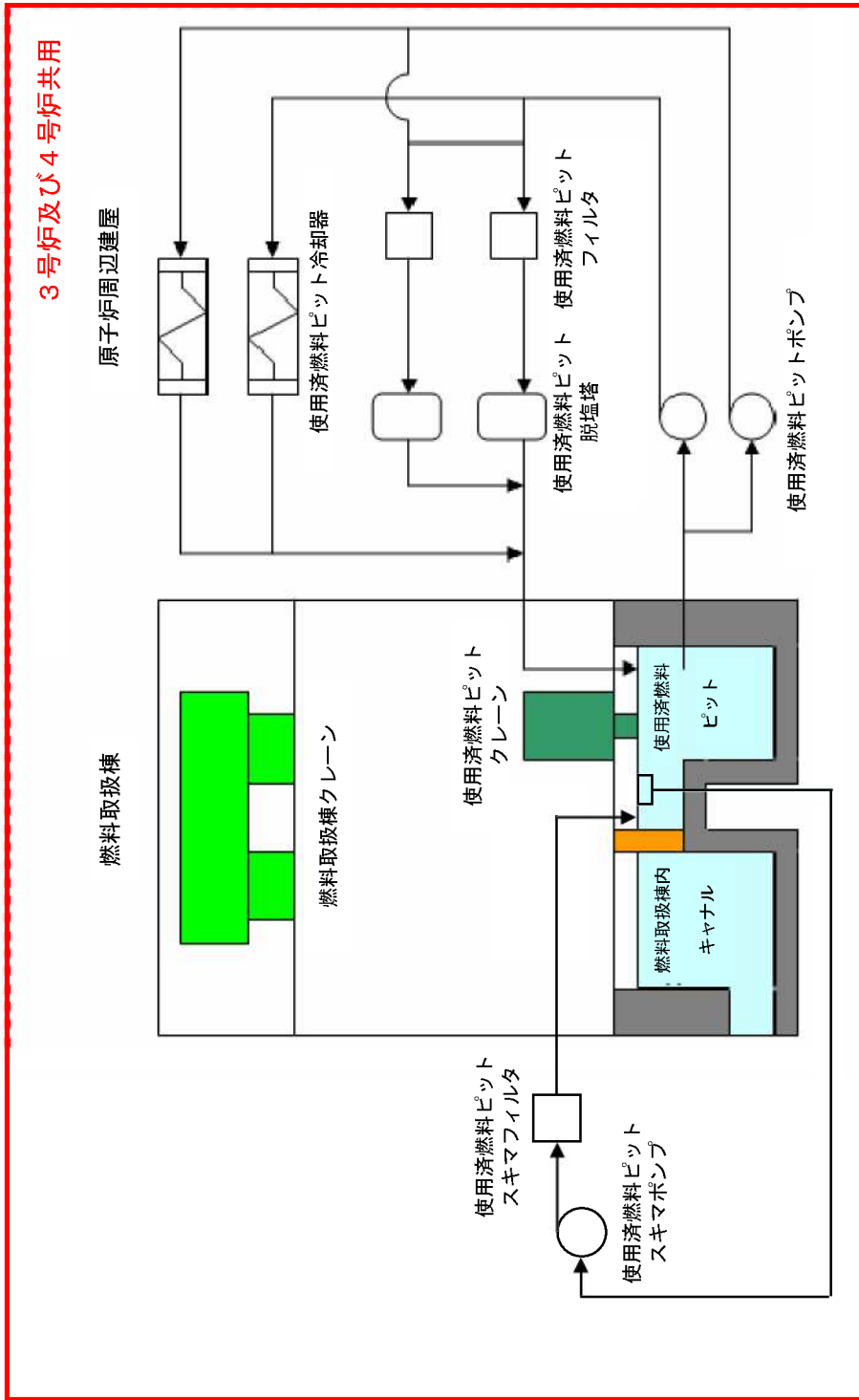
第2.4.3表 共用の適切性

共用設備	重要度 分類	共用しても安全性を損なわない理由
使用済燃料ピット 使用済燃料ラック 破損燃料容器ラック 燃料取扱棟内チャンネル 使用済燃料ピットクレーン 燃料取扱棟クレーン	PS-2 “ “ “ “ “	3号炉及び4号炉の使用済燃料を3号炉の使用済燃料ピットで貯蔵できる運用とし、貯蔵する燃料からの崩壊熱を使用済燃料ピット浄化冷却設備で除去している。3号炉及び4号炉の使用済燃料を含め、使用済燃料ピットの設備容量分の燃料集合体を貯蔵しても、以下のとおり必要な安全機能を確保しており、共用により安全性を損なうことはない。
使用済燃料ピット水浄化冷却設備 <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピットポンプ ・使用済燃料ピット冷却器 ・使用済燃料ピット脱塩塔 ・使用済燃料ピットフィルタ ・使用済燃料ピットスキマポンプ ・使用済燃料ピットスキマフィルタ 	PS-3	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体の間隔を十分にとり、臨界に達するおそれがないようにしている ・燃料集合体からの放射線に対し、十分な遮へい性能を有している ・燃料集合体の崩壊熱に対し十分な冷却能力を有している 使用済燃料の取扱設備は、3号炉及び4号炉の使用済燃料、輸送容器等の吊り荷重を取り扱う容量を有していること、燃料集合体等を1体ずつ取り扱う構造としていることから、共用により安全性を損なうことはない。 <p>使用済燃料ピット水の浄化に用いる使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピットの脱塩塔が使用済燃料ピット水の浄化に必要な樹脂量に対して十分な余裕を有している。また、共用化に伴い搬入される4号炉ウラン燃料は3号炉ウラン燃料と同じ設計であることから、共用により安全性を損なうことはない。</p>

共用（補足説明資料）

1. 3号炉使用済燃料貯蔵設備

共用部分



16条

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

<目 次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 要求事項に対する適合性説明
 - (1) 位置、構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- (別添資料1) 使用済燃料ピットへの重量物落下について
- (別添資料2) 使用済燃料ピットの未臨界性について
- (別添資料3) 使用済燃料ピットの冷却能力について
- (別添資料4) 使用済燃料ピットへの燃料集合体落下時の評価について
- (別添資料5) 使用済燃料ピットの遮へい能力について

< 概 要 >

1. において、玄海原子力発電所3号炉における設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化について、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項に対する適合性を示す。

2. において、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化について、要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

今回、使用済燃料貯蔵能力を増強し、共用化する計画としており、各種評価の評価数値は既許可の内容から変化するものの、設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項に対する適合性を有することを確認した。

なお、資料中（別添資料を含む）において、貯蔵能力の増強・共用化に伴い算定条件や評価結果の数値が、既許可の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設のうち、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化について、設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条、第 34 条及び第 47 条における要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条、第 34 条及び第 47 条 要求事項

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>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。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p> <p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p>	<p>第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)</p> <p>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。) を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>3号燃料取扱設備の共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p>
<p>—</p>	<p>五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>3号燃料取扱設備の共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p> <p>変更なし</p>
<p>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。</p>	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面からメートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>【要求事項】</p> <p>3号燃料取扱設備の共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p>

設置許可基準規則 第16条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第26条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備考
<p>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。</p>	<p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなつた場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p>	<p>【要求事項】 3号燃料取扱設備の共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p>
<p>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。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>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。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>三 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であること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	<p>【要求事項】 3号燃料貯蔵設備の共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p>
<p>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。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>三 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であること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	<p>【要求事項】 3号燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強・共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p>

設置許可基準規則 第16条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第26条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備考
<p>二 使用済燃料の貯蔵施設（キヤスクを除く。）にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>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。</p> <p>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って、最終ヒートシンクへ熱を輸送でき、及びその浄化系を有するものとする。</p>	<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するため必要な量の水があること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>【要求事項】 3号燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強・共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p> <p>【要求事項】 3号燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強・共用化に必要たり適合が必要な要求事項</p>
<p>ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏えいした場合において水の漏えいを検知することができるものとする。</p>	<p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</p>	<p>変更なし</p>

備考	技術基準規則	
<p>【要求事項】 3号炉燃料貯蔵設備の共用化に必要な要求事項</p>	<p>設置許可基準規則 第16条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設） 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こと。</p>	<p>第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備） 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こと。</p>
<p>変更なし</p>	<p>—</p>	<p>七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</p>

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 34 条 (計測装置)	備考
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとすること。</p> <p>二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとすること。</p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならぬ。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</p>	<p>変更なし</p>

備考	技術基準規則 第47条(警報装置等)	設置許可基準規則 第16条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設) (再掲)
変更なし	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を施設しなければならぬ。ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとすること。</p>

1.2 要求事項に対する適合性説明

(1) 位置、構造及び設備

ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

A. 3号炉

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装置（一部3号及び4号炉共用、既設）及び除染装置（3号及び4号炉共用、既設）で構成する。

ウラン新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、燃料取扱棟内において、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の輸送容器から燃料取扱設備により使用済燃料貯蔵設備に移し、ここから燃料取扱設備により原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

【説明資料（2. : 16条-別添1-1～3）】

なお、使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）は、燃料体等をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレ

ス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

【説明資料（16条-別添2-1～9）】

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

b. 貯蔵能力

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。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱の除去並びに使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）を設け、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱の除去を行うために十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、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。

a. 使用済燃料ピットポンプ（3号及び4号炉共用、既設）

台数	2
容量	約690m ³ /h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（3号及び4号炉共用、既設）

型式	横置U字管式
----	--------

基 数 2
伝熱容量 約6.3MW（1基当たり）

【説明資料（3，4．：16条-別添3-1～9）】

B. 4号炉

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取替装置、燃料移送装置（一部4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに一部3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用、既設）及び除染装置（4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並びに3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用、既設）で構成する。

新燃料は、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で行う。

使用済燃料（1号及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度55,000Mwd/tのものを含む。）は、遮へいに必要な水深を確保した状態で、燃料取扱設備を用いてほう酸水中で燃料取扱棟内へ移送し、同棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部1号、2号及び4号炉共用）のほう酸水中に貯蔵するとともに、7年以上冷却した4号炉の使用済燃料については、必要に応じて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のほう酸水中に貯蔵する。

燃料取扱設備は、燃料取扱時において燃料が臨界に達することのない設計とするとともに、燃料集合体の落下を防止する設計とする。

なお、使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構 造

使用済燃料貯蔵設備（一部4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用、並

びに一部3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用、一部既設)は、燃料体等(1号及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tの使用済燃料を含む。)をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽(使用済燃料ピット)であり、燃料取扱棟内に設ける。

使用済燃料ピットは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約490%相当分、全炉心燃料の約290%相当分(4号炉燃料取扱棟内1号、2号及び4号炉共用)及び全炉心燃料の約870%相当分(3号炉燃料取扱棟内3号及び4号炉共用、一部既設)とする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

1. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
 - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。
2. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
 - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
 - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする事。
 - ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする事。
 - ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 二 使用済燃料の貯蔵施設（キャスクを除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。
 - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする事。
 - 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事。

A. 3号炉

1 について

燃料取扱棟内の燃料体等の取扱設備（一部3号及び4号炉共用、既設）は、下記事項を考慮した設計とする。

- 一 燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、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連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。
- 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。
- 三 燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、全て水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。
- 四 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱設備は、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。

【説明資料（2. : 16条-別添 1-1～3）】

2 について

- 一 燃料取扱棟内の燃料体等の貯蔵施設（一部3号及び4号炉共用、一部既設）は、以下のように設計する。

イ 燃料の貯蔵設備は、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に設ける。

燃料取扱棟内の使用済燃料ピットには、燃料取扱棟空調装置より外気を供給し、使用済燃料ピット区域からの排気は燃料取扱棟空調装置により排気筒へ排出する設計とする。

加えて、使用済燃料ピットには、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料ピット水に含まれる固形分及びイオン性不純物を除去し、ピット水からの放射線量が十分低くなるように設計する。

【説明資料（2. 16条-別添 4-2）】

- ロ 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、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並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新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 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。

【説明資料(16条-別添2-1~9)】

- 二 燃料取扱棟内の燃料体等の使用済燃料の貯蔵施設(一部3号及び4号炉共用、一部既設)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。

【説明資料(3. : 16条-別添5-1~10)】

- 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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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。

- 二 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。

B. 4号炉

1 について

3号炉燃料取扱棟内の燃料体等の取扱施設（一部3号及び4号炉共用、既設）は、下記事項を考慮した設計とする。

- 一 燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、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連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。
- 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。
- 三 燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、全て水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。
- 四 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱設備は、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 3号炉燃料取扱棟内の燃料体等の貯蔵施設（一部3号及び4号炉共用、一部既設）は、以下のように設計する。

イ 燃料の貯蔵設備は、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に設ける。

燃料取扱棟内の使用済燃料ピットには、燃料取扱棟空調装置より外気を供給し、使用済燃料ピット区域からの排気は燃料取扱棟空調装置により排気筒へ排出する設計とする。

加えて、使用済燃料ピットには、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設け、使用済燃料ピット水に含まれる固形分及びイオン性不純物を除去し、ピット水からの放射線量が十分低くなるように設計する。

ロ 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、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な燃料集合体数並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新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 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 3号炉燃料取扱棟内の燃料体等の使用済燃料の貯蔵施設（一部3号及び4号炉共用、一部既設）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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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。

1.3 気象等
該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

A. 3号炉

4.1 燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時

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。

発電所に搬入したウラン新燃料は、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。これらのウラン新燃料は、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ウラン新燃料は、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。発電所に搬入したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、受入検査後、使用済燃料ピットに貯蔵した後、炉心へ装荷する。

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。

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。

4.1.1.2 設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう以下の方針により設計する。

- (1) 燃料取扱及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

- (2) 貯蔵設備は、適切な格納性と換気空調設備を有する区画として設計する。
- (3) 新燃料貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要な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し、また、使用済燃料貯蔵設備は、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なとする燃料集合体数並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新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。
- (4) 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二重ワイヤ等の適切な落下防止措置を有する設計とする。
- (5) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱及び貯蔵設備は、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。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備は、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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、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。
- (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、燃料取替用水タンクからほう素濃度 3,100ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

- (8) 使用済燃料貯蔵設備は、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著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。
- (9) 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。

【説明資料（16 条-別添 2-1～9）】

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、いかなる密度の水霧囲気で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。

- (10) 3 号炉及び 4 号炉の使用済燃料を収納する使用済燃料ピット及びラックは、S クラスの耐震性を有する設計とし、地震時においても、3 号炉及び 4 号炉の使用済燃料の健全性を損なわない設計とする。
- (11) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー (39.3kJ) 以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、地震時にも落下しない設計とする。

床面や壁面へ固定する重量物については、使用済燃料ピットからの離隔を確保するため、使用済燃料ピットへ落下するおそれはない。

【説明資料（3. : 16 条-別添 1-4～17）】

a. 燃料取扱棟

燃料取扱棟の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動に対する発生応力

が終局耐力を超えず、使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。また、屋根は鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。

また、下層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。上層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。

b. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

- (a) クレーン本体の健全性評価においては、保守的に吊荷ありの条件で、ホイスト支柱等に発生する地震荷重が許容応力以下であること。
- (b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの転倒防止金具爪について、保守的に吊荷なしの条件で、地震時の発生応力が、転倒防止金具爪、取付けボルト等の許容応力以下であること。
- (c) 走行レールの健全性評価においては、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること。

また、使用済燃料ピットクレーンは、二重ワイヤ、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

c. 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーンは、使用済燃料ピットの上部を走行できないように可動範囲を制限し、仮に脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。また、仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替チャンネルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物となることはない。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第 4.1.1 表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、燃料取扱棟内の独立した区画に設け、キャン型のラックにウラン新燃料を 1 体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が 0.95 以下になるよう設計する。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても臨界未満となるよう設計する。

新燃料貯蔵庫の貯蔵容量は全炉心燃料の約 100%相当分とする。

新燃料貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（3号及び4号炉共用、既設）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、燃料取替用水タンクから、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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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。 【説明資料（16条-別添2-1～9）】

使用済燃料ピットには、バーナルブルポイズン、使用済制御棒クラスタ等を貯蔵するとともに、ウラン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。

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。

(3) 除染場ピット

除染場ピット（3号及び4号炉共用、既設）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取替時にほう酸水を満たすことにより燃料取替時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシールリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと燃料取扱棟の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して、燃料取扱棟内チャンネル（3号及び4号炉共用、既設）と原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネルの側壁の高さ及び内張材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

(5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車よ

りなるブリッジクレーンである。

移送台車上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体は、マストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内キャナルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブは二重ワイヤで保持するとともに、その下部にあるグリッパを空気作動式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

架台及び移送台車の駆動並びにグリッパチューブの昇降を安全かつ確実にを行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

(6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での3号炉及び4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、3号炉及び4号炉燃料用取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、グリッパチューブ及びホイストのフックは二重ワイヤで保持し、各々の取扱工具は、燃料取扱中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

【説明資料（2. : 16条-別添1-1～3）】

使用済燃料ピットクレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

(7) 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、新燃料等の移動を安全かつ確実にを行う天井走行形クレーンである。

燃料取扱棟クレーンは、フックを二重ワイヤで保持し新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、新燃料等の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないような設計とし、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことがないように限定する。

(8) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、燃料取扱棟クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。

新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに二重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

(9) 燃料移送装置

燃料移送装置は、燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたを閉じる。

(10) ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置は、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の把持及びクレーン機能を持ち、遮へい等放射線防護上の措置を講じた装置であり、燃料取扱棟クレーンに吊り下げて使用する。

本装置の吊り下げには、落下防止のため、二重ワイヤを使用する。

また、本装置のグリッパは、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の落下防止のため、クレーン部に二重ワイヤを使用するとともに、グリッパを空気作動式とし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いてウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を落とすことのない構造とする。

(11) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の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、異常を検知した場

合は警報を発信する。

(12) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、ピット水の水温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、異常を検知した場合は警報を発信する。

(13) 使用済燃料ピットエリアモニタ

使用済燃料ピットエリアモニタは、燃料取扱場所の放射線量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、異常を検知した場合は警報を発信する。

4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

4.2.1 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）は、第4.2.1(1)図に概略を示すように、2つの使用済燃料ピットに2系列の冷却系と2系列の浄化系を設け、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピットスキマポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットスキマフィルタ、配管及び弁類からなる閉回路で構成する。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、次の機能を持つ。

- (1) 使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を除去する。
- (2) 使用済燃料ピット水の浄化を行う。

4.2.2 設計方針

- (1) 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、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。
- (2) 使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し浄化するために、脱塩塔及びフィルタを設ける。
- (3) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、使用済燃料ピットポンプは多重性を考慮した設計とする。
- (4) 使用済燃料ピットに接続する配管等が使用済燃料ピット外で破損

して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出せず、遮へい上十分な使用済燃料ピット水位が保てるように設計する。

【説明資料（4. : 16条-別添5-11~14）】

4.2.3 主要設備の仕様

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

4.2.4 主要設備

(1) 使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、1台故障の場合でも必要容量を確保できるように2台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

(2) 使用済燃料ピットスキマポンプ

使用済燃料ピットスキマポンプ（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水面に設けた使用済燃料ピットスキマから水を取り出し、使用済燃料ピットスキマフィルタを通して、使用済燃料ピット水面の浮遊物を除去した後、再び使用済燃料ピットに戻す。

(3) 使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は2基設置し、その冷却容量は、過去に取り出された使用済燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料含む）と4号炉の使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに、燃料取替えて発電用原子炉から全炉心燃料を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平均温度を52℃以下に

保つに十分なものである。また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも、使用済燃料ピット水平均温度を65℃以下に保つことができる。

【説明資料（3，4．：16条-別添3-1～9）】

(4) 使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水タンク水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

(5) 使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水タンク水の固形状不純物を除去するためにも使用する。

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

使用済燃料ピットスキマフィルタ（3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピットスキマによって吸込まれた浮遊性の固形状不純物を除去する。

B. 4号炉

4.1 燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時

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。

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。

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、燃料取扱棟内チャンネル、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

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実にを行うことができるよう以下の方針により設計する。

- (1) 燃料取扱及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (2) 貯蔵設備は、適切な格納性と換気空調設備を有する区画として設計する。
- (3) 新燃料貯蔵設備は、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し、また、使用済燃料貯蔵設備は、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。
- (4) 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二重ワイヤ等の適切な落下防止措置を有する設計とする。
- (5) 使用済燃料の取扱い及び貯蔵設備は、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。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備は、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とともに、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。
- (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 2,500ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

(8) 使用済燃料貯蔵設備は、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著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

(9) 使用済燃料貯蔵設備は、ほう素濃度 2,500ppm 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。

(10) 1号炉、2号炉及び4号炉の使用済燃料を収納する使用済燃料ピット及びラックは、Sクラスの耐震性を有する設計とし、地震時においても、1号炉、2号炉及び4号炉の使用済燃料の健全性を損なわない設計とする。

(11) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー (39.3kJ) 以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、地震

時にも落下しない設計とする。

床面や壁面へ固定する重量物については、使用済燃料ピットからの離隔を確保するため、使用済燃料ピットへ落下するおそれはない。

a. 燃料取扱棟

燃料取扱棟の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。また、屋根は鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。

また、下層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。上層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。

b. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

- (a) クレーン本体の健全性評価においては、保守的に吊荷ありの条件で、ホイスト支柱等に発生する地震荷重が許容応力以下であること。
- (b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの転倒防止金具爪について、保守的に吊荷なしの条件で、地震時の発生応力が、転倒防止金具爪、取付けボルト等の許容応力以下であること。
- (c) 走行レールの健全性評価においては、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること。

また、使用済燃料ピットクレーンは、二重ワイヤ、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

c. 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーンは、使用済燃料ピットの上部を走行できないように可動範囲を制限し、仮に脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。また、仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替チャンネルがあるため、ク

レーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物となることはない。

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設計方針は、3号炉添付書類八 4.1.1.2 設計方針に同じとし、耐震設計については3号炉の耐震設計方針に基づく設計とする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1.1表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、燃料取扱棟内の独立した区画に設け、キャン型のラックにウラン新燃料を1体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.95以下になるよう設計する。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臨界未満となるよう設計する。

新燃料貯蔵庫の貯蔵容量は全炉心燃料の約67%相当分とする。

新燃料貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

(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2,500ppm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 2,500ppm 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 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。

(3) 除染場ピット

除染場ピット（1号、2号及び4号炉共用）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

また、3号炉燃料取扱棟内の除染場ピット（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類 4.1.1.4(3) 除染場ピットに同じ。

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取替時にほう酸水を満たすことにより燃料取扱時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシーリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で

内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと燃料取扱棟の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して、燃料取扱棟内チャンネル（1号、2号及び4号炉共用）と原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネルの側壁の高さ及び内張材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱棟内チャンネル（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネルのうち燃料取扱棟内チャンネルに同じ。

(5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンである。

移送台車上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体は、マストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内チャンネルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブは二重ワイヤで保持するとともに、その下部にあるグリッパを空気作動式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

架台及び移送台車の駆動並びにグリッパチューブの昇降を安全かつ確実に行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

(6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、

移送台車上のグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリ又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。また、使用済燃料ピット内での1号炉及び2号炉の燃料集合体の移動は、架台上のホイスト、1号炉及び2号炉燃料用取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、グリッパチューブ及びホイストのフックは二重ワイヤで保持し、各々の取扱工具は、燃料取扱中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

なお、1号炉及び2号炉燃料用取扱工具は、4号炉の燃料集合体をつかめない構造とし、グリッパチューブのグリッパ及び4号炉燃料用取扱工具は、1号炉及び2号炉の燃料集合体をつかめない構造とすることにより誤操作を防止する。

使用済燃料ピットクレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

また、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットクレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (6) 使用済燃料ピットクレーンに同じ。

(7) 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、新燃料等の移動を安全かつ確実に行う天井走行形クレーンである。

燃料取扱棟クレーンは、フックを二重ワイヤで保持し新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、新燃料等の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないように設計とし、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことがないように限定する。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱棟クレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (7) 燃料取扱棟クレーンに同じ。

(8) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、燃料取扱棟クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。

新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに二重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

(9) 燃料移送装置

燃料移送装置は、燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたを閉じる。

(10) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の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、異常を検知した場合は警報を発信する。

(11) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、ピット水の水温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、異常を検知した場合は警報を発信する。

(12) 使用済燃料ピットエリアモニタ

使用済燃料ピットエリアモニタは、燃料取扱場所の放射線量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、異常を検知した場合は警報を発信する。

4.1.1.7 手順等

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、以下の内容を含む手順等を定める。

(1) 使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

- a. 使用済燃料ピット周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。
- b. 使用済燃料ピット上で作業を行う使用済燃料ピットクレーンについては、クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛けは有資格者が実施する。

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手順等は、3号炉添付書類八 4.1.1.7 手順等と同じ。

4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

4.2.1 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び4号炉共用）は、第4.2.1(2)図に概略を示すように、1つの使用済燃料ピットに2系列の冷却系と2系列の浄化系を設け、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、配管及び弁類からなる閉回路で構成する。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、次の機能を持つ。

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。

- (1) 使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料から発生する崩壊熱を除去する。
- (2) 使用済燃料ピット水の浄化を行う。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の概要は、3号炉添付書類八 4.2.1 概要と同じ。

4.2.2 設計方針

- (1) 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、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能力を持つ設計とする。
- (2) 使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し浄化するために、脱塩塔及びフィルタを設ける。
- (3) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、使用済燃料ピットポンプは多重性を考慮した設計とする。
- (4) 使用済燃料ピットに接続する配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出せ

ず、遮へい上十分な使用済燃料ピット水位が保てるように設計する。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の設計方針は、3号炉添付書類八 4.2.2 設計方針に同じ。

4.2.3 主要設備の仕様

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の主要設備の仕様は、3号炉添付書類八 4.2.3 主要設備の仕様に同じ。

4.2.4 主要設備

(1) 使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、1台故障の場合でも必要容量を確保できるように2台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

3号炉原子炉周辺建屋内の使用済燃料ピットポンプ（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4 (1) 使用済燃料ピットポンプに同じ。

(2) 使用済燃料ピットスキマポンプ

3号炉使用済燃料ピットスキマポンプ（3号炉原子炉周辺建屋内3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4 (2) 使用済燃料ピットスキマポンプに同じ。

(3) 使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料から

発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は2基設置し、その冷却容量は、過去に取り出された使用済燃料と1号炉及び2号炉の使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに、燃料取替えて発電用原子炉から全炉心燃料を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平平均温度を52℃以下に保つに十分なものである。また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも、使用済燃料ピット水平平均温度を65℃以下に保つことができる。

3号炉原子炉周辺建屋内の使用済燃料ピット冷却器（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類ハ 4.2.4（3）使用済燃料ピット冷却器に同じ。

(4) 使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水ピット水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピット脱塩塔（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類ハ 4.2.4（4）使用済燃料ピット脱塩塔に同じ。

(5) 使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（1号、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水ピット水の固形状不純物を除去するためにも使用する。

3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットフィルタ（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類ハ 4.2.4（5）使用済燃料ピットフィルタに同じ。

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

3号炉使用済燃料ピットスキマフィルタ（3号炉原子炉補助建屋内3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類ハ 4.2.4（6）使用済燃料ピットスキマフィルタに同じ。

第 4.1.1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

A. 3号炉

(1) 新燃料貯蔵庫

個	数	1
ラック容量		燃料集合体約 200 体分 (全炉心燃料の約 100%相当分)
ラック材料		ステンレス鋼

(2) 使用済燃料ピット

個	数	2 (3号及び4号炉共用、既設)
ラック容量		燃料集合体約 1670 体分 (全炉心燃料の約 870%相当分 (3号及び4号炉共用、一部既設))
ラック材料		ボロン添加ステンレス鋼
ライニング材料		ステンレス鋼

(3) 除染場ピット (3号及び4号炉共用、既設)

個	数	1
---	---	---

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

個	数	1 (燃料取替チャンネルのうち燃料取扱棟内チャンネルは3号及び4号炉共用、既設)
ライニング材料		ステンレス鋼

(5) 燃料取替クレーン

台	数	1
---	---	---

(6) 使用済燃料ピットクレーン (3号及び4号炉共用、既設)

台	数	1
---	---	---

(7) 燃料取扱棟クレーン (3号及び4号炉共用、既設)

台	数	1
---	---	---

(8) 新燃料エレベータ

台	数	1
---	---	---

(9) 燃料移送装置

台	数	1
---	---	---

(10) ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置

- | | | |
|---------------------|---|---------------------------|
| 台 | 数 | 1 |
| (11) 使用済燃料ピット水位 | | |
| 個 | 数 | 2 |
| 計測範囲 | | EL. +10.05 ~ +11.30m |
| 種類 | | 浮力式水位検出器 |
| (12) 使用済燃料ピット温度 | | |
| 個 | 数 | 2 |
| 計測範囲 | | 0 ~ 100℃ |
| 種類 | | 測温抵抗体 |
| (13) 使用済燃料ピットエリアモニタ | | |
| 個 | 数 | 1 |
| 計測範囲 | | 1 ~ 10 ⁵ μSv/h |
| 種類 | | 半導体式検出器 |

B. 4号炉

(1) 新燃料貯蔵庫

- | | | |
|-------|---|-----------------------------------|
| 個 | 数 | 1 |
| ラック容量 | | 燃料集合体約 130 体分
(全炉心燃料の約 67%相当分) |
| ラック材料 | | ステンレス鋼 |

(2) 使用済燃料ピット

a. 3号炉燃料取扱棟内

- | | | |
|---------|---|---|
| 個 | 数 | 2 (3号及び4号炉共用、一部既設) |
| ラック容量 | | 燃料集合体約 1670 体分
〔全炉心燃料の約 870%相当分〕
〔3号及び4号炉共用、一部既設〕 |
| ラック材料 | | ボロン添加ステンレス鋼 |
| ライニング材料 | | ステンレス鋼 |

b. 4号炉燃料取扱棟内

- | | | |
|---|---|------------------|
| 個 | 数 | 1 (1号、2号及び4号炉共用) |
|---|---|------------------|

ラック容量	燃料集合体約 1500 体分
	〔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）〕
ラック材料	ボロン添加ステンレス鋼
ライニング材料	ステンレス鋼

(3) 除染場ピット

個	数	1	〔3号炉燃料取扱棟内 3号及び4号炉共用、既設〕
		1	〔4号炉燃料取扱棟内 1号、2号及び4号炉共用〕

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

個	数	1	〔燃料取替チャンネルのうち3号炉燃料取扱棟内チャンネルは3号及び4号炉共用、既設〕
		1	〔燃料取替チャンネルのうち4号炉燃料取扱棟内チャンネルは1号、2号及び4号炉共用〕
ライニング材料			ステンレス鋼

(5) 燃料取替クレーン

台	数	1
---	---	---

(6) 使用済燃料ピットクレーン

台	数	1	〔3号炉燃料取扱棟内 3号及び4号炉共用、既設〕
		1	〔4号炉燃料取扱棟内 1号、2号及び4号炉共用〕

(7) 燃料取扱棟クレーン

台	数	1	〔3号炉燃料取扱棟内 3号及び4号炉共用、既設〕
		1	〔4号炉燃料取扱棟内 1号、2号及び4号炉共用〕

(8) 新燃料エレベータ			
台	数	1	
(9) 燃料移送装置			
台	数	1	
(10) 使用済燃料ピット水位			
個	数	1	
計測範囲		EL. +10.05 ~ +11.30m	
	種類		浮力式水位検出器
(11) 使用済燃料ピット温度			
個	数	1	
計測範囲		0 ~ 100℃	
	種類		測温抵抗体
(12) 使用済燃料ピットエリアモニタ			
個	数	1	
計測範囲		1 ~ 10 ⁵ μSv/h	
	種類		半導体式検出器

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

A. 3号炉

(1) 使用済燃料ピット冷却器（3号及び4号炉共用、既設）

型式	横置U字管式
基数	2
伝熱容量	約6.3MW／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) 使用済燃料ピットポンプ（3号及び4号炉共用、既設）
- | | |
|------|------------------------------|
| 型式 | うず巻式 |
| 台数 | 2 |
| 容量 | 約690m ³ /h（1台当たり） |
| 本体材料 | ステンレス鋼 |
- (3) 使用済燃料ピット脱塩塔（3号及び4号炉共用、既設）
- | | |
|--------|-----------------------------|
| 基数 | 2 |
| 流量 | 約46m ³ /h（1基当たり） |
| 最高使用圧力 | 1.4MPa〔gage〕 |
| 最高使用温度 | 95℃ |
| 本体材料 | ステンレス鋼 |
- (4) 使用済燃料ピットフィルタ（3号及び4号炉共用、既設）
- | | |
|--------|-----------------------------|
| 基数 | 2 |
| 流量 | 約46m ³ /h（1基当たり） |
| 最高使用圧力 | 1.4MPa〔gage〕 |
| 最高使用温度 | 95℃ |
| 本体材料 | ステンレス鋼 |
- (5) 使用済燃料ピットスキマポンプ（3号及び4号炉共用、既設）
- | | |
|------|----------------------|
| 型式 | うず巻式 |
| 台数 | 1 |
| 容量 | 約46m ³ /h |
| 本体材料 | ステンレス鋼 |
- (6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ（3号及び4号炉共用、既設）
- | | |
|--------|----------------------|
| 基数 | 1 |
| 流量 | 約46m ³ /h |
| 最高使用圧力 | 0.98MPa〔gage〕 |
| 最高使用温度 | 95℃ |
| 本体材料 | ステンレス鋼 |

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料ピットへの重量物落下 について

目 次

1. 概 要
 2. 移送操作中の燃料集合体の落下防止
 - 2.1 3号炉使用済燃料ピットクレーンの燃料落下を防止する構造
 3. 使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価
 - 3.1 使用済燃料ピット周辺の設備等の抽出（評価フローⅠ）
 - 3.2 使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物の抽出（評価フローⅡ）
 - 3.2.1 設置状況による選定
 - 3.2.2 落下エネルギー評価による選定
 - 3.3 落下防止の対応状況確認（評価フローⅢ）
 - 3.3.1 耐震評価による確認
 - 3.3.2 設備構造上の落下防止措置の確認
 - 3.3.3 運用状況の確認
 - 3.4 重量物の評価結果（リラッキング工事資機材）
- 別紙1 気中落下試験によるライニング評価
- 別紙2 使用済燃料ピットクレーンの誤操作時における吊荷への影響について
- 別紙3 評価フローⅠにおける抽出物の詳細

1. 概 要

今回、玄海3号使用済燃料貯蔵槽を3号及び4号炉と共用化することに伴い、取扱設備についても、3号及び4号炉と共用化し、4号炉燃料を取り扱うことから、玄海3号炉の使用済燃料取扱設備について、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下防止措置が講じられていることを確認した。

また、共用化に併せ、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の増強工事を行うことから、工事用資機材について、「3. 使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価」に基づき、落下時影響評価の要否判定を行い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行うこととした。

2. 移送操作中の燃料集合体の落下防止

玄海3号燃料取扱設備は、3号炉及び4号炉使用済燃料集合体の落下を防止するために、以下のとおり設計しており問題はない。

- ・電源断時に落下を防止する電磁ブレーキを有する。
- ・グリップは作動空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造としている。
- ・ワイヤロープを二重化している。
- ・3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具は、つかんだ燃料集合体を落下することがないような機械的なインターロックを設けている。

2.1. 3号炉使用済燃料ピットクレーンの燃料落下を防止する構造

3号炉使用済燃料ピットクレーンは、3号炉使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンである。3号炉使用済燃料ピットクレーンにて燃料を取り扱う場合は以下の方法がある。(第1図参照) いずれの方法についても、燃料集合体を落下することのない構造としている。

なお、使用済燃料ピットクレーンは、燃料集合体の取扱いのためのメインホイスト1個と補助のホイスト2個を有しており、それぞれのホイストは、同時に電源が入らない設計としている。

(1) 移送台車のマストチューブアセンブリに取り付けられたグリップによる取扱い時

3号炉使用済燃料ピットクレーンの移送台車には、燃料集合体の取扱いが可能なグリップチューブを内蔵したマストチューブアセンブリが装備されており、グリップチューブの先端に取り付けられたグリップにより燃料集合体を保持し、使用済燃料ピット内の移動を行う。使用済燃料の移動時は、マストチューブ内に格納される構造となっている。

グリップは、3号炉及び4号炉燃料用17×17燃料集合体専用で空気作動式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすこと

のない構造としている。

マストチューブのグリッパによる取扱いは、燃料取替、燃料検査等に伴う燃料移動に用いられる。

(2) 架台上のホイストに取り付けられた3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具による取扱い時

3号炉使用済燃料ピットクレーンの架台には2台のホイストが設けられており、これに3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具を取り付け、燃料の取扱いを行う。

3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具は手動式であり、燃料取扱中に燃料集合体がはずれて落下することがないような機械的なインターロック装置を設けた設計としている。

ホイスト並びに3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具による燃料取扱いは、3号炉の燃料取替、燃料検査等に伴う燃料移動及び構外搬出のための使用済燃料輸送容器への燃料装荷に伴う燃料移動に用いられる。

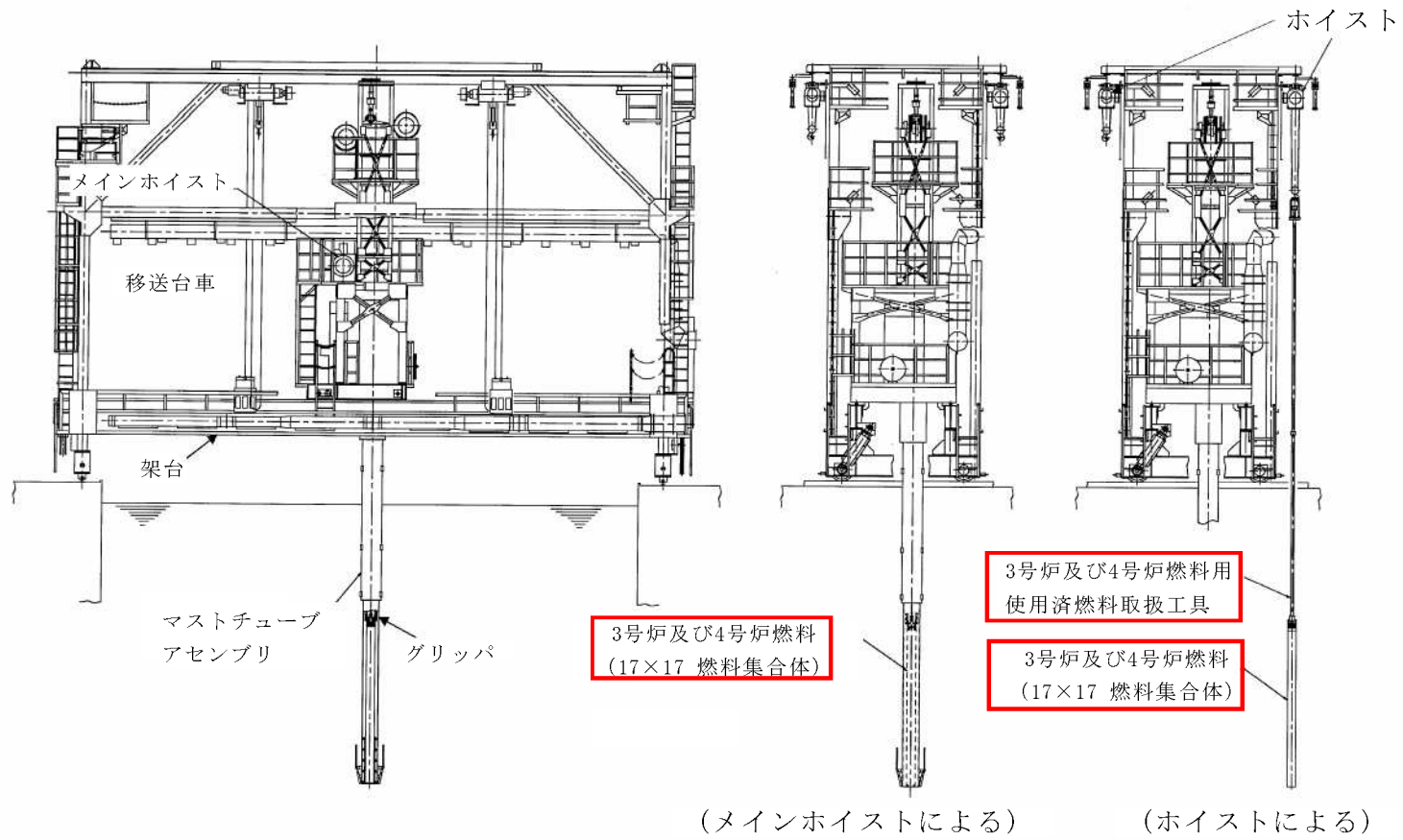
また、4号炉使用済燃料は使用済燃料輸送容器を用いて、3号炉使用済燃料ピット（キヤスクピット）に搬入され、ホイスト並びに3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具により、使用済燃料ピット内の貯蔵位置への燃料移動に用いられる。

(3) 3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具の安全性

3号炉使用済燃料ピットクレーンによる3号炉及び4号炉使用済燃料の取扱いは、以下のとおり安全性が確保される。

(a) 落下防止

3号炉及び4号炉燃料用使用済燃料取扱工具は、手動式であり、燃料集合体をつかんだ状態で、燃料集合体を落下することがないような機械的なインターロックを設けているので、燃料取扱中に燃料集合体を落下させることがない。



使用済燃料ピットクレーン全体図

3号炉及び4号炉燃料取扱図

第1図 3号炉使用済燃料ピットクレーンでの3号炉及び4号炉使用済燃料取扱概略

3. 使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価

使用済燃料貯蔵設備増強工事の実施にあたって使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

I. 使用済燃料ピット周辺の設備等の抽出

使用済燃料ピット周辺で使用する工事資機材等について、使用済燃料ピット周辺の作業計画から抽出する。

II. 使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した資機材等の落下エネルギーと、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し、使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物を検討要として抽出する。

ただし、離隔のとれた設備等については、設置状況等を考慮して検討不要とする。

III. 落下防止の対応状況評価

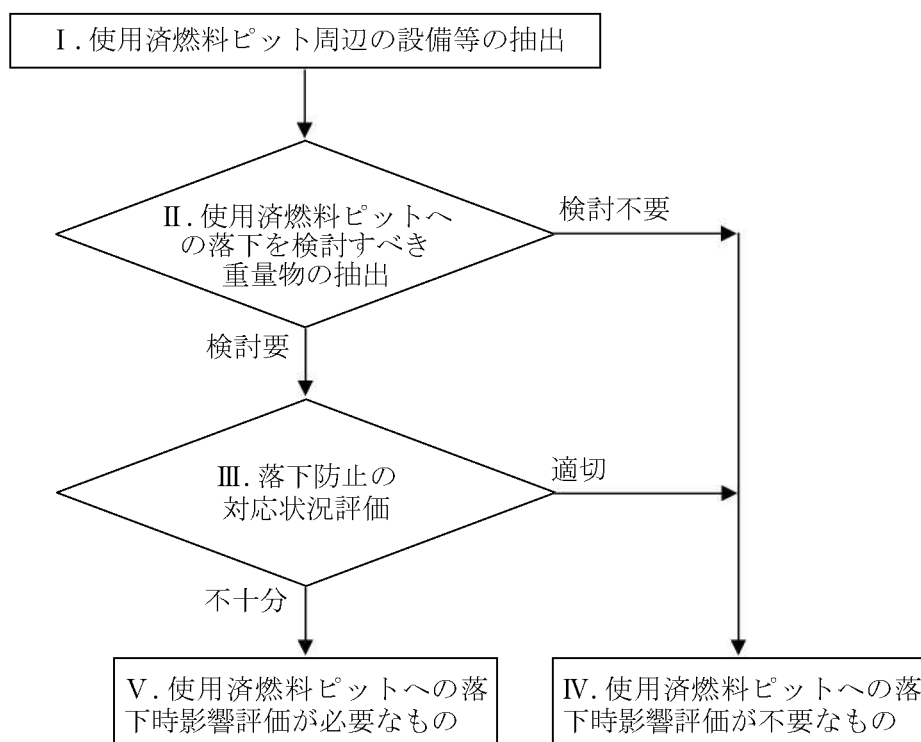
評価フロー II で使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物としたものに対し、耐震安全評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

IV. 使用済燃料ピットへの落下時影響評価が不要なもの

評価フロー II で検討不要、評価フロー III で落下防止は適切としたものは、使用済燃料ピットの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。

V. 使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物

評価フロー III で落下防止が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料ピットの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料ピットへの落下時影響評価を実施する。



第2図 使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

3.1. 使用済燃料ピット周辺の設備等の抽出（評価フロー I）

使用済燃料ピット周辺での使用済燃料貯蔵設備増強工事の作業計画を確認し、「地震等により使用済燃料ピットに落下するおそれがあるもの」について抽出する。

（1）抽出基準

- ・使用済燃料ピット周囲（EL+11.3m）にて使用又は仮置きを計画している資機材等。
- ・使用済燃料ピット周辺（EL+11.3m）の作業において、機器や工具等、工事中用仮設クレーン及び使用済燃料ピットクレーンを使用して取り扱う計画の重量物。

（2）抽出結果

使用済燃料ピット周辺での作業計画より、以下の設備等を抽出した。

<抽出した設備等> 工事中用仮設クレーン、工事中用仮設クレーンの吊荷、使用済燃料ピットクレーンの吊荷、水中放電切断装置等（詳細は3.4（1）第2表参照）

使用済燃料貯蔵設備増強工事に関連する資機材のうち、使用済燃料ピットクレーン、工事中用仮設クレーンを用いる計画の吊荷を第1表に示す。

第1表 使用済燃料ピットクレーン、工事中用仮設クレーンを用いる計画の吊荷

クレーン	吊 荷
工事中用仮設クレーンの吊荷	ラック吊り具
	ラック
	テストウェイト
	工具類（伸縮ポール含む）
	ラックセル
	振れ止めワイヤ
使用済燃料ピットクレーンの吊荷	工具類（伸縮ポール含む）
	案内ガイド

3.2. 使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物の抽出（評価フローⅡ）

3.2.1 設置状況による選定

（1）選定基準

選定フローⅠで抽出した設備等のうち、使用済燃料ピットとの離隔距離や当該設備の設置方法、また手摺り等の障害物との位置関係を考慮して、使用済燃料ピット内に落下するおそれのないものは検討不要とする。

（2）選定結果

以下の設備について、検討不要とした。

<検討不要の設備等> 伸縮ポール、排水処理設備、ラック仮置台、その他機器等

使用済燃料貯蔵設備増強工事において使用する伸縮ポール、排水処理設備、ラック仮置台、その他機器等については、使用済燃料ピットへの落下を防止するため、基本的にピットより2 m以上離隔をとって仮置きすることとする。また、2 m以内に仮置きする資機材については、固縛することとする。

仮にこれらが地震等により損壊・転倒したとしても、使用済燃料ピットまでの離隔がとれていることに加え、周囲を取り囲む手摺りによって使用済燃料ピットへの落下は防止される。

3.2.2 落下エネルギー評価による選定

(1) 抽出基準

評価フローⅠで抽出した設備等^{※1}の落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（約39.3kJ^{※2}）以上となる設備等を抽出する。

ただし、評価フローⅠで抽出した設備等^{※1}のうち、使用済燃料ピットから離隔のとれた設備等については、その設備等が床面や壁面に確実に固定されていること等現場状況を踏まえたうえで除外する。

※1 詳細は3.4（1）第2表参照

※2 「別紙1 気中落下試験によるライニング評価」参照。

(2) 抽出結果

a. 評価フローⅡ：「検討要」としたもの

＜検討要の設備等＞ 工事用仮設クレーン、工事用仮設クレーンの吊り荷、使用済燃料ピットクレーンの吊り荷

気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー[※]と同等以上である設備等もしくは、配置上使用済燃料ピットに落下する可能性がある設備等は、落下により使用済燃料ピットの機能を損なうおそれがある重量物として、後段の評価フローⅢで落下防止の適切性を確認する。

※ 燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料ピットのライニングの健全性は確保されることが確認されていることから、燃料集合体と同等の落下エネルギー（約39.3kJ）を選定の目安とした。

3.3. 落下防止の対応状況確認（評価フローⅢ）

評価フローⅡにおいて検討要としたもの（3.4（1）第2表参照）に対して、基準地震動 S_s に対する耐震評価を実施し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認することとする。

3.3.1 耐震評価による確認

適切な落下防止措置が実施され、基準地震動 S_s に対する耐震安全評価が実施されていること。

<検討対象設備等> 工所用仮設クレーン、工所用仮設クレーンの吊荷、使用済燃料ピット
クレーンの吊荷

a. 工所用仮設クレーン

工所用仮設クレーンは、使用済燃料貯蔵設備増強工事に使用するクレーンであり、使用済燃料ピット上を走行するため、基準地震動 S_s に対し、クレーン本体の健全性が確保される設計とし、浮き上がりによるクレーンの転倒防止を図ることで、使用済燃料ピットへの落下物とはならない設計とする。また、クレーン等安全規則に基づき落成検査、性能検査、定期自主点検及び作業前点検を実施することにより、クレーンの健全性を確認する。

(a) 工所用仮設クレーンの落下防止対策

工所用仮設クレーンは、使用済燃料ピット上で使用済燃料ラック取替えに係る各種作業を行うことから、基準地震動 S_s を用いた耐震評価を行い、落下に至らない設計とする。

<基本的な評価条件>

○入力地震動

- ・地震波：基準地震動 S_s
- ・評価用建屋応答位置：原子炉周辺建屋（燃料取扱棟）EL. +11.3m
- ・方向：水平、鉛直

○評価ケース

- ・評価では、吊荷の状態等を考慮して厳しい条件となるように設計する。

(b) クレーン本体の健全性

地震時において、工所用仮設クレーン本体は、本体構造材の発生応力が設計許容応力を満足する設計とする。構造部材が破損しないことについて評価し、工所用仮設クレーンが落下しない設計とする。

(c) 転倒防止及び横ずれ防止装置

地震時において、浮き上がりによる使用済燃料貯蔵設備増強工事時の工所用仮設クレー

ンの転倒・脱線を防止する構造を有した設計とする。また、転倒・脱線を防止するための構造部が破損しないことについて評価し、工事中仮設クレーン本体が落下しない設計とする。

(d) 走行レールの評価

地震時において、工事中仮設クレーンの浮き上がり及び横力によって走行レールまわりに発生する応力を評価し、設計許容応力を満足することを確認する。

(e) 吊荷の落下防止

工事中仮設クレーンは、使用済燃料ピット上で重量物を取り扱うことから、地震時においても吊荷が落下しない設計とする。

b. 工事用仮設クレーンの吊荷

工事用仮設クレーンは、使用済燃料ピット上で各種作業を行うことから、作業中に吊荷が落下するのを防止するための措置を講じることとする。

地震時においても、吊荷が落下しないことを確認するため、基準地震動 S_s における鉛直方向の応答を考慮して、落下防止措置の健全性評価を実施する。

c. 使用済燃料ピットクレーンの吊荷

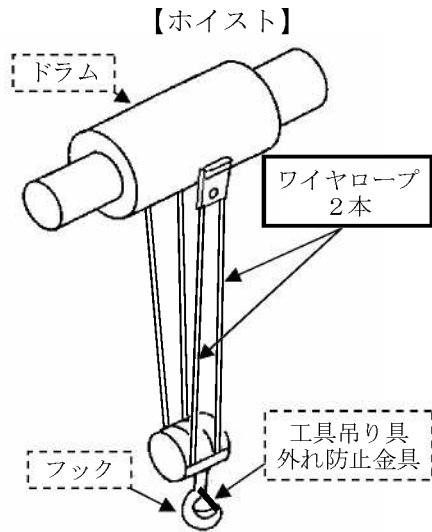
使用済燃料ピットクレーンは、使用済燃料ピット上で各種作業を行うことから、作業中に吊荷が落下するのを防止するための措置が講じられている。

地震時においても、吊荷が落下しないことを確認するため、基準地震動 S_s における鉛直方向の応答を考慮して、落下防止措置の健全性評価を実施する。

(a) 構造

i. ワイヤの二重化

使用済燃料ピットクレーンのホイストについては、ワイヤを二重化することで、万が一ワイヤが1本切れた場合でも、残りのワイヤで重量物が落下せず、安全に保持できる構造となっている。また、フックには玉掛け用具が外れることを防止するための外れ止め金具が取り付けられている。

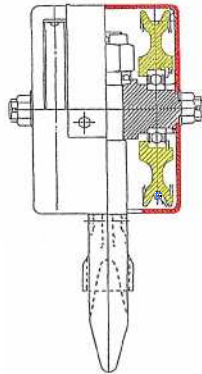


No. 1 ホイスト

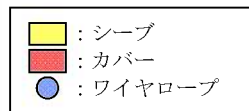


No. 2 ホイスト

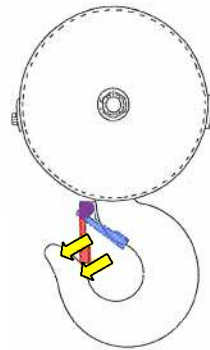
< ワイヤ脱落防止構造 >



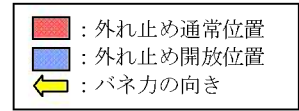
※2本のワイヤロープのうち1本が切れた場合でも、シーブを被うようにカバーが施されているため、ワイヤロープがシーブを外れ脱落することはない。



< フック部外れ止め金具 >



※フックの外れ止めは、開放位置（青塗部）にてワイヤロープ等の取付、取外しを行い、ひねりバネの力で通常位置（赤塗部）となることにより外れ止めの役割を果たす。



第3図 ワイヤロープ及びフックに係る落下防止措置

ii. 電磁ブレーキ

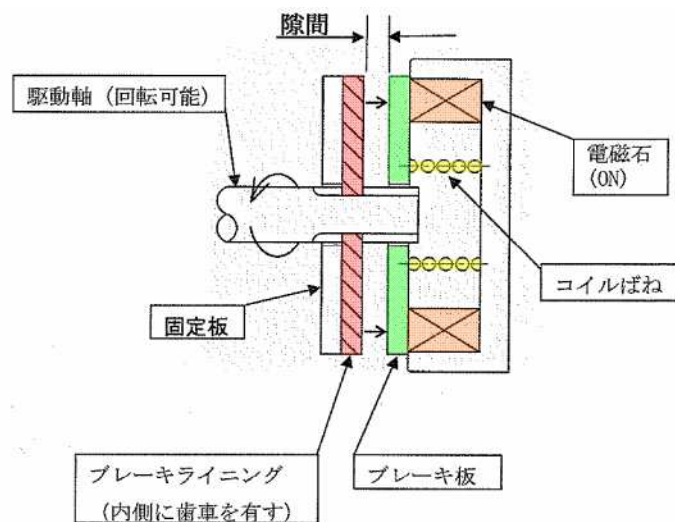
本クレーンは、駆動電源喪失対策として、No.1ホイスト、No.2ホイストについては、電磁ブレーキが設置されており、電源「切」にて自動的にブレーキがかかる機能※を有している。

この機能については、定期事業者検査にて健全性を確認しており、検査手順は以下のとおりである。

- ・ホイストに模擬燃料集合体が吊られていることを目視により確認する。
- ・ホイストが高速域で上昇又は下降運転中に、電源盤内のNFB位置を「入」→「断」とする。
- ・上記状態で、模擬燃料集合体がホイスト停止位置にて保持されていることを目視により確認する。

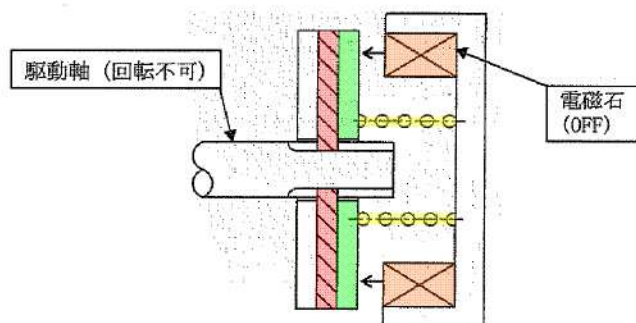
※ 使用済燃料ピットクレーンの電源断時のブレーキ機能について

<ホイスト運転時の状態>



ホイスト運転時は、電磁石にてブレーキ板を吸い寄せ、ブレーキライニングと固定板の間に隙間が出来るため、駆動軸は回転可能な状態である。

<ホイスト停止時（電源「断」時）の状態>



ホイスト停止時は、あるいは、電源「断」時には、コイルばねの力によってブレーキライニングを介してブレーキ板を固定板に押し付け、駆動軸が回転できない状態である。

第4図 駆動電源喪失時の落下防止措置

(b) 評価対象

地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキのすべり等が考えられるため、これらの落下防止措置を評価対象とする。

(c) 評価方法

吊荷を吊った状態において地震が発生した際に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに作用する地震荷重がそれぞれの安全率を超えないことを確認する。

○ 評価条件

- ・ 工事関連資機材のうち、最も重い吊荷であるボルト穴あけ工具とシム除去工具を伸縮ポールの先に取り付けて(0.67t)吊っている状態を想定する。
- ・ 吊荷の固有周期は、ワイヤロープ長さにより変化し、ワイヤロープ長さが長いほど、固有周期は大きくなる。固有周期により応答加速度が変化するため、応答加速度が保守的になるようにワイヤロープ長さを設定する。

$$\text{固有周期： } T = 2\pi\sqrt{m/k} = 2\pi\sqrt{mL/nAE}$$

ここで、m：吊荷重量[kg]

k：ばね定数[N/m]

L：ワイヤロープ長さ[m]

n：ワイヤロープ本数[-]

A：ワイヤロープ断面積[mm²]

E：ワイヤロープの縦弾性係数[N/mm²]

3.3.2 設備構造上の落下防止措置の確認

クレーンの安全機能として、ワイヤロープ二重化、動力電源喪失時保持機能、フック外れ止め等の適切な落下防止措置が実施されていること。

(対象設備等)

- 使用済燃料ピットクレーンの吊荷
- 工事用仮設クレーンの吊荷

(1) 使用済燃料ピットクレーンの吊荷

使用済燃料ピットクレーンは、2個のホイストを有しており、それぞれ以下に示す吊荷の落下防止措置を講じている。また、内挿物や燃料を取り扱う工具についても適切な落下防止措置を講じることによって、吊荷の落下防止を図っている。

(a) フック外れ止め金具

ホイストのフックには、外れ止め金具が取り付けられており、フックに掛けた玉掛け用具が外れることを防止している。

(b) ワイヤロープの二重化

ホイストのワイヤロープは二重化しており、仮に1本が切れた場合でも、残りのワイヤロープで吊荷を落下せず、安全に保持できる構造となっている。

(c) フェイルセーフ機構

ホイストには、電磁ブレーキが設置されており、ホイストの駆動電源喪失時には自動的にブレーキがかかり吊荷を保持する機能を有している。

(d) 速度制限

クレーンの走行速度及びホイストの巻き速度は2段速度となっており、操作開始時の初期速度は遅く設定されており、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

また、ホイストの横行はチェーンブロックによる手動式であり、吊荷が振れないよう操作している。(別紙2参照)

(e) 過巻防止

ホイストには、過巻防止用のリミットスイッチが設置されており、過巻による吊荷の落下を防止している。(別紙2参照)

(2) 工事用仮設クレーンの吊荷

工事用仮設クレーンは、フェイルセーフ機構、過巻防止などの落下防止構造を有する設計とし、移送中の吊荷の落下防止措置を講じる。

3.3.3 運用状況の確認

クレーン等安全規則等に基づく点検、安全装置の使用、有資格者作業などの要求事項による落下防止措置が実施されていること。

＜検討対象設備等＞ 工事中仮設クレーン（本体、ワイヤ、ブレーキ等）、
工事中仮設クレーンの吊り荷、使用済燃料ピットクレーンの吊り荷

上記設備等については、クレーン等安全規則（労働省令第34号）により点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。

工事中仮設クレーン及び使用済燃料ピットクレーンによる工事中資機材の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行うこととしており、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料ピットに落下することを防止する。

定期自主（月例・年次）点検及び作業前点検内容の例を以下に示す。

- ・ワイヤロープ、フック、フックの外れ止め、浮上り防止装置、ストップ点検
- ・リミットスイッチ及びインターロック点検
- ・作業範囲の確認及び障害物有無確認
- ・クレーン運転、玉掛けは有資格者が実施する 等

3.4 重量物の評価結果（リラッキング工事資機材）

(1) 評価結果

下表にリラッキング工事資機材のうち、使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価結果を示す。

第2表 リラッキング工事資機材のうち使用済燃料燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表

番号	評価フローⅠ		評価フローⅡ				評価フローⅢ				落下時の影響評価	
	抽出物 (詳細を「別紙3」に示す)		評価①	評価②			評価③					
			配置	重量	高さ	落下エネルギー	評価結果	a. 耐震安全性	b. 設備構造	c. 運用		評価結果
1	工所用仮設クレーン		×	特定不可	12.5m	特定不可	×	○ 耐震評価	○ 浮上り防止装置	○ クレーン等安全規則 有資格者作業	○	不要
2	工所用仮設クレーンの吊荷 (テストウェイト)		×	約45t	12.5m	5516.2kJ	×	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ 過巻防止	○ クレーン等安全規則 有資格者作業	○	不要
3	使用済燃料ピットクレーンの吊荷 (工具類(伸縮ポール含む))		×	780kg	12.5m	95.6kJ	×	○ 耐震評価	○ フック外れ止めワイヤロープ フェイルセーフ 速度制限・過巻防止	○ クレーン等安全規則 有資格者作業	○	不要
4	工所用仮設クレーン／使用済燃料ピットクレーンにて取り扱う設備	水中放電切断装置	×	120kg	19.8m	23.3kJ	○	—	—	—	—	不要
5		ボルト穴あけ工具	×	40kg	19.8m	7.8kJ	○	—	—	—	—	不要
6		工具電源盤	×	40kg	19.8m	7.8kJ	○	—	—	—	—	不要
7		工具分電盤	×	50kg	19.8m	9.7kJ	○	—	—	—	—	不要
8		エアヘッダ	×	10kg	19.8m	1.9kJ	○	—	—	—	—	不要
9		工具類	×	235kg	12.5m	28.8kJ	○	—	—	—	—	不要
10		伸縮ポール	○	—	—	—	○	—	—	—	—	不要
11		排水処理設備	○	—	—	—	○	—	—	—	—	不要
12	ラック仮置台	○	—	—	—	○	—	—	—	—	不要	
13	案内ガイド	○	—	—	—	○	—	—	—	—	不要	
14	振れ止めワイヤ	○	—	—	—	○	—	—	—	—	不要	
15	解体作業関係資機材		○	—	—	—	○	—	—	—	—	不要

【凡例の説明】

○：次ステップの評価は不要 ×：次ステップの評価が必要 —：対象外または評価不要

【評価フローⅡによる評価基準】

評価①：設置状況により、使用済燃料ピットへの落下が想定されない設備等は「○」、想定される場合は「×」

評価②：落下エネルギー=39.3kJ (668kg×6m×9.80665m/s²) 以上は「×」、未満は「○」

(高さは、使用済燃料ピットライニング面(EL.-1.15m)までの高さ)

評価結果：評価①又は評価②が「○」であれば評価結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」とする。評価結果が「×」の場合はⅢ評価を実施する。

【評価フローⅢによる評価基準】

評価③：a. b. c. のいずれかが「○」であれば、評価結果を「○」とし、落下時の影響評価は「不要」とする。

評価結果：a. b. c. のいずれも「○」がない場合は、評価結果を「×」とし、使用済燃料ピットへの落下時の影響評価を「必要」とする。

(2) まとめ

使用済燃料貯蔵設備増強工事にあたっての使用済燃料ピットへの重量物落下時の影響評価の必要性について、評価を実施した。

- ・ 評価フローⅠにおいて、使用済燃料ピット周辺の使用済燃料貯蔵設備増強工事の作業計画から検討が必要と思われる対象設備を抽出した。
- ・ 評価フローⅡにおいて、抽出した設備に関して、使用済燃料ピット落下時のエネルギーが気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーと同等以上である設備及び、設備の設置状況等から使用済燃料ピットへの落下を考慮する必要がある設備を抽出した。
- ・ 評価フローⅢにおいて、評価フローⅡで抽出された設備について、落下防止対応が設備面及び運用面で対応出来ているかの確認を行った。また、耐震評価による確認として、基準地震動 S_s に対して落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認し、地震時においても使用済燃料ピットに落下するおそれがないことを確認する。

以上の評価を実施した結果、「使用済燃料ピットへの重量物落下」に関する件については、影響を与える設備、機器はなく規制基準に適合していることを確認した。

気中落下試験によるライニング評価

模擬燃料集合体の気中落下試験は、実機ライニング構造を模擬した試験体上（公称板厚4.5mmのステンレス鋼板をコンクリートブロック上にライニングしたもの）に、模擬燃料集合体（668kg）を、落下高さ6mから気中条件下で、鉛直落下、鉛直落下（溶接部）及び斜め落下試験を行った。

その結果、ライニングの最大減肉量は、鉛直落下で約0.6mm、鉛直落下（溶接部）で約0.7mm及び斜め落下で約1.0mmであった。また、落下試験後のライニングに対する浸透探傷検査の結果、クラック等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

下表に落下物重量、落下高さ及び位置エネルギーをまとめる。

実機に比べ模擬燃料集合体落下試験条件の方が位置エネルギーが大きく、そのため落下物がライニングに衝突する際のエネルギーも大きくなることから、試験結果は安全側であると評価できる。

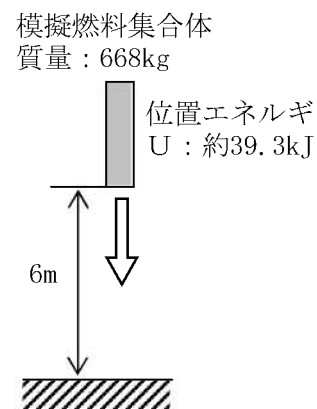


図 気中落下試験

第 1 - 1 表 落下物重量と落下高さ

		落下物重量		落下高さ (H)	位置エネルギー (E)	備 考
		気中 (Ma)	水中 (Mw)			
実機	17×17型 ステップ1	[Redacted]	[Redacted]	4.9m	[Redacted]	位置エネルギー $E = g \cdot Mw \cdot H$ [ここで、 g : 重力加速度 Mw : 落下物質量 H : 落下高さ]
	17×17型 MOX			4.9m		
	14×14型 ステップ1			4.9m		
	14×14型 ステップ2			4.9m		
模擬燃料集合体		668kg (気中実測値)		6 m	約39.3kJ	水中重量 $Mw = Ma - \rho \cdot V$ [ここで、 Ma : 実機重量 (気中) ρ : 水密度 V : 実機体積]

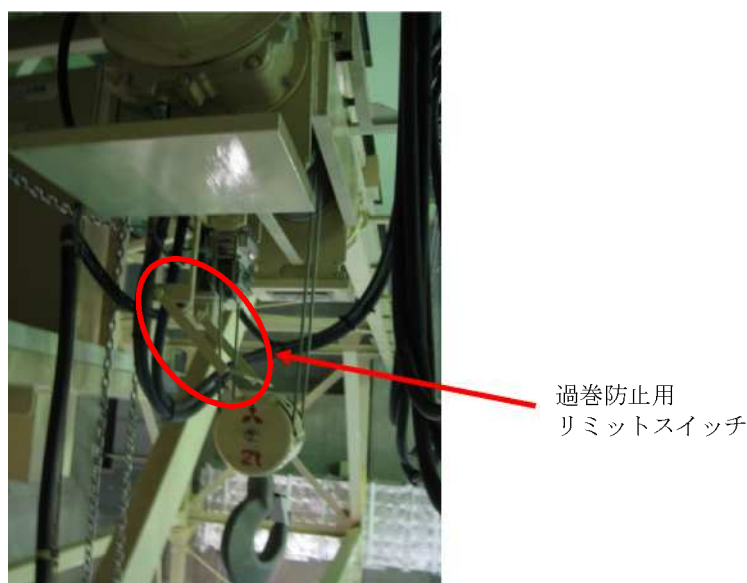
枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

使用済燃料ピットクレーンの誤操作時における吊荷への影響について

クレーンの運転操作において、ホイストの巻き速度は2段速度となっており、操作開始時の初期速度は2.0m/min程度と非常に遅く、また、走行においても初期速度は0.6m/min程度であるため、万一誤操作を行ったとしてもクレーン運転及び停止時の吊荷の振れは数センチ程度であることから、吊荷への影響はない。また、ホイストの横行についてもチェンブロックを手動にて操作するため、吊荷の振れは数センチ程度であることから、吊荷への影響はない。

クレーンフックについては外れ止めがついており、吊荷の振れによるクレーンフックからの脱落を防止している。

また、ホイストには過巻防止用のリミットスイッチが設けられており、過巻による吊荷の落下を防止している。



第2-1図 過巻防止用リミットスイッチ

クレーン運転操作時においては、作業責任者及び玉掛け作業者が移動方向を声出しして指示するとともに、クレーン操作者は操作ボタンを指差呼称にて確認して操作している。また、クレーン運転操作時には吊荷の急激な荷重変動がないことを監視している。

以上より、使用済燃料ピットクレーンの誤操作による吊荷の落下を防止するとともに、誤操作の防止に努める運用を行っていることから、誤操作により吊荷が落下するおそれはない。

評価フロー I における抽出物の詳細

3.4 重量物の評価結果（リラッキング工事資機材）【リラッキング工事資機材のうち使用済燃料燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表】に示す「評価フロー I」の抽出物について、詳細を以下の表に整理する。

番号	評価フロー I		詳細
	抽出物		
1	仮設クレーン		同 左
2	仮設クレーン使用中吊荷		ラック吊具、ラック、テストウェイト、ラックセル、振れ止めワイヤ、工具類（伸縮ポール含む）
3	SFPクレーン使用中吊荷		工具類（伸縮ポール含む）、案内ガイド
4	仮設クレーン／使用済燃料ピットクレーンにて取り扱う設備	水中放電切断装置	放電電源、整流器、空配盤、放電制御盤、工具制御盤、切替セレクタ、TVモニタ、水中カメラコントローラ、水中照明コントローラ、バキュームユニット
5		ボルト穴あけ工具	制御盤、TVモニタ、空水圧ユニット、水中カメラコントローラ、水中照明コントローラ
6		工具電源盤	同 左
7		工具分電盤	同 左
8		エアヘッド	同 左
9	工具類		ロッドツール、水中除染工具、トルク竿、ボルト穴あけ工具、コア回収工具、放電作業工具、清掃工具、シム除去工具、サポートストラクチャ位置決め工具、レベルングスクリュア調整工具、レベル計測工具、ボルト穴計測工具、接続板案内工具、ボルト締結工具、ラックセル水中据付工具、ラックセル据付高さ計測工具、ラックセル浮上り防止板締付け工具
10	SFP周りで使用する撤去・設置作業関係	伸縮ポール	同 左
11		排水処理設備	同 左
12		ラック仮置台	同 左
13		案内ガイド	同 左
14		振れ止めワイヤ	同 左
15	解体作業関係資機材		気中除染装置、除染槽、アセンブリ解体・細断用プラズマ切断機、ハンドリングクレーン、グリーンハウス

玄海原子力発電所3号炉

使用済燃料ピットの未臨界性 について

玄海 3 号炉通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価

(1) 評価方針

使用済燃料ピットは、通常運転時において冠水状態が確保されることにより、使用済燃料ピットの冷却及び放射線の遮蔽が維持される。

通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価は、使用済燃料ピット内に燃料が満たされた場合の純水冠水状態で実効増倍率の計算を行い、臨界に達することのないことを確認する。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コード KENO-VI を内蔵した SCALE Ver.6.0 を使用した。その計算フローを第 1 図に示す。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙 1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(2) 計算方法

a. 計算体系

計算体系は垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。評価対象ピットは、最も貯蔵容量の大きい A-1 ピット（B-1 ピットの貯蔵容量と同数で 420 体）とする。また、垂直方向は上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mm のコンクリートとして評価する。

水平方向はピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、垂直方向上部と同様に 300 mm の水反射と仮定する。

未臨界性評価の計算体系を、第 2 図、第 3 図及び第 4 図に示す。

b. 計算条件

評価の計算条件は以下のとおりである。

(a) 燃料は全て新燃料として評価する。

(b) ウラン新燃料の濃縮度は、約 4.10wt%に濃縮度公差を見込み ± 0.1 wt%とする。なお、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットは共用化により玄海 4 号炉の 17×17 型ウラン燃料も貯蔵される。

(c) MOX 新燃料は核分裂性プルトニウム割合が約 68wt%となる代表組成を想定する。この場合、約 4.1wt%濃縮ウラン相当となる MOX 燃料のプルトニウム含有率は約 9wt%であるが、燃料材最大 Pu 含有率 13wt%に余裕を見込み 14wt%とする。さらに、 ^{241}Pu から ^{241}Am への壊変は無視し、 ^{241}Am についてはすべて ^{241}Pu とする。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

- (d) 燃料タイプ（ウラン燃料、MOX 燃料）に応じて使用済燃料ピット内を 2 つの領域にわけ、それぞれの領域でウラン燃料及び MOX 燃料を貯蔵することを想定する。
- (e) 燃料有効長は、公称値 3,648mm から延長し、3,660mm とする。
- (f) 使用済燃料ラックセルの材料であるボロン添加ステンレス鋼のボロン添加量は公差の下限値である 0.95wt% とする。
- (g) 使用済燃料ラックの厚さは中性子吸収効果を少なくするため、下限値の \square mm とする。
- (h) 使用済燃料ピット内の水は純水とする。

また、以下の計算条件は公称値を使用し、正負の製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するもの（以下「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。）である。なお、製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には、ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。

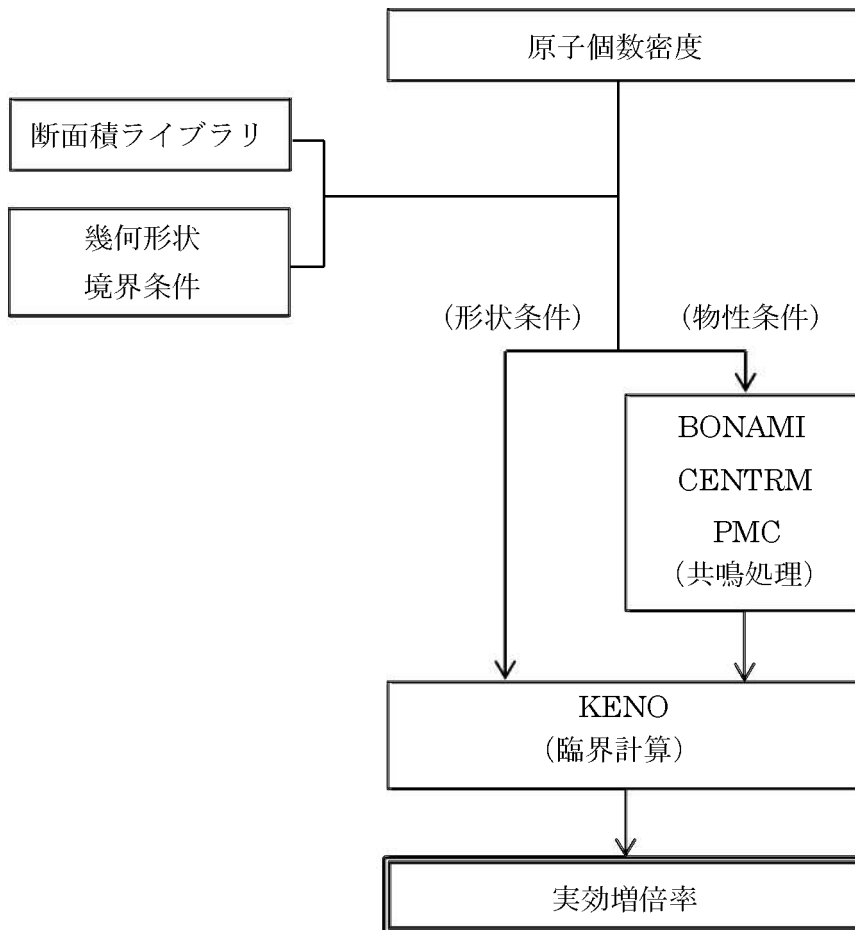
- (i) ラックの中心間距離
- (j) ラックの内径
- (k) ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）
- (l) 燃料材の直径及び密度
- (m) 燃料被覆材の内径及び外径
- (n) 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

本計算における基本計算条件を第 1 表、第 2 表及び第 3 表に、不確定性評価の考え方及び評価結果について添付資料 1 に示す。

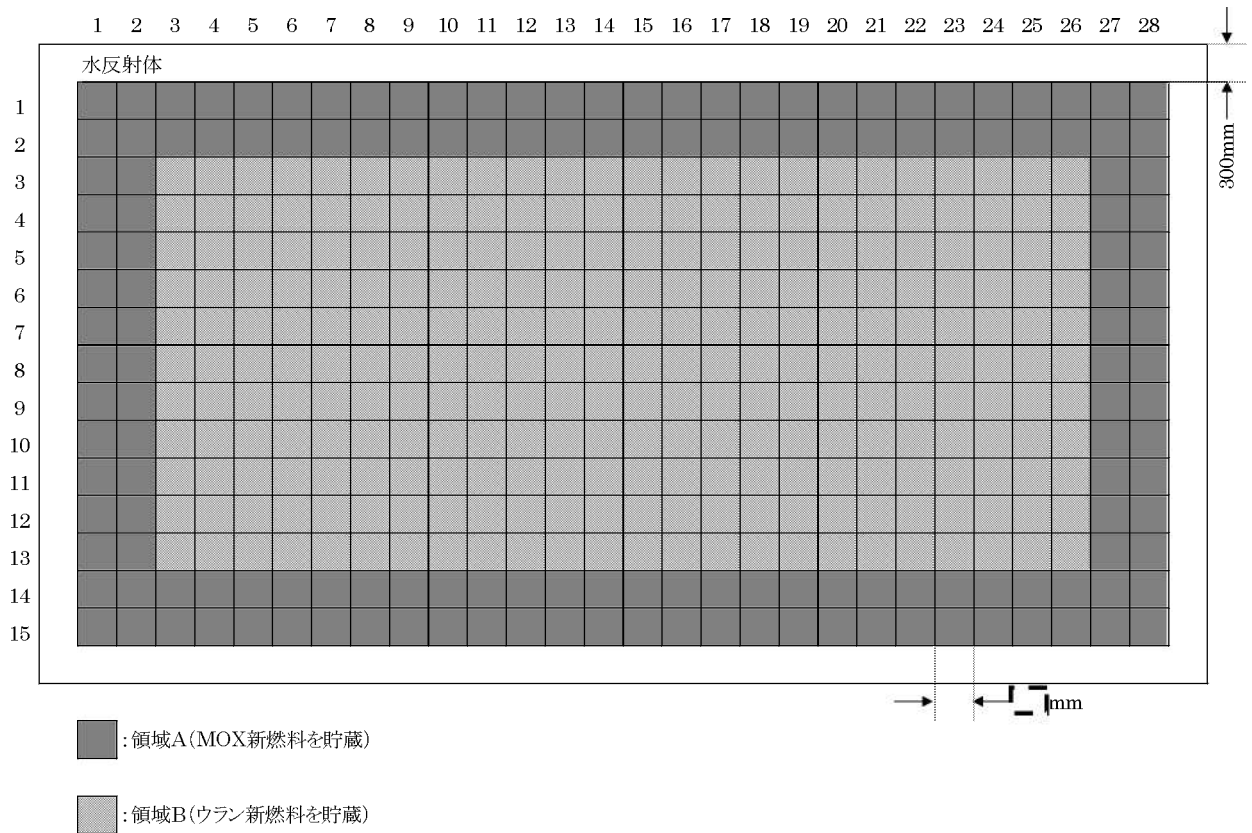
(3) 計算結果

使用済燃料ピットの未臨界性評価結果を第 4 表に示す。実効増倍率は 0.9144 となり、これに不確定性 0.0181 を考慮しても 0.933 となり、実効増倍率 0.98 以下を満足している。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

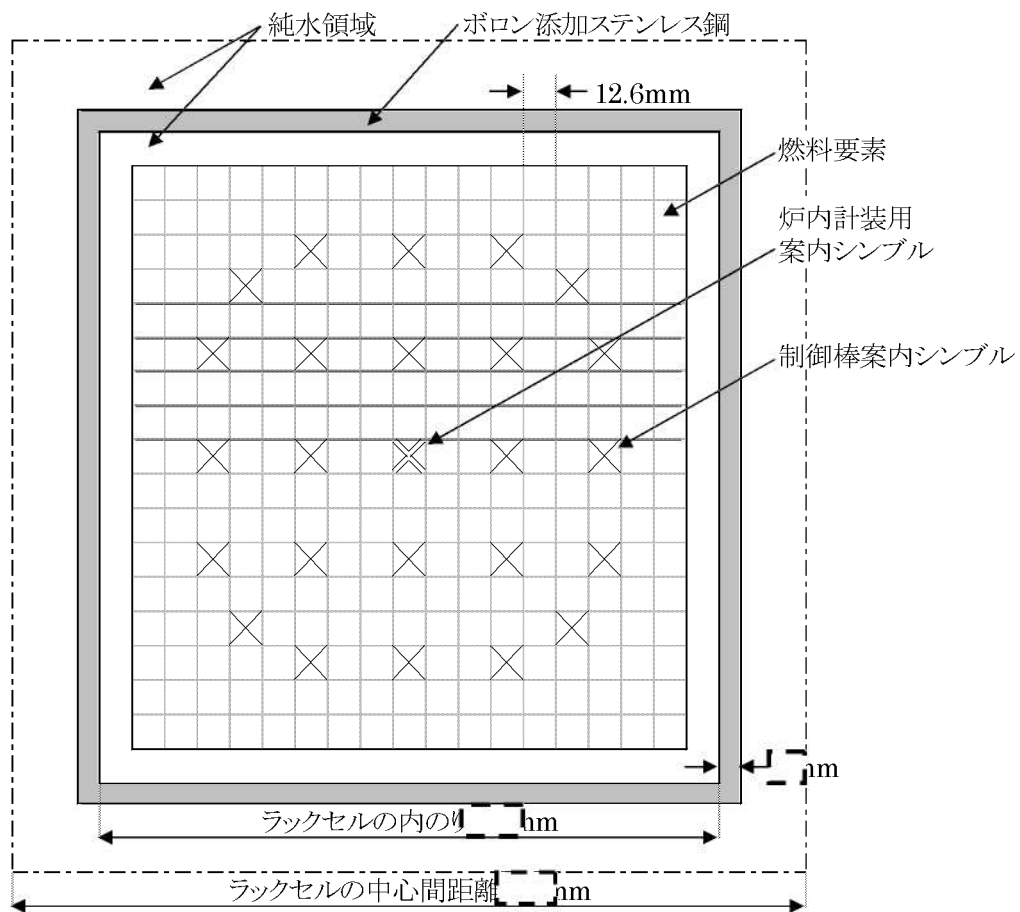


第1図 計算フロー



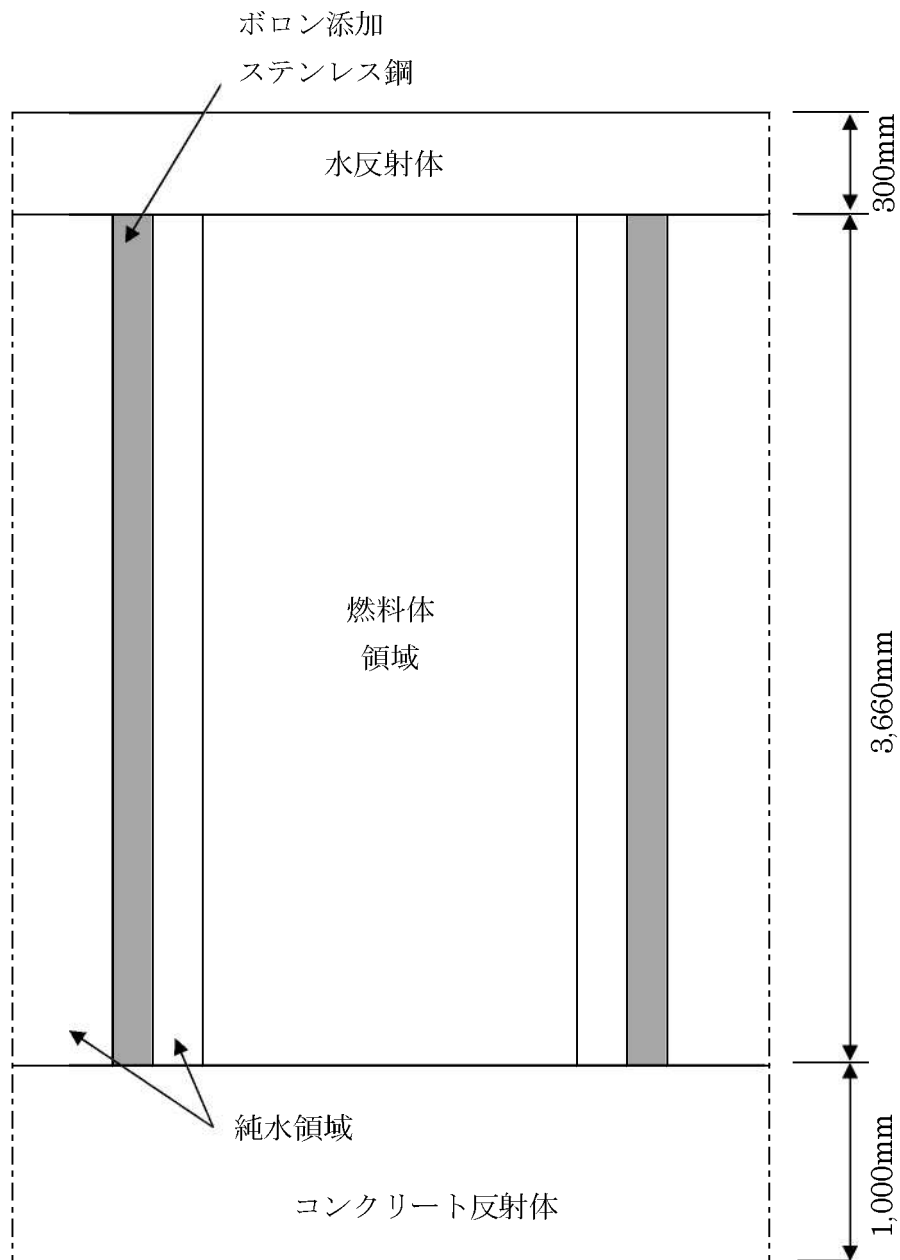
第2図 通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系
（水平方向、A-1ピット全体）

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第3図 通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系（水平方向、燃料体部拡大）

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第4図 通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系（垂直方向）

第 1 表 未臨界性評価の基本計算条件（ウラン燃料仕様）

		計算条件	備 考
燃料体		17×17 型ウラン燃料	—
²³⁵ U 濃縮度		4.10wt%	4.10wt%に濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度		理論密度の 95%	(注)
燃料材直径		8.19mm	(注)
燃料被覆材	内径	8.36mm	(注)
	外径	9.50mm	(注)
燃料要素中心間隔		12.6mm	(注)
燃料有効長		3,660 mm	公称値 3,648mm を延長
貯蔵領域	領域 B	新燃料	—

(注) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第 2 表 未臨界性評価の基本計算条件 (MOX 燃料仕様^(注1))

		計算条件	備 考
燃料体		17×17 型 MOX 燃料	—
Pu 組成		代表組成	下表のとおり
Pu 含有率		14 wt%	(注 2)
貯蔵領域	領域 A	新燃料	—

(注 1) 燃料材密度、燃料材直径、燃料被覆材内径・外径、燃料要素中心間隔、燃料有効長については、第 1 表に記載のウラン燃料仕様と同様


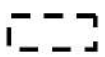

(注 2) 代表組成を用いた場合の Pu 含有率約 9wt% (約 4.1wt%濃縮度ウラン相当) に対し、Pu 含有率に余裕を含め設定

代表組成

Pu 組成(wt%)					
²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	²⁴¹ Am
1.9	57.5	23.3	10.0 (11.9)	5.4	1.9 (0)

()内は未臨界性評価に用いた値

第3表 通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価の基本計算条件（ピット仕様等）

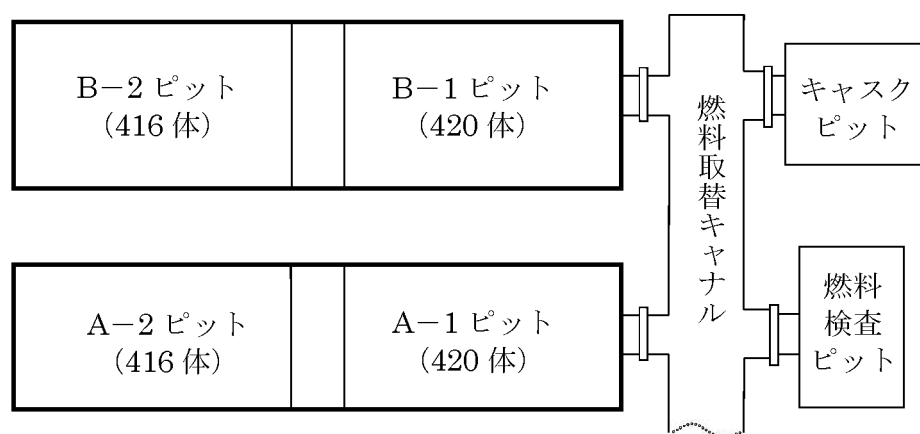
	計算条件	備考
使用済燃料ピット内の水分条件	純水	溶存するほう素は考慮しない
水密度	1.0g/cm ³	—
ラックタイプ	キャン型	—
ラックの中心間距離		(注)
材 料	ボロン添加ステンレス鋼	—
厚 さ		中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用
内のり		(注)

(注) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

第4表 通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価結果

	評価結果 ^(注)	評価基準
実効増倍率	0.933 (0.9144)	≤0.98

(注) 不確定性を含む。()内は不確定性を含まない値。



第5図 使用済燃料ピット配置図

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価における不確定性の考え方及び評価結果

玄海 3 号炉の使用済燃料ピットで、通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価において考慮すべき不確定性として考えられるのは、以下のとおりである。

- ① 通常運転時（冠水状態）を想定した解析モデルに係る不確定性
- ② 臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）
- ③ 製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）

上記のうち、「①通常運転時（冠水状態）を想定した解析モデルに係る不確定性」として考えうる項目は、使用済燃料ピット内の水分雰囲気、ほう素濃度条件及びピットの構造物条件が挙げられる。

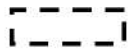
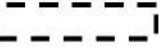





ピット内の水は純水として評価し、ほう素は考慮しない。また、上下部及び側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は、十分な中性子反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である **300 mm** の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、**1,000 mm** のコンクリートとして評価する。側面も上部と同様に **300 mm** の水反射と仮定する。以上より、①に係る不確定性については、使用済燃料ピットで通常運転時（冠水状態）を想定した際に現実的に生じうる状態を十分に包絡できる設定としている。

一方で、「②臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）」については、別紙 1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示されるとおり、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施し、臨界計算に考慮すべき平均誤差、及び標準偏差を適切に評価し、不確定性として考慮する。

また「③製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）」については、燃料製作公差、ラック製作公差及びラックセル内での燃料体等の偏りについて考慮する。

上記より、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットで通常運転時（冠水状態）に考慮すべき不確定性は②及び③であり、不確定性の合計（ ϵ ）は、上述の各項目の独立性のもと、二乗和平方根により求める。SCALE システムを用いた未臨界性評価に考慮すべき不確定性は第 1-1 表に示すとおり **0.0181** となる。

第 1-1 表 玄海 3 号炉通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価における
不確定性評価結果（水密度 1.0g/cm³）

臨界計算上の不確定性評価項目				不確定性	
計算コードの 不確定性	平均誤差		δk	0.0013 (注1)	
	95%信頼度×95%確率		ϵ_c	0.0104 (注2)	
				不確定性	入力値 (注3)
製作公差に基づく 不確定性	計算体系を 第 1-1 図に 示す。(注4)	ラックの内り公差	ϵ_w	0.0085	
		燃料製作公差	ϵ_r	0.0059	—
		—燃料材直径	ϵ_d	0.0024	
		—燃料材密度	ϵ_l	0.0036	
		—被覆材内径	ϵ_{cr}	0.0013	
		—被覆材外径	ϵ_{cd}	0.0031	
		—燃料体外寸	ϵ_a	0.0022	
	計算体系を 第 1-2 図に 示す。	ラックの中心間距離公差	ϵ_p	0.0072 (注5)	
		ラック内燃料偏心	ϵ_f	0.0035 (注6)	—
統計誤差			σ	0.0005	
不確定性合計 (注7)			ϵ	0.0181	

(注 1) 国際的に臨界実験データを評価収集している OECD/NEA による INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS に登録されている MOX 燃料に係る臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

(注 2) 上記の臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ（95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮）。

(注 3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

(注 4)

(注 5)

(注 6)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

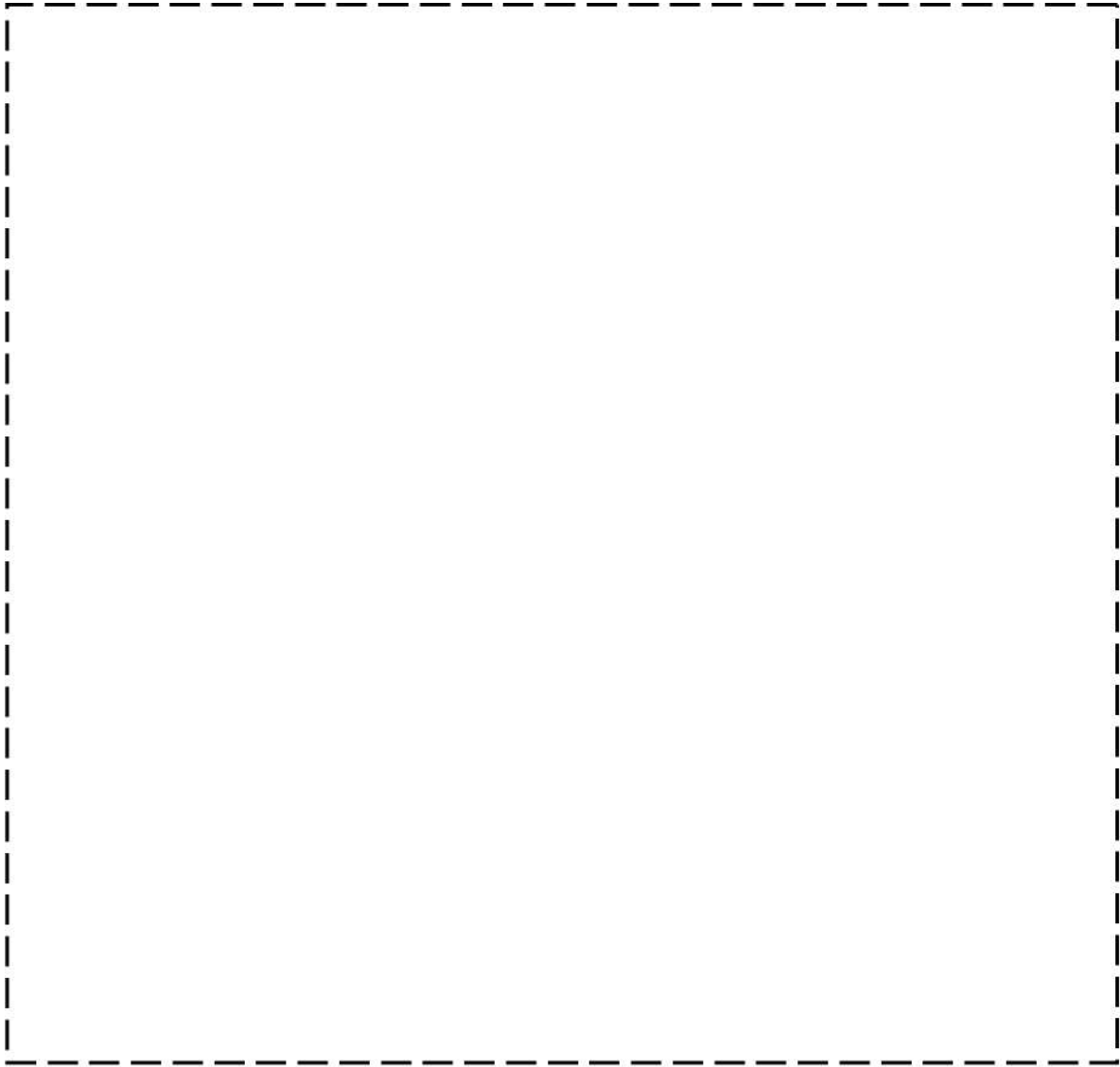
(注7) 設計上の不確定性 (ε) については、以下のとおり評価する。

- ・ 計算上の不確定性のうち平均誤差 (δk) は、評価値のバイアスとして別に考慮する。
- ・ 計算上の不確定性のうち 95%信頼度×95%確率 (ε_c) は、臨界実験ベンチマーク解析による評価値の平均値からのばらつきであり、コードへの入力条件である製作等に関わる不確定性とは独立である。
- ・ 製作等に関わる不確定性 (ε_p 、 ε_f 、 ε_w 、 ε_r) はそれぞれ独立である。
これらのうち互いに独立である ε_c 、 ε_p 、 ε_f 、 ε_w 、 ε_r を二乗和の平方根で処理し、これに δk を加える。なお、ANSI/ANS-8.17(2004)において、互いに独立な不確定性を二乗和の平方根で処理してよいことが示されている。

評価上の不確定性は、上記に基づき下式より求めた不確定性合計 (ε) を考慮する。




枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第 1-1 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第 1-2 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

計算機プログラム(解析コード)の概要

目 次

	頁
1. はじめに	16 条-別添 2-17
2. 解析コードの概要	16 条-別添 2-18
2.1 SCALE	16 条-別添 2-18

1. はじめに

本説明書は、使用済燃料ピットの未臨界性評価において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 SCALE

項目 \ コード名	SCALE
開発機関	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)
開発時期	2009 年
使用したバージョン	6.0
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
コード概要	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算のCSAS6モジュールを用い、モンテカルロコードとしてKENO-VI、断面積ライブラリはENDF/B-VIIベースの238群ライブラリを使用している。
検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)	<p>今回の解析は、モンテカルロコードを用いた使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価である。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none">・コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none">・ OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 (INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS September 2010 Edition (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、国内 PWR の新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した 147 ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もない。

検証(Verification)及び
妥当性確認(Validation)

・ベンチマーク解析において、軽水減速体系の臨界実験データ及びボロン添加ステンレス板を含む体系の臨界実験データ、更に MOX 燃料を用いた臨界実験データを使用した解析結果から、臨界計算に考慮すべき平均誤差及びその不確かさを適切に評価している。

2.1.1 SCALE の解析手法について

(1) 概 要

SCALE は、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算の CSAS6 モジュールを用い、モンテカルロ法に基づく 3次元輸送計算コードとして KENO-VI、断面積ライブラリは、ENDF/B-VIIベースの 238 群ライブラリを使用している。

(2) 特 徴

- ① 米国 NRC により認証された標準解析コードであり、国内外の臨界解析の分野で幅広く使用されている。
- ② 燃料及び構造材の材質組成と幾何形状を与えることにより、断面積作成から実効増倍率評価まで一連の解析を実行できる。
- ③ 3次元輸送計算コードであり、複雑な幾何形状における臨界計算が可能である。

(3) 解析手法

本解析で用いた臨界計算の CSAS6 モジュールについて、以下に示す。

(3)–1 BONAMI

BONAMI コードは、バックグラウンド断面積と領域の温度から、自己遮蔽因子を内挿し、多群実効断面積を作成する。BONAMI コードは、非分離共鳴エネルギー領域に適用する。作成された多群実効断面積は、CENTRM コードにおける中性子スペクトル計算に使用される。

(3)–2 CENTRM

CENTRM コードは、セル形状をモデル化して連続エネルギーの中性子スペクトルを求める。CENTRM コードは、分離共鳴エネルギー領域に適用する。

(3)–3 PMC

PMC コードは、CENTRM コードにより作成された連続エネルギーの中性子スペクトルを用いて連続エネルギーの断面積を多群に縮約し、分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積を作成し、BONAMI で評価された非分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積と組み合わせる。

(3)–4 KENO-VI

KENO-VI は、ORNL で開発された多群モンテカルロ臨界計算コードであり、複雑な体系の中性子増倍率の計算を行うことができる。

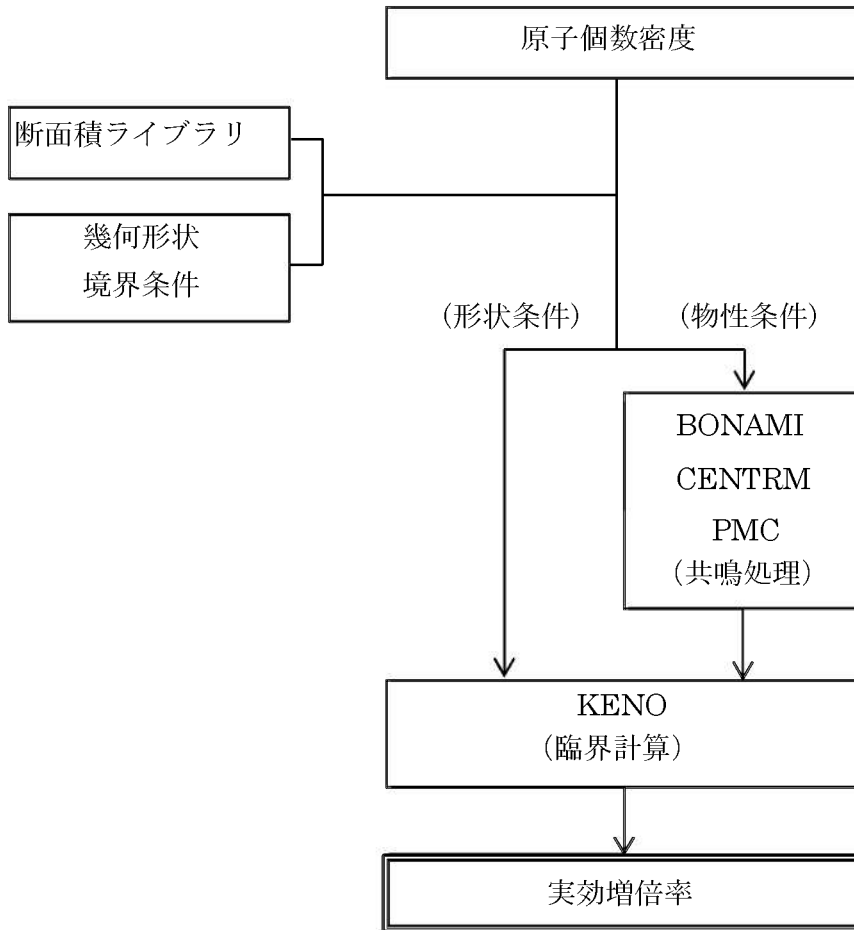
本コードでは、体系内の一つ一つの中性子の振舞いを追跡し、核分裂によって発生する中性子数 F 、吸収されて消滅する中性子数 A 、体系から漏えいする中性子数 L を評価し、次式により実効増倍率 k_{eff} を算出する。

$$k_{\text{eff}} = \frac{F}{A + L}$$

(4) 解析フローチャート

本計算機コードの解析フローチャートを第 1 図に示す。

なお、今回の解析で使用する **SCALE** の機能は、臨界計算であるため、第 1 図の解析フローチャートは、臨界計算の **CSAS6** モジュールについて記載している。



第 1 図 解析フローチャート

(5) 検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)

(5)－1 バージョン・使用目的

今回の解析に用いた解析コード(SCALE)のバージョン、件名及び解析方法を第1表に示す。本解析に係る検証及び妥当性確認の内容を(5)－2 及び(5)－3 に示す。

第1表 使用件名

解析 No.	使用バージョン	件名
1	6.0	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価

(5)－2 検証(Verification)

コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認した。また、本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認した。

(5)－3 妥当性確認(Validation)

OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集
〔INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY
SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS〕September 2010 Edition
(OECD/NEA))に登録されている臨界実験から選定した 147 ケースのベンチマーク解析 (以下「ベンチマーク解析」という。) を実施した。ベンチマーク解析を行うにあたっては、国内 PWR の燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲を包含する範囲を整理し、臨界実験を選定した。選定した結果を第2表に示す。

ベンチマーク解析の結果得られた実効増倍率及び標準偏差並びに各実験の実効増倍率測定値及び実験誤差を用いて、ラック体系の未臨界性評価に用いる

SCALE6.0 システムの平均誤差($1-k_c$)及び不確かさ(Δk_c)をウラン燃料を対象と

した場合と MOX 燃料を対象とした場合のそれぞれについて導出した結果を第3表に示す。表に示すとおり、ウラン燃料を対象とした場合の SCALE6.0 システムの平均誤差は 0.0007、不確かさは 0.0065 であり、MOX 燃料を対象とした場合の SCALE6.0 システムの平均誤差は 0.0013、不確かさは 0.0104 となった。

上記のベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析結果の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もないため、本コードを使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に用いることは妥当である。

第2表 選定したパラメータ範囲（製作公差を含まない）

項目	単位	燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲		選定した臨界実験のパラメータ範囲		
		MIN	MAX	MIN	MAX	
燃料	ウラン燃料 ²³⁵ U濃縮度	wt%	1.60	4.80		
	MOX燃料 Pu含有率	wt%	5.5	10.9		
	燃料材径	mm	8.19	9.29		
	燃料要素径	mm	9.5	10.72		
	被覆材 材質	—	ジルコニウム合金			
	燃料要素ピッチ	mm	12.6	14.3		
	燃料体内の減速材体積 ／燃料体積	—	1.88	2.00		
	燃料要素 配列条件	—	正方配列			
体系条件	—	燃料体配列体系				
減速材	減速材	—	無／軽水			
	減速材密度	g/cm ³	0	約 1.0		
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0	4400 以上		
ラックセル	ラックセル材質	—	無／SUS／B-SUS			
	SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%	0	1.05		
反射体	反射体 材質	—	軽水 ／コンクリート			

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第3表 SCALE6.0 システムの平均誤差及び不確かさ

条件	計算コード	SCALE6.0 システム (KENO-VI)	
	断面積ライブラリ	ENDF/B-VII 238 群	
	対象燃料	ウラン燃料	MOX 燃料
	ベンチマークケース数	□□	□□
評価 結果	平均誤差($1-k_c$)	0.0007	0.0013
	加重平均実効増倍率 ($\overline{k_{eff}}$)	0.9993	0.9987
	不確かさ($\Delta k_c = U \times S_p$)	0.0065	0.0104
	信頼係数(U) (注1)	□□□	□□□
	$\overline{k_{eff}}$ の不確かさ (S_p)	□□□□	□□□□

(注 1) ベンチマーク解析ケース数に対する 95%信頼度・95%確率での信頼係数

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

玄海 3 号炉通常運転時（冠水状態）の使用済燃料ピットの未臨界性評価にかかる
補足説明資料

補足説明資料目次

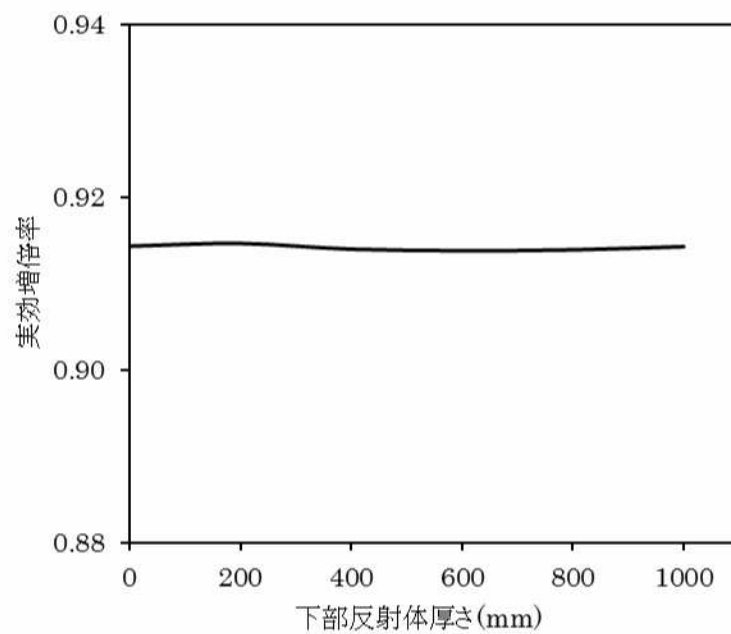
1. 通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の
考え方
..... 16 条-別添 2-29

1. 通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方

通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価における燃料体上下部の計算体系は、有限の体系とし、以下のとおり設定している。

通常運転時（冠水状態）の燃料有効長上下部付近は冠水状態となっており、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子の反射効果が飽和する厚さ）となる反射体を仮定して解析を実施している。

具体的には、燃料体等の上下部構造物、ラックの支持脚等及び使用済燃料ピット下部コンクリートのライニングは SUS 材で構成されており、上記で考慮した反射体と比較して反射効果は小さく、中性子吸収材として働くため計算体系上は無視している。その上で、上部については、臨界安全ハンドブック第 2 版（JAERI-1340 日本原子力研究所 1999.3）において、20cm 以上の厚さがあれば十分な反射体厚さ（その厚さの反射体を考慮した場合の実効増倍率と厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率がほぼ同等となる場合の反射体厚さ（実効増倍率が同等となる場合とは、両者の実効増倍率の差が厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率に対して $10^{-3}\Delta k/k$ 以下となる厚さ））であるとされており、これを包絡する値として厚さ 300mm の水反射体としている。また、下部については、厚さ 1,000mm のコンクリート反射体とした。厚さ 1,000mm のコンクリート反射体の妥当性については、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットにおける通常運転時（冠水状態）の未臨界性評価を実施した評価モデル（水密度 1.0g/cm^3 ）での下部コンクリートの感度評価結果（第 2-1 図）により、下部コンクリートは十分な厚さが設定されていることを確認している。



第2-1図 玄海3号炉 SFP における下部コンクリート厚さの感度評価結果
(通常運転時 (冠水状態))

リラッキング前後の使用済燃料ピット未臨界性評価における評価条件について

玄海 3 号炉の使用済燃料ピット未臨界性評価にあたり、リラッキング前後の評価条件の比較を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 玄海 3 号炉使用済燃料ピット未臨界性評価の評価条件

申請時期 項目		変更前 (リラッキング前)	変更後 (リラッキング後)	備考
16条 (DB)	燃料 及び 計算体系	ウラン新燃料 (^{235}U 濃縮度 $\square\square\text{wt}\%$) のみの無限配列体系	ウラン新燃料 (^{235}U 濃縮度 $\square\square\text{wt}\%$) 及びMOX 新燃料が混在した有限配列 体系 (領域管理)	※1
	ラック 材料	ステンレス鋼	ボロン添加ステンレス鋼	—
	計算 コード	PHOENIX-P (2次元多群燃料集合体 輸送計算コード: 核定数算出)、 HIDRA (2次元2群拡散計算コード)	SCALE (3次元モンテカルロ計算コ ード)	—
(参考) 54条 (SA)	燃料 及び 計算体系	ウラン燃焼燃料 (^{235}U 濃縮度 $\square\square\text{wt}\%$ 、燃焼度 20GWd/t) 及び MOX 新燃料が混在した有限配列体系 (領域管理)	ウラン新燃料 (^{235}U 濃縮度 $\square\square\text{wt}\%$) 及びMOX 新燃料が混在した有限配列 体系 (領域管理)	※2
	ラック 材料	ステンレス鋼	ボロン添加ステンレス鋼	—
	計算 コード	PHOENIX-P (2次元多群燃料集合体 輸送計算コード: 燃焼燃料の核種組成 計算)、 SCALE (3次元モンテカルロ計算コ ード)	SCALE (3次元モンテカルロ計算コ ード)	※2

※1 変更前は建設時より ^{235}U 濃縮度約 4.1wt%に余裕と濃縮度公差を見込み ^{235}U 濃縮度 $\square\square\text{wt}\%$ として未臨界性評価を実施していた。変更後は重大事故等 (SA) 時においても臨界とならないことを確認するべく、 ^{235}U 濃縮度約 4.1wt%に濃縮度公差を見込み ^{235}U 濃縮度 $\square\square\text{wt}\%$ とした。

※2 変更前のラックでは、臨界を防止できることをあらかじめ確認している条件として 20GWd/t の燃焼度のウラン燃焼燃料を含む評価体系としている。変更後のラックでは、臨界を防止できることをあらかじめ確認している条件としてウラン燃焼燃料を含まない評価体系としている。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料ピットの冷却能力について

目 次

1. 概 要
2. 評価基準
3. 使用済燃料ピット内の使用済燃料による熱負荷及び使用済燃料ピット水平平均温度の評価方法
 - (1) 熱負荷の算出条件及び結果
 - (2) 使用済燃料ピット水平平均温度の計算方法及び結果
4. 評価結果

別紙1 評価基準温度の設定の考え方

別紙2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の使用済燃料ピット水浄化能力について

別紙3 評価コードの概要

1. 概要

今回、玄海原子力発電所3号炉の使用済燃料ピットの貯蔵能力増強並びに3号及び4号炉との共用化を計画している。これにより、崩壊熱の評価内容が変更となることから、玄海原子力発電所3号炉の冷却能力を評価し、新規制基準への適合状況について確認した。

2. 評価基準

使用済燃料ピット水平平均温度は、想定される最大の熱負荷（崩壊熱）を考慮しても、通常運転時で52℃以下、使用済燃料ピットポンプ1台運転時でも65℃以下とする。これらの温度設定の考え方については、別紙1に示す。

なお、熱負荷の算出にあたっては、FP^{*}) 崩壊熱を日本原子力学会（AESJ）推奨値を使用して求め、アクチノイド核種の崩壊熱をORIGEN2コードにより求めた。評価コードの概要については、別紙2に示す。

*) FP : Fission Products (核分裂生成物)

3. 使用済燃料ピット内の使用済燃料による熱負荷及び使用済燃料ピット水平平均温度の評価方法

(1) 熱負荷の算出条件及び結果

3号炉使用済燃料ピット内の使用済燃料による熱負荷は、以下の条件とする。

- ・使用済燃料ピットの熱負荷としては、燃料取替えのために3号炉の原子炉から使用済燃料ピットに取り出した燃料（3/3 炉心分）から発生する崩壊熱と、当該燃料より過去の燃料取替えで取り出された燃料から、使用済燃料ピットの共用条件及びプラントの運転期間を踏まえ、崩壊熱の高い順に使用済燃料ピットが満杯になるまで貯蔵した31サイクル分のMOX使用済燃料、12サイクル分のウラン使用済燃料並びに4号炉から移送されてきた使用済燃料（7/3炉心分）から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取出し直後の状態を考慮する。
- ・3号炉で1サイクルに使用される全炉心燃料のうちの1/4がMOX燃料であるとし、施設定期検査ごとに1/3 炉心分が使用済燃料ピットに取り出される

ものとする。また、4号炉からは7年冷却の使用済燃料が14ヶ月毎に1/3炉心分の頻度で移送されるものとする。

- ・3号炉の1サイクルの運転時間は13ヶ月とするが、MOX使用済燃料、ウラン使用済燃料の燃焼度は、それぞれ保守的に設計上の最高燃焼度である45,000 MWd/t (MOX燃料)、48,000 MWd/t (ウラン燃料) とする。また、

4号炉から移送される使用済燃料についても、1サイクルの運転時間は13ヶ月とするが、燃料集合体の燃焼度は、それぞれ設計上の最高燃焼度である48,000MWd/tとする。

- ・原子炉を停止してから使用済燃料ピットへの使用済燃料の取出しが完了するまでの期間は、(施設) 定期検査の主要工程及び実績を踏まえ、8.5日とする。
- ・停止期間は、実績を踏まえて保守的に30日とする。

上記条件に基づく3号炉の使用済燃料ピット内の使用済燃料による熱負荷(崩壊熱)を第1表に示す。また、使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統を第1図及び第2図に示す。

これより、使用済燃料ピット内の使用済燃料による熱負荷の合計が 12.464×10^3 kWであるため、この熱負荷を同じ熱交換能力を持つ2基の使用済燃料ピット冷却器で除熱するのに必要な冷却能力は、 6.232×10^3 (kW/基) 以上となる。

(2) 使用済燃料ピット水平平均温度の計算方法及び結果

(1)にて算出した熱負荷を使用済燃料ピット冷却器2基で冷却したときの使用済燃料ピット水平平均温度は、次式により求める。

$$T_p = T_{ccw} + \frac{Q \times 3,600}{p \times C \times W} \dots \dots \dots \text{式①}$$

T_p : 使用済燃料ピット水平平均温度 (°C)

T_{ccw} : 原子炉補機冷却水温度 (= [])

Q : 使用済燃料ピット冷却器 1 基当たりの熱負荷 (kW)

(= 崩壊熱合計 $12.464 \times 10^3 \text{ kW}$ ÷ 冷却器 2 基)

= $6.232 \times 10^3 \text{ kW}$ / 基

W : 使用済燃料ピット冷却器の使用済燃料ピット水側流量 (kg/h)

通常運転時

= []

使用済燃料ピットポンプ 1 台運転時

= []

p : 使用済燃料ピット冷却器の上記使用済燃料ピット水側流量での温度効率

(-)

通常運転時

= []

使用済燃料ピットポンプ 1 台運転時

= []

C : 冷却水の比熱 (= 4.187 kJ/kg・°C)

式①にそれぞれの値を代入すれば、使用済燃料ピット水平平均温度を求めることができる。

・ 通常運転時

$$T_p = T_{ccw} + \frac{Q \times 3,600}{p \times C \times W} = [] + \frac{6.232 \times 10^3 \times 3,600}{[] \times 4.187 \times []} \doteq 51.9^\circ\text{C}$$

・ 使用済燃料ピットポンプ 1 台運転時

$$T_p = T_{ccw} + \frac{Q \times 3,600}{p \times C \times W} = [] + \frac{6.232 \times 10^3 \times 3,600}{[] \times 4.187 \times []} \doteq 59.4^\circ\text{C}$$

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

以上より、通常運転時の使用済燃料ピット水平均温度は51.9℃、使用済燃料ピットポンプ1台運転時の使用済燃料ピット水平均温度は59.4℃となる。

参考として、使用済燃料ピット水平均温度の評価に用いた前回申請値と今回申請値の比較を第2表に示す。

4. 評価結果

玄海原子力発電所 3 号炉の使用済燃料ピットの貯蔵能力増強並びに 3 号及び 4 号炉との共用化により、崩壊熱の評価内容が変更となるが、通常運転時及び使用済燃料ピットポンプ 1 台運転時の使用済燃料ピット水平平均温度は第3表のとおりで評価基準温度を満足しており、崩壊熱により燃料体等が溶融することはない。

なお、通常運転時の使用済燃料ピット水平平均温度の評価基準温度（52℃）は、使用済燃料ピット周辺での作業環境上支障のない温度として設定されたものである。

今回の評価では、崩壊熱の算出にあたり、燃料集合体の燃焼度として保守的に設計上の最高燃焼度や、冷却期間についても保守的に短い期間を想定する等の条件としていることから、実際の使用済燃料ピット水温度が52℃を超えることはない。

よって、今回の評価結果（51.9℃）は評価基準温度（52℃）に近い値となっているが、作業環境に影響を与えるものではない。

また、使用済燃料ピットポンプ 1 台運転時の使用済燃料ピット水平平均温度の評価基準温度（65℃）は、コンクリートの健全性確保の観点から設定されたものである。今回の評価結果（59.4℃）は基準を満足しており、崩壊熱により燃料体等が溶融することはない。

以上より、設計基準対象施設としての使用済燃料の冷却能力について、新規制基準に適合していることを確認した。

なお、3 号炉使用済燃料ピット負荷増加前後の原子炉補機冷却水供給温度を第4表に示す。

第1表 燃料取出スキーム（3号炉）停止時

取出燃料	玄海3号機からの発生分				
	冷却期間	UO ₂ 燃料		MOX燃料	
		燃料数 (体)	崩壊熱 (MW)	燃料数 (体)	崩壊熱 (MW)
31サイクル冷却済燃料	31 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.036
30サイクル冷却済燃料	30 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.037
29サイクル冷却済燃料	29 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.037
28サイクル冷却済燃料	28 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.038
27サイクル冷却済燃料	27 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.038
26サイクル冷却済燃料	26 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.038
25サイクル冷却済燃料	25 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.040
24サイクル冷却済燃料	24 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.040
23サイクル冷却済燃料	23 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.041
22サイクル冷却済燃料	22 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.041
21サイクル冷却済燃料	21 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.041
20サイクル冷却済燃料	20 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.042
19サイクル冷却済燃料	19 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.042
18サイクル冷却済燃料	18 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.042
17サイクル冷却済燃料	17 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.043
16サイクル冷却済燃料	16 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.043
15サイクル冷却済燃料	15 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.043
14サイクル冷却済燃料	14 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.044
13サイクル冷却済燃料	13 × (13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁴³	0.044
12サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.036	16 ⁴³	0.044
11サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.037	16 ⁴³	0.045
10サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.038	16 ⁴³	0.045
9サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.040	16 ⁴³	0.047
8サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.042	16 ⁴³	0.047
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.044	16 ⁴³	0.048
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.049	16 ⁴³	0.050
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.055	16 ⁴³	0.052
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.066	16 ⁴³	0.057
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.090	16 ⁴³	0.066
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.141	16 ⁴³	0.093
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁴³	0.267	16 ⁴³	0.181
定検時取出燃料3	8.5日	49 ⁴²	2.352	16 ⁴³	1.112
定検時取出燃料2	8.5日	48 ⁴³	2.165	16 ⁴³	1.064
定検時取出燃料1	8.5日	48 ⁴³	1.992	16 ⁴³	0.948
小計		721	7.414	544	4.669

取出燃料	玄海4号機からの発生分		
	冷却期間	UO ₂ 燃料	
		燃料数 (体)	崩壊熱 (MW)
6サイクル冷却済燃料	7年 + 6 × (13ヶ月+30日)	64 ⁴³	0.048
5サイクル冷却済燃料	7年 + 5 × (13ヶ月+30日)	64 ⁴³	0.049
4サイクル冷却済燃料	7年 + 4 × (13ヶ月+30日)	64 ⁴³	0.051
3サイクル冷却済燃料	7年 + 3 × (13ヶ月+30日)	64 ⁴³	0.053
2サイクル冷却済燃料	7年 + 2 × (13ヶ月+30日)	64 ⁴³	0.056
1サイクル冷却済燃料	7年 + 1 × (13ヶ月+30日)	64 ⁴³	0.059
0サイクル冷却済燃料	7年	64 ⁴³	0.065
小計		448	0.381

崩壊熱合計(MW)	崩壊熱:	12.464 MW
-----------	------	-----------

- * 1 : 玄海3号炉 1/3炉心のうちウラン燃料
- * 2 : 玄海3号炉 全炉心 = 193体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定
- * 3 : 玄海3号炉 1/3炉心のうちMOX燃料
- * 4 : 玄海4号炉 1/3炉心

第2表 使用済燃料ピット水平均温度の評価に使用したパラメータの比較について（3号炉）

3号炉使用済燃料ピット水平均温度評価条件		前回申請値 (MOX燃料申請)	今回申請値 (貯蔵能力増強・共用化)
T_{ccw}	: 原子炉補機冷却水温度	= [] °C	= [] °C
Q	: 崩壊熱合計	= $12.139 \times 10^3 \text{ kW}$	= $12.464 \times 10^3 \text{ kW}$
Q	: 使用済燃料ピット冷却器1基当たりの熱負荷		
	通常運転時		
Q_1	: 既設A使用済燃料ピット冷却器の熱負荷	= $6.070 \times 10^3 \text{ kW}$	= $6.232 \times 10^3 \text{ kW}$
Q_2	: 既設B使用済燃料ピット冷却器の熱負荷	= $6.070 \times 10^3 \text{ kW}$	= $6.232 \times 10^3 \text{ kW}$
	使用済燃料ピットポンプ1台運転時		
Q_1	: 既設A使用済燃料ピット冷却器の熱負荷	= $6.070 \times 10^3 \text{ kW}$	= $6.232 \times 10^3 \text{ kW}$
Q_2	: 既設B使用済燃料ピット冷却器の熱負荷	= $6.070 \times 10^3 \text{ kW}$	= $6.232 \times 10^3 \text{ kW}$
W_1	: 既設A使用済燃料ピット冷却器の使用済燃料ピット水側流量		
	通常運転時	= [] kg/h	= [] kg/h
	使用済燃料ピットポンプ1台運転時	= [] kg/h	= [] kg/h
W_2	: 既設B使用済燃料ピット冷却器の使用済燃料ピット水側流量		
	通常運転時	= [] kg/h	= [] kg/h
	使用済燃料ピットポンプ1台運転時	= [] kg/h	= [] kg/h
P_1	: 既設A使用済燃料ピット冷却器温度効率		
	通常運転時	= []	= []
	使用済燃料ピットポンプ1台運転時	= []	= []
P_2	: 既設B使用済燃料ピット冷却器温度効率		
	通常運転時	= []	= []
	使用済燃料ピットポンプ1台運転時	= []	= []
C	: 冷却水の比熱	= $4.187 \text{ kJ/kg} \cdot \text{°C}$	= $4.187 \text{ kJ/kg} \cdot \text{°C}$
T_p	: 使用済燃料ピット水平均温度		
	通常運転時	= 51.1 °C	= 51.9 °C
	使用済燃料ピットポンプ1台運転時	= 58.4 °C	= 59.4 °C

16 条-別添 3-7

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第3表 3号炉使用済燃料ピット水平均温度の評価結果

	評価結果 (°C)		評価基準温度 (°C)
	変更前* ³⁾	変更後* ³⁾	
通常運転時* ¹⁾ (2系統運転時)	51.1	51.9	≤ 52
使用済燃料ピットポンプ 1台運転時* ²⁾	58.4	59.4	≤ 65

- * 1) 使用済燃料ピットポンプ2台運転、使用済燃料ピット冷却器2基通水。
- * 2) 使用済燃料ピットポンプ1台運転、使用済燃料ピット冷却器2基通水。
- * 3) 「変更前」とはリラッキング前、「変更後」とはリラッキング後。

第4表 3号炉使用済燃料ピット負荷増加前後の原子炉補機冷却水供給温度

項目	変更前* ³⁾	変更後* ³⁾
CCW冷却器全熱負荷 (MW)	15.609* ⁴⁾	15.934
SFP冷却器全熱負荷 (MW)	12.139 (全負荷の約78%)	12.464 (全負荷の約78%)
CCW冷却器全流量負荷 (m ³ /h)	□	□
SFP冷却器全流量負荷 (m ³ /h)	□	□
CCW供給温度 (°C) * ¹⁾ , * ²⁾	□	□

- * 1) 海水温度は設計温度□である。
- * 2) 原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器の運転台数はそれぞれ2台、2基である。
- * 3) 「変更前」とはリラッキング前、「変更後」とはリラッキング後。
- * 4) 設置許可申請の伝熱容量の記載値は、約19.2MWである。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第1図 3号炉使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統図
(使用済燃料ピットポンプ2台運転、使用済燃料ピット冷却器2基通水時)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第2図 3号炉使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統図
(使用済燃料ピットポンプ1台運転、使用済燃料ピット冷却器2基通水時)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

評価基準温度の設定の考え方

1. 2系統運転時における基準温度52℃について

52℃は作業環境上支障のない温度として設定されているものである。国内初期PWRプラントにおいては49℃を採用していたが、BWRプラントにおいて52℃が採用されていること、また、作業環境上支障のない温度としては49℃と52℃で有意な差がないことから、最近のプラントにおいては52℃を採用している。

2. ポンプ1台運転時における基準温度65℃について

65℃はコンクリートの健全性確保の観点から設定しているものである。国内初期PWRプラントにおいては、ASME Sec. III div. 2に基づくWH社自主基準の66℃（150° Fを換算した値）を温度制限値として定めていた。

その後、ASME Sec. III div. 2に基づいて、150° Fを安全側に換算した65℃に温度制限値を変更している。なお、この温度制限値は、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（2003年版）JSME S NE1-2003」（日本機械学会）CVE-3412で使用されているコンクリートの温度制限値と同じ値である。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の使用済燃料ピット水浄化能力について

使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット脱塩塔により使用済燃料ピット中のイオン状不純物を除去する設計としている。

使用済燃料ピット脱塩塔の必要樹脂量は、使用済燃料ピット水中の放射性物質 (Co^{2+}) のイオン濃度によって決定するが、現状の設備の樹脂容量 $2.0\text{m}^3/\text{基} \times 2\text{基}$ は、リラッキング前の必要樹脂量に対し約4倍の余裕を有している。そのため、今回のリラッキングによる貯蔵容量の増加 (1,050体→1,672体：約1.6倍) により、必要樹脂量 (Co^{2+} イオン濃度) が仮に2倍になったとしても、必要樹脂量に対して十分な余裕を有している。

また、使用済燃料ピット脱塩塔の性能が低下した場合には、新樹脂への取替えにて対応することとしている。

なお、玄海3号炉の使用済燃料ピットに貯蔵する玄海4号炉のウラン燃料は、玄海3号炉のウラン燃料と同じ設計であることから、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の共用化による必要樹脂容量への影響はない。

評価コードの概要

アクチニド核種の崩壊熱評価に使用する「ORIGEN2」の概要を下表に示す。

項目 \ コード名	ORIGEN2
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.1 (AUG 1, 1991)
使用目的	使用済燃料貯蔵槽の崩壊熱評価
コードの概要	<p>本計算機コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量ならびに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL3.2 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリ ORLIBJ32 が作成され、1999 年及び 2000 年に公開されている。崩壊熱評価には本ライブラリを使用した。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料貯蔵槽の崩壊熱を、ORIGEN2コードを使用して評価している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ ORIGEN2 コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から崩壊熱等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は燃料組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば崩壊熱評価は可能であり、ORIGEN2 コードは設計基準事象及び設計拡張事象における崩壊熱評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は次のとおりである。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> ・ 米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol.62 (1983 年 9 月) の「ORIGEN2 : A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較、及び、使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・ 日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ32 ライブラリについては、「JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用 ライブラリ : ORLIBJ32」 JAERI-Data/Code 99-003(1999.2)及び「JENDL-3.2 に基づく軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ」 JAERI-Data/Code 2000-036(2000.11)において、核種生成量について照射後試験結果と、ORIGEN2 コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 ・ 三菱重工業 (株) においては「PWR の安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010 改 4 (平成 25 年 7 月) において、照射後試験により得られたアクチニド生成量実測値と ORIGEN2 コードによる計算値の比較により崩壊熱誤差を評価し、ORIGEN2 コードによるアクチニド崩壊熱計算値を 1.2 倍することで実測値が包絡されることの確認を行っている。 ・ 今回の使用済燃料貯蔵槽の崩壊熱評価は上記妥当性確認内容と合致しており、ORIGEN2 コードの使用は妥当である。
--	--

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料ピットへの
燃料集合体落下時の評価について

目 次

1. 概要
2. 3号炉使用済燃料貯蔵設備の4号炉との共用化に係る燃料集合体の落下時の評価について

1. 概要

玄海原子力発電所 3 号炉の使用済燃料貯蔵設備について、今回、4 号炉と共用化する。これに伴い、これまで貯蔵していた使用済燃料とは異なる使用済燃料集合体が搬入される。そのため、3 号炉へ今回搬入されることとなる燃料集合体落下時の放出放射エネルギーの評価を行い、その結果が共用化前の結果に包絡されることを確認することで、設計基準事故である燃料集合体の落下の内容に変更が無いことを確認する。

2. 3号炉使用済燃料貯蔵設備の4号炉との共用化に係る燃料集合体の落下時の評価について

今回、玄海原子力発電所3号炉の使用済燃料貯蔵設備は、4号炉と共用化する。共用化に伴い、3号炉の使用済燃料貯蔵設備に4号炉の使用済燃料集合体（以下「搬入燃料集合体」という。）が搬入されることになる。

このため、3号炉における燃料集合体落下時の放出放射エネルギーの評価を行った。評価結果を以下に示す。

3号炉使用済燃料貯蔵設備の放出放射エネルギーの評価結果

	3号炉燃料集合体の落下	4号炉燃料集合体の落下	備考
解析条件 ①燃料集合体破損割合 ②事故発生時期	0.1体 炉停止100時間後	0.1体 7年冷却後 ¹⁾	1) 構内運搬に伴う冷却期間
放出放射エネルギー ①希ガス [0.5MeV換算]	$4.7 \times 10^{12} \text{Bq}$	$3.9 \times 10^{10} \text{Bq}$	2) 小児実効線量係数換算
②よう素 [I-131等価 ²⁾]	$6.4 \times 10^{10} \text{Bq}$	$2.2 \times 10^5 \text{Bq}$	

以上のとおり、搬入燃料集合体落下時の放出放射エネルギーは、現在の3号炉燃料集合体落下時の評価に包絡されており、3号炉の設計基準事故「燃料集合体の落下」の内容の変更は必要ない。

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料ピットの
遮へい能力について

目 次

1. 概 要

2. 評価基準

3. 玄海3号炉の通常運転時における水深の遮へい能力の評価

(1) 評価条件

(2) 評価方法

(3) 評価結果

別紙1 遮へい設計に用いる設計用線源強度について

別紙2 遮へい能力評価に用いる線量率評価モデルについて

別紙3 リラッキング前後の線量率の評価条件について

別紙4 計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概要

今回、玄海原子力発電所3号炉の使用済燃料ピットの貯蔵能力増強並びに3号及び4号炉との共用化を計画している。これにより、貯蔵される燃料の条件が変更となることから、玄海原子力発電所3号炉の遮へい能力を評価し、新規制基準への適合状況について確認した。

2. 評価基準

通常運転時における水深の遮へい能力に関して、3号炉使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更に伴い、3号炉の使用済燃料ピットの水面並びに遮へい壁のうち隣接する通路側の遮へい壁及び床下について設計用線源強度で線量率を評価し、使用済燃料ピット周辺の基準線量率（遮蔽設計区分（注1）Ⅲ： $\leq 0.15\text{mSv/h}$ ）を満足できることを確認する。

（注1）立入頻度、滞在時間等を考慮し、放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた、遮へい設計のための区分

3. 玄海3号炉の通常運転時における水深の遮へい能力の評価

(1) 評価条件

a. 線量率の計算条件

計算条件は以下のとおりである。

- ① 使用済燃料ピットの水の密度は 0.987 g/cm^3 ^(注1)とする。
- ② 使用済燃料は燃料有効部（ $21.4\text{cm} \times 21.4\text{cm} \times 366\text{cm}$ ）^(注2)を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮へい効果は考慮せず、遮へい能力が構造部材より小さい水とみなす。なお、燃料有効部の自己遮へい効果は考慮する。
- ③ ステンレス鋼製のライニングについては、評価上は鉄とする。また、その遮へい厚さは、公称値 0.45cm からマイナス側許容差 0.08cm を引いた 0.37cm とし、 0.08cm は水とみなす。
- ④ コンクリート壁は鉄筋コンクリートであるが、評価上はコンクリートとし、コンクリート壁の遮へい厚さは、線量率評価では公称値から施工誤差 0.5cm

を引いた値とする。

(注1) 52℃のときの密度。(1999 日本機械学会蒸気表)

(注2) 燃料有効部は、燃料要素のうち、燃料材を含む部分を示す。

b. 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度については、建設時より遮へい計算に使用している線源強度（設計用線源強度）を用いて評価することとする（第1表）。なお、本線源強度は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を含む玄海3号炉で使用する燃料の原子炉停止後100時間（約4日）の線源強度を遮へい壁外における線量率の観点から包絡した、保守的な値であることを確認している。設計用線源強度について確認した結果については別紙1に示す。

第1表 使用済燃料の線源強度^(注3)



(注3) 平成2年10月26日付け2資庁第11480号にて認可された工事計画の添付資料1「生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書」による。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

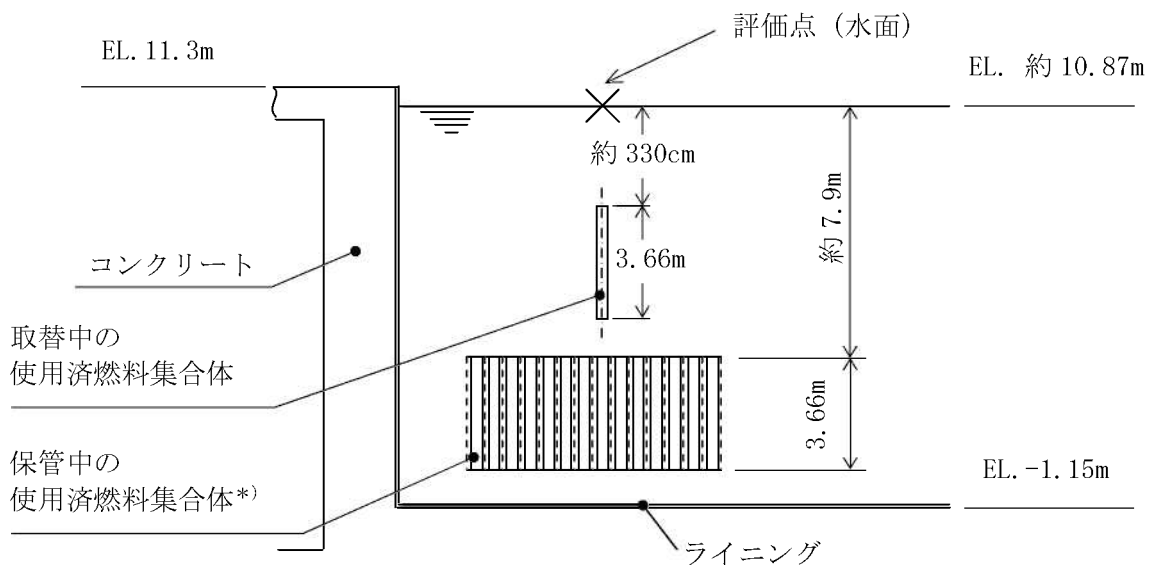
(2) 評価方法

a. 線量率の計算体系

使用済燃料貯蔵設備の貯蔵容量増強後は、ラック間隔 [] cmで格子状に配列され、使用済燃料ピットの線量率の評価モデルは第1図（水面）、第2図（遮へい壁外表面）及び第3図（床下表面）に示すとおりである。

遮蔽設計区分概略図を第4図、第5図に示す。

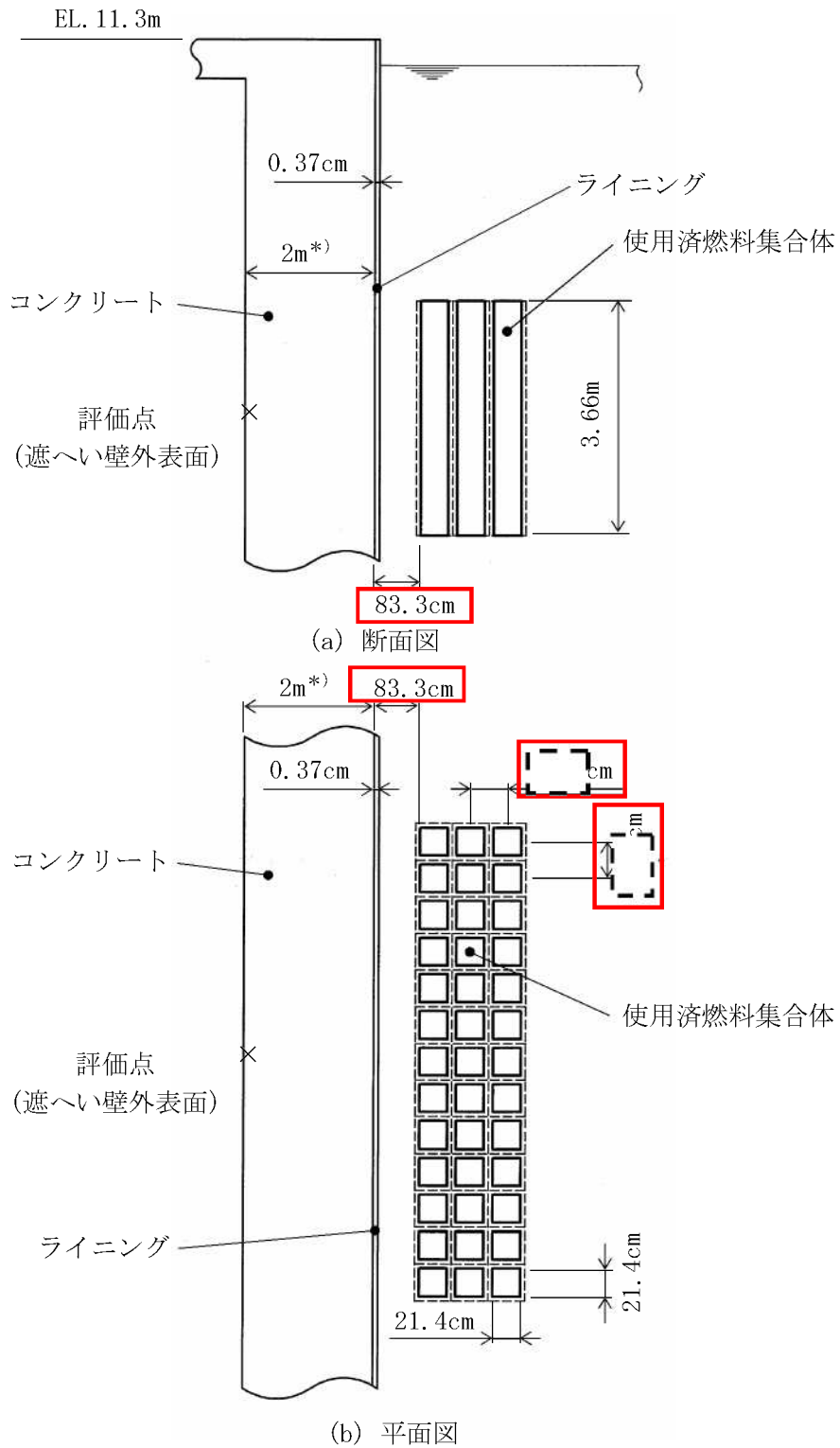
なお、燃料有効部の上方は厚さ約7.9mの水、側方と床はそれぞれ厚さ2m、1.9mのコンクリートによって遮へいされている。（評価上は0.37cmのライニングを考慮する。）



*) 使用済燃料貯蔵体数分 (836体分) を考慮する。

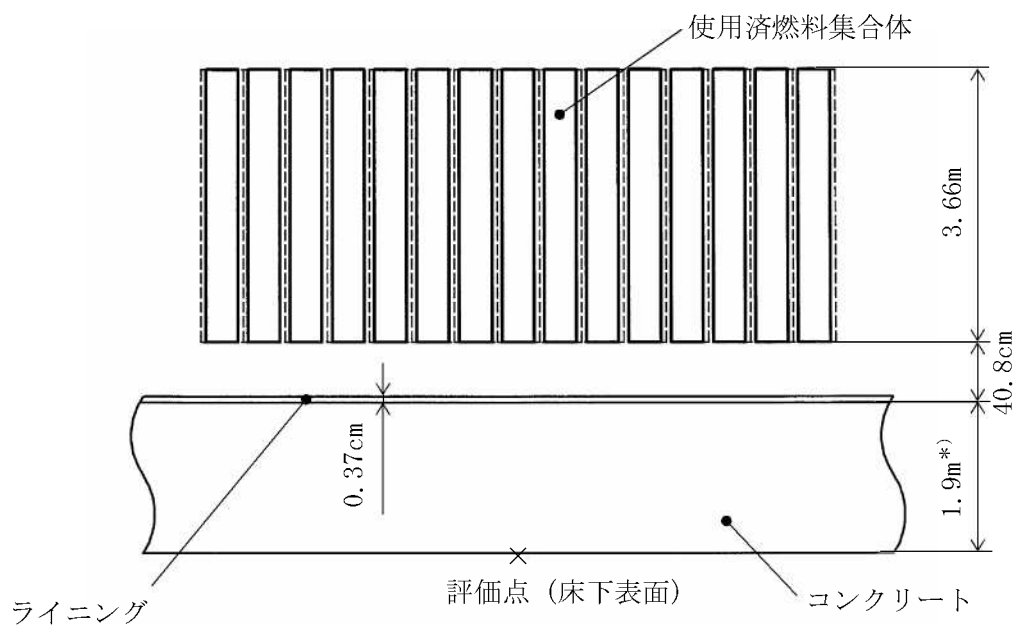
第1図 3号炉使用済燃料ピットの線量率評価モデル（水面）

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

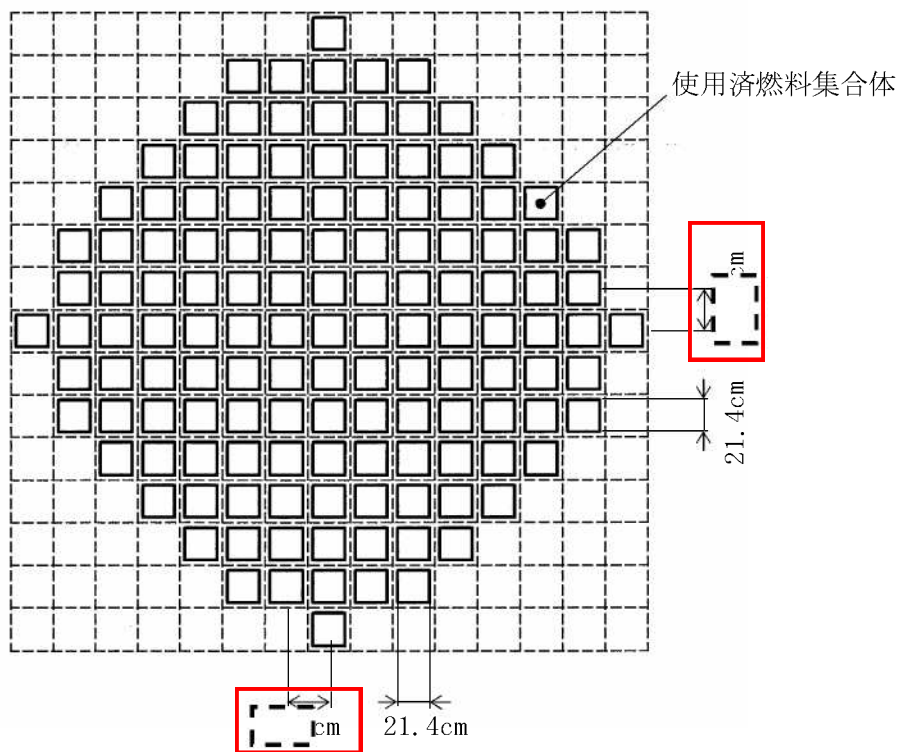


*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。

第2図 3号炉使用済燃料ピットの線量率評価モデル (遮へい壁外表面)



(a) 断面図

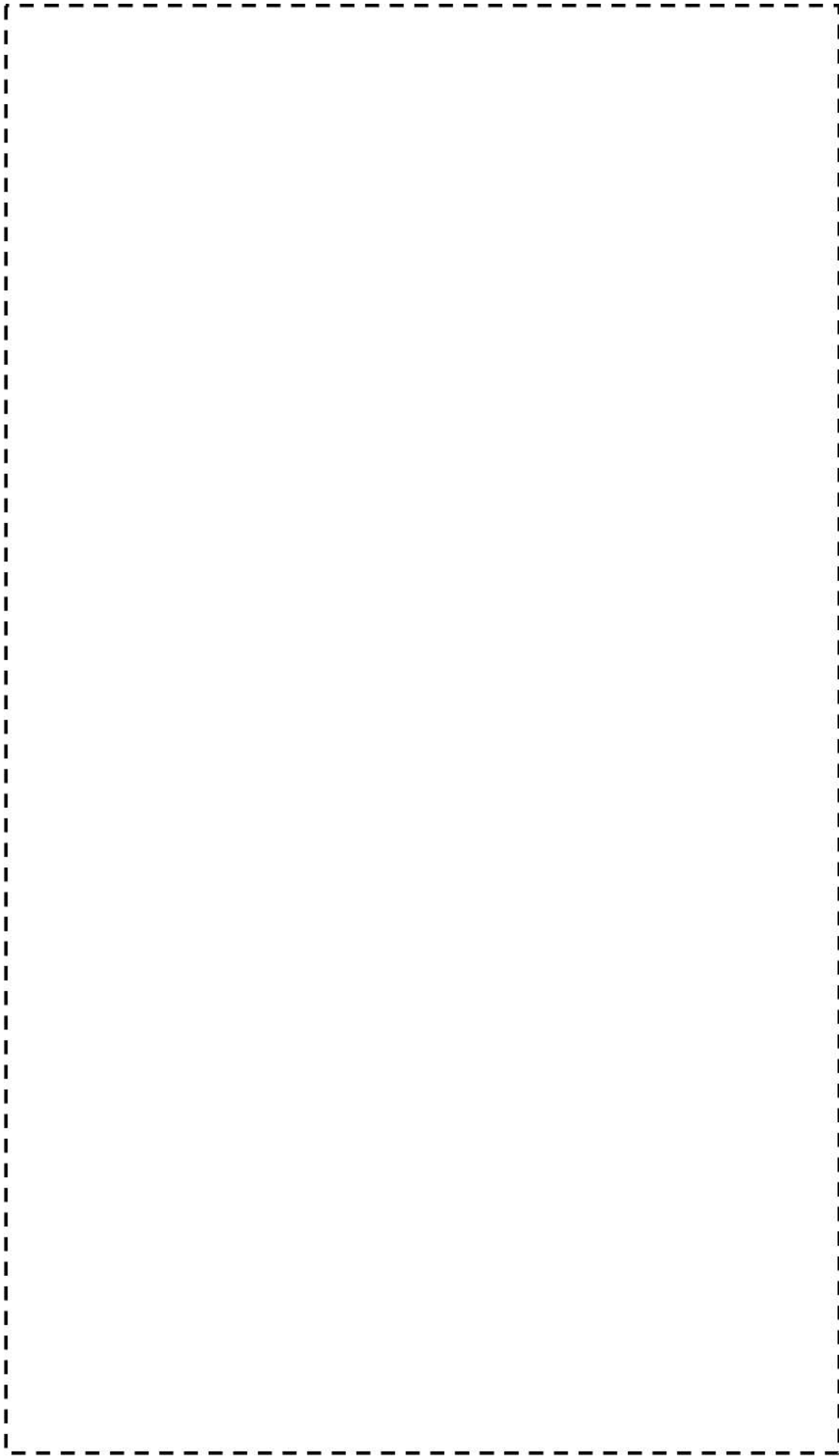


(b) 平面図

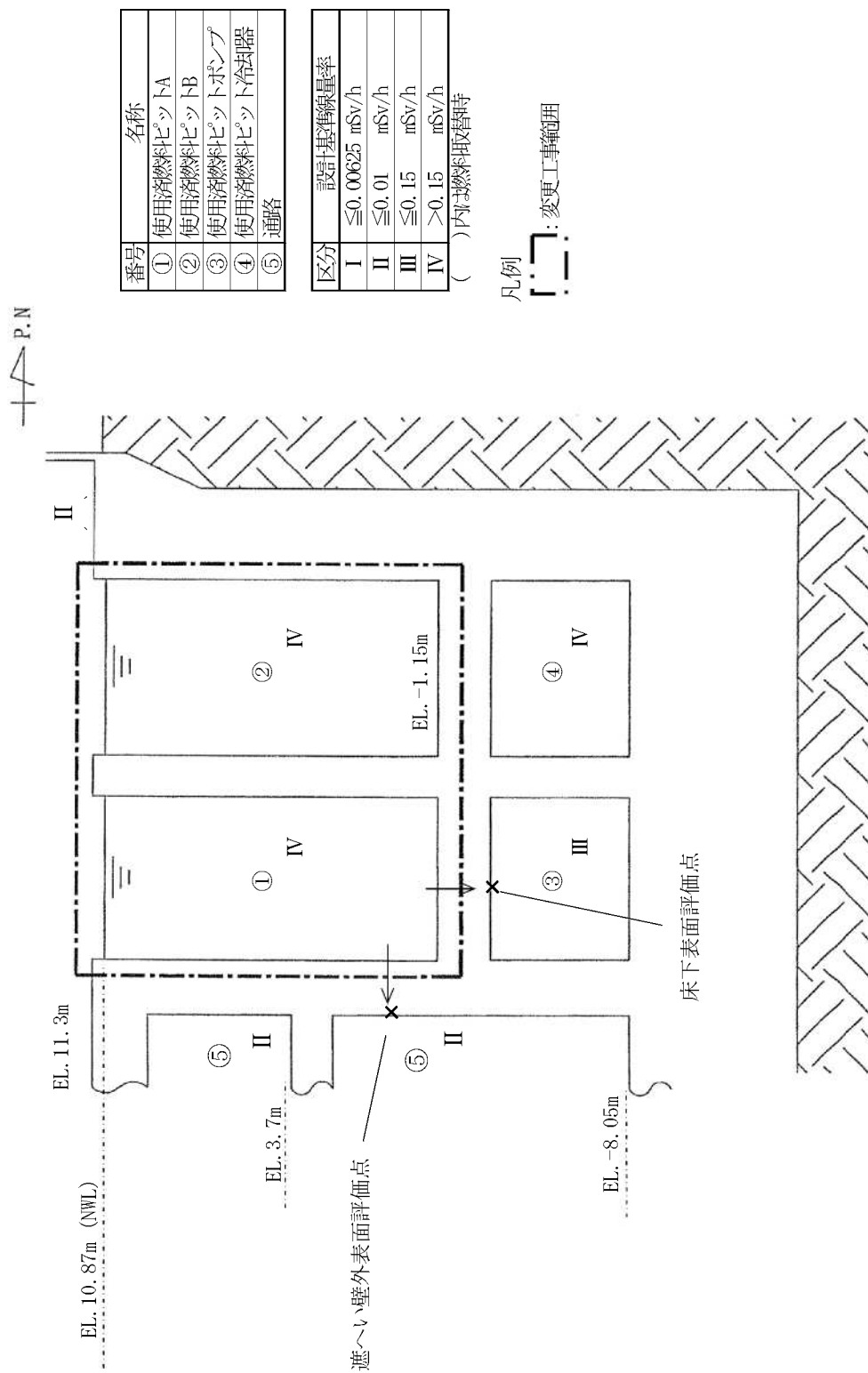
*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。

第3図 3号炉使用済燃料ピットの線量率評価モデル (床下表面)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



枠囲みの範囲は防護上の観点から、公開できません。



第5図 3号炉遮へい設計区分概略図 (立面図)

b. 線量率の計算式

使用済燃料ラックに貯蔵された使用済燃料による水面の線量率は、点減衰核積分コードである「SPAN-SLAB」を用いて計算する。なお、評価に用いる解析コードSPAN-SLABの検証及び妥当性評価等については、別紙2「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

基本計算式は次のとおりである。

$$D_{AK}(E) = K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z)}{4\pi \cdot R^2} \cdot B_E(b) \cdot e^{-bd} V \dots\dots\dots (3.1)$$

$$H(E) = \bar{f}_X(E) \cdot D_{AK}(E) \dots\dots\dots (3.2)$$

ここで、

- $D_{AK}(E)$: ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/h)
- $H(E)$: ガンマ線の実効線量率 (Sv/h)
- E : ガンマ線のエネルギー (MeV)
- $K(E)$: ガンマ線の空気カーマ率換算係数^(注1)
((Gy/h)/(MeV/(cm²・s)))
- R : 線源から計算点までの距離 (cm)
- $S(E, x, y, z)$: 位置(x, y, z)のガンマ線の線源強度
(MeV/(cm³・s))
- $B_E(b)$: ガンマ線のビルドアップファクタ
 $B_E(b) = A \cdot e^{-\alpha_1 \cdot b} + (1 - A) \cdot e^{-\alpha_2 \cdot b}$

ここで、

- A, α_1, α_2 : ビルドアップ因子^(注2)
- b : $\sum_{i=1}^n \mu_i(E) \cdot t_i$

ここで、

- $\mu_i(E)$: i番目の遮へい体の線減衰係数 (cm⁻¹)^(注3)
- t_i : i番目の遮へい体の透過距離 (cm)
- $\bar{f}_X(E)$: 空気カーマから実効線量への換算係数
(Sv/Gy)^(注4)

(注1) 「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」 (H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)

(注2) 「SPAN-3: A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」 (W.H.Guilinger, N.D.Cook and P.A.Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)

(注3) 「X-ray Attenuation Coefficients from 10 keV to 100 MeV」 (G.W.Grodstein, NBS-583, April 1957)

(注4)「実効線量評価のための光子・中性子・ベータ線制動放射線に対する遮へい計算定数」
(2001年1月坂本幸夫他 JAERI-Data/Code2000-044)

(3) 評価結果

使用済燃料貯蔵設備の遮へい性評価結果は第2表のとおりであり、設計基準線量率を満足している。

第2表 3号炉使用済燃料貯蔵設備の遮へい性評価結果

		線量率評価結果 (mSv/h)		設計基準線量率 (mSv/h)
		変更前*1)	変更後*1)	
使用済燃料 ピット水面	保管中	1×10^{-7} 以下*2) [4.1×10^{-8}] *7)	6×10^{-8} [5.4×10^{-8}] *8)	第Ⅱ区分 ≤ 0.01
	取替中	1.8×10^{-2} *3)	同左*4)	第Ⅲ区分 ≤ 0.15
使用済燃料ピット 遮へい壁外表面		2×10^{-3} *5)	1.9×10^{-3}	第Ⅱ区分 ≤ 0.01
使用済燃料ピット 床下表面		—*6)	3×10^{-2}	第Ⅲ区分 ≤ 0.15

*1) 「変更前」とはリラクキングの前。「変更後」とはリラクキングの後。

*2) 既工認(建設時)では、 1×10^{-5} mrem/h 以下。

*3) 既工認(建設時)では、1.8 mrem/h。

*4) 取替中の評価については燃料集合体1体での評価でありリラクキングによる影響はないため、変更なし。

*5) 既工認(建設時)では、0.2 mrem/h。

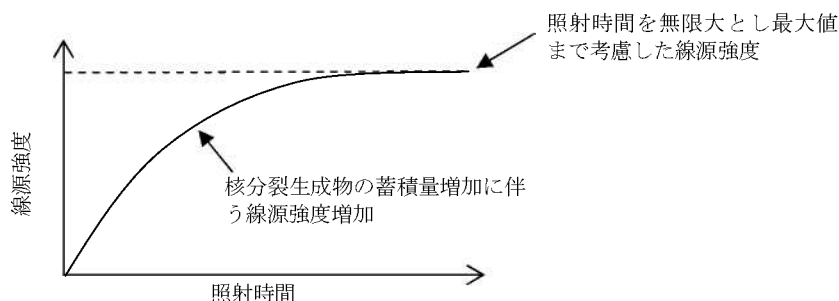
*6) 既工認(建設時)では、第Ⅱ区分の遮へい壁外表面で代表評価。

*7) [] は既工認(建設時)の計算値を示す。

*8) [] は計算値を示す。

遮へい設計に用いる設計用線源強度について

設計用線源強度とは、照射時間を無限大とし使用済燃料の核分裂生成物の蓄積量を最大まで考慮した線源強度である（下図参照）。



設計用線源強度は国内 PWR プラントの遮へい設計に当初工認より使用している線源強度である。一般に検証例が公開されている汎用コードの ORIGEN2 コードの計算結果と比較することで、設計用線源強度の妥当性を確認している。

遮へい設計に用いられている設計用線源強度と ORIGEN2 コードで算出した現実的な各種燃料の線源強度を第 1-1 表に示す。線源強度は高エネルギー側については設計用線源強度の方が高くなっており、低エネルギー側については 17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）の方が高くなっている。

しかし、遮へいコンクリート中では、低エネルギーガンマ線は高エネルギーガンマ線に比べ急激に減衰するため、低エネルギーガンマ線の遮へいへの影響は少ない。使用済燃料ピットのコンクリート中線量率を比較すると、線量率に対する寄与は高エネルギー側の方が大きく、設計用線源強度を用いた線量率の方が各種燃料の線源強度を用いた線量率より高くなっている。遮へい壁線量率の相対比較を第 1-2 表に、コンクリートのガンマ線減衰率を第 1-1 図に示す。

また、燃料集合体外面から水中及びコンクリート中の線量率について、線源を設計用線源強度、17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）及び 17×17 燃料集合体 MOX 燃料とした場合の線量率分布を第 1-2 図に示す。図に示すとおり、燃料集合体表面では 17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）が最大であるが、水の透過距離が増加するにつれて設計用線源強度が最大となり、コンクリート中においても設計用線源強度

が最大となる。以上のことより、設計用線源強度を用いることにより保守的な線量率評価結果となる。なお、遮へい体を透過するにつれて設計用線源強度が最大となる理由としては、高エネルギーの線源強度は設計用線源強度の方が高いためである。

以上より、設計用線源強度は各種燃料の線源強度を、遮へい壁外における線量率の観点から包含しており、設計用線源強度で遮へい評価を行うことの妥当性を確認している。

第 1 - 1 表 設計用線源強度と各種燃料の線源強度の比較



枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

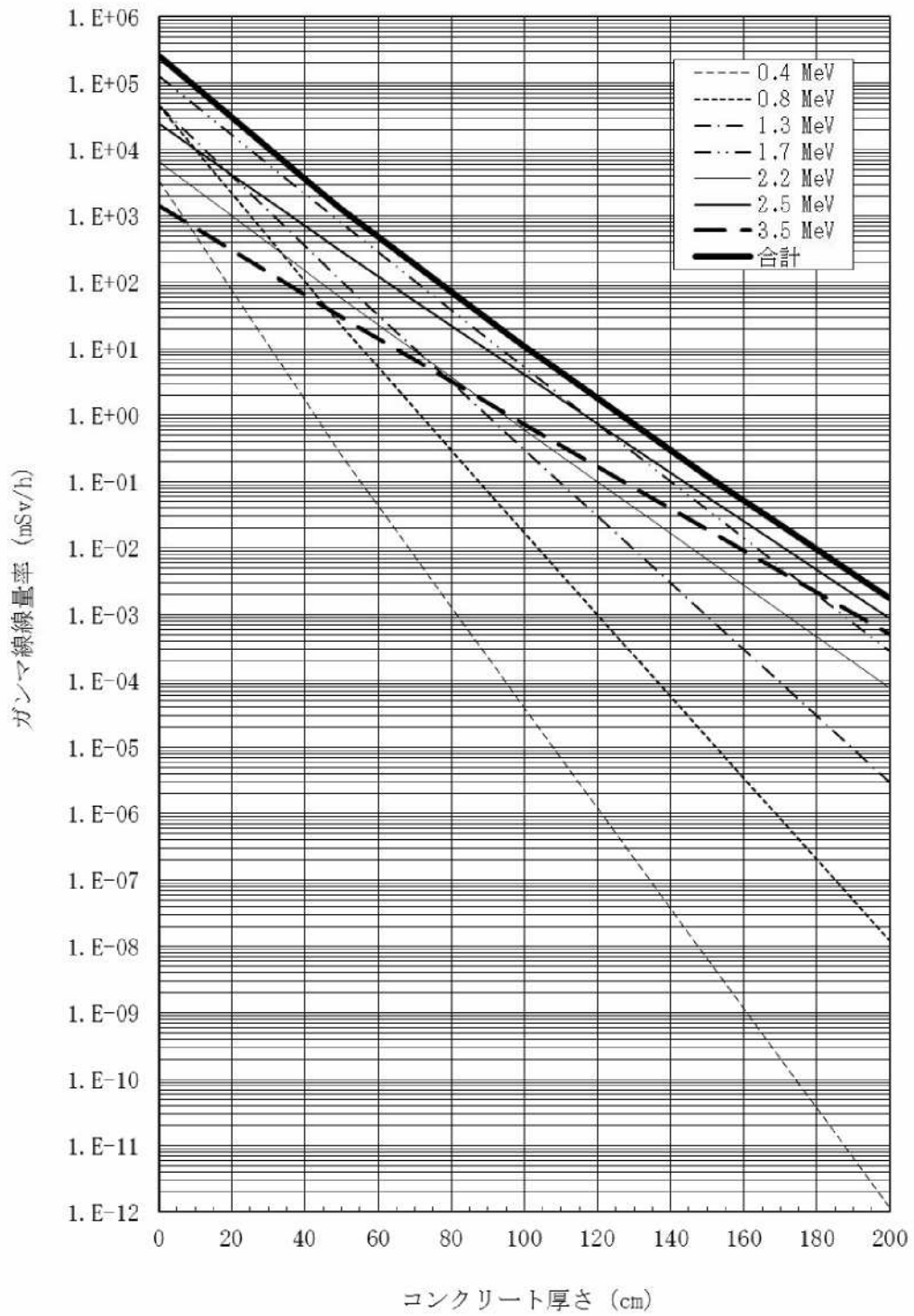
第1-2表 遮へい壁線量率の相对比较

遮へい コンクリート厚 (m)	設計用線源強度の線量率に対する割合 ^{*2)}	
	17×17 燃料集合体 ウラン燃料 (ステップ1) ^{*1), 3)}	17×17 燃料集合体 MOX 燃料 ^{*1)}
0.5	0.82	0.76
1	0.76	0.70
1.5	0.66	0.60
2	0.53	0.49

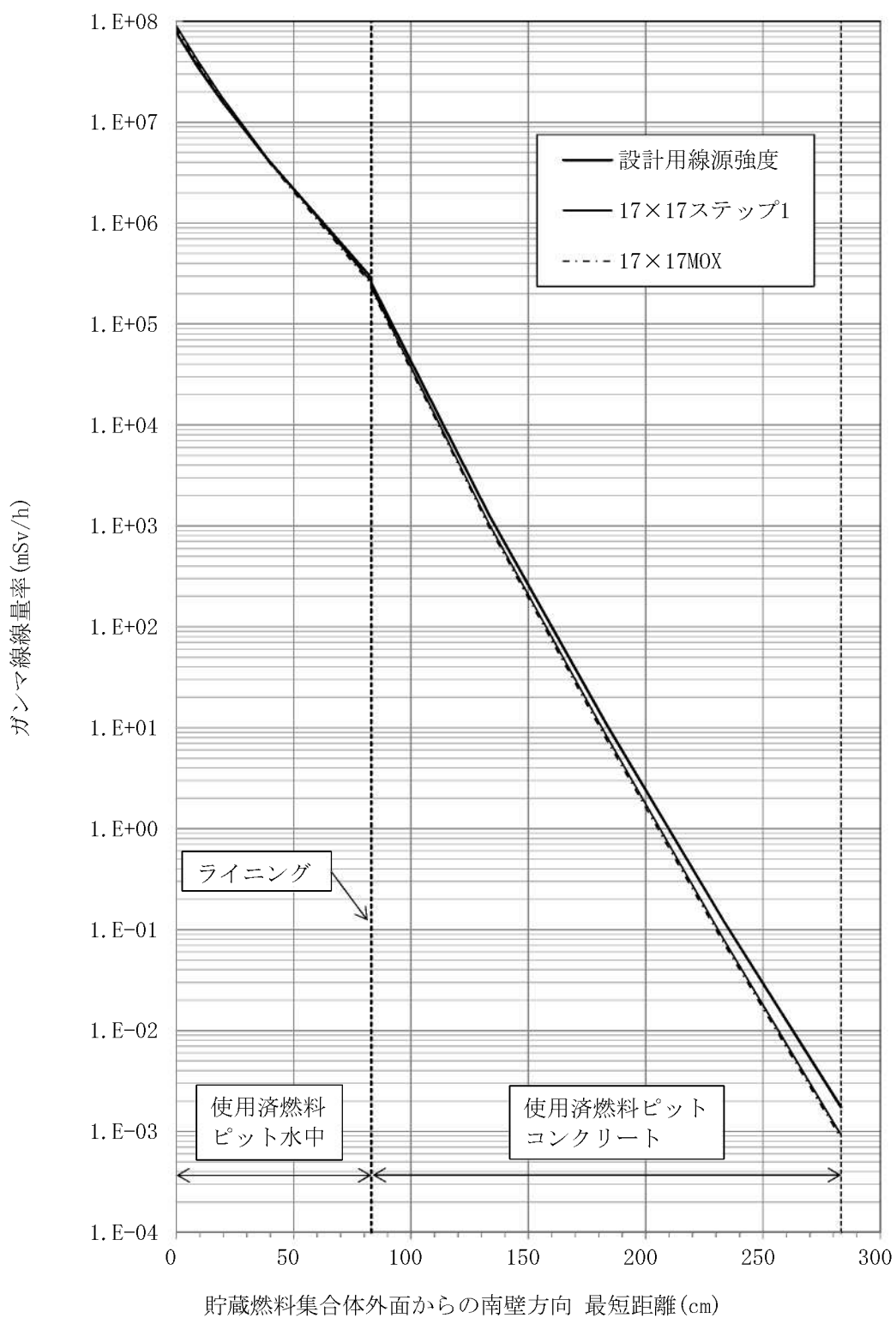
* 1) 冷却期間は炉停止から 100 時間 (約 4 日)

* 2) 割合 = $\frac{\text{各種燃料の線源強度を用いた遮へい壁線量率}}{\text{設計用線源強度を用いた遮へい壁線量率}}$

* 3) 3 号炉に移送する 4 号炉のステップ 1 燃料の冷却期間は炉停止から 7 年のため、3 号炉の冷却期間 100 時間のステップ 1 燃料で包含される。



第1-1図 コンクリートのガンマ線減衰率
(設計用線源強度)

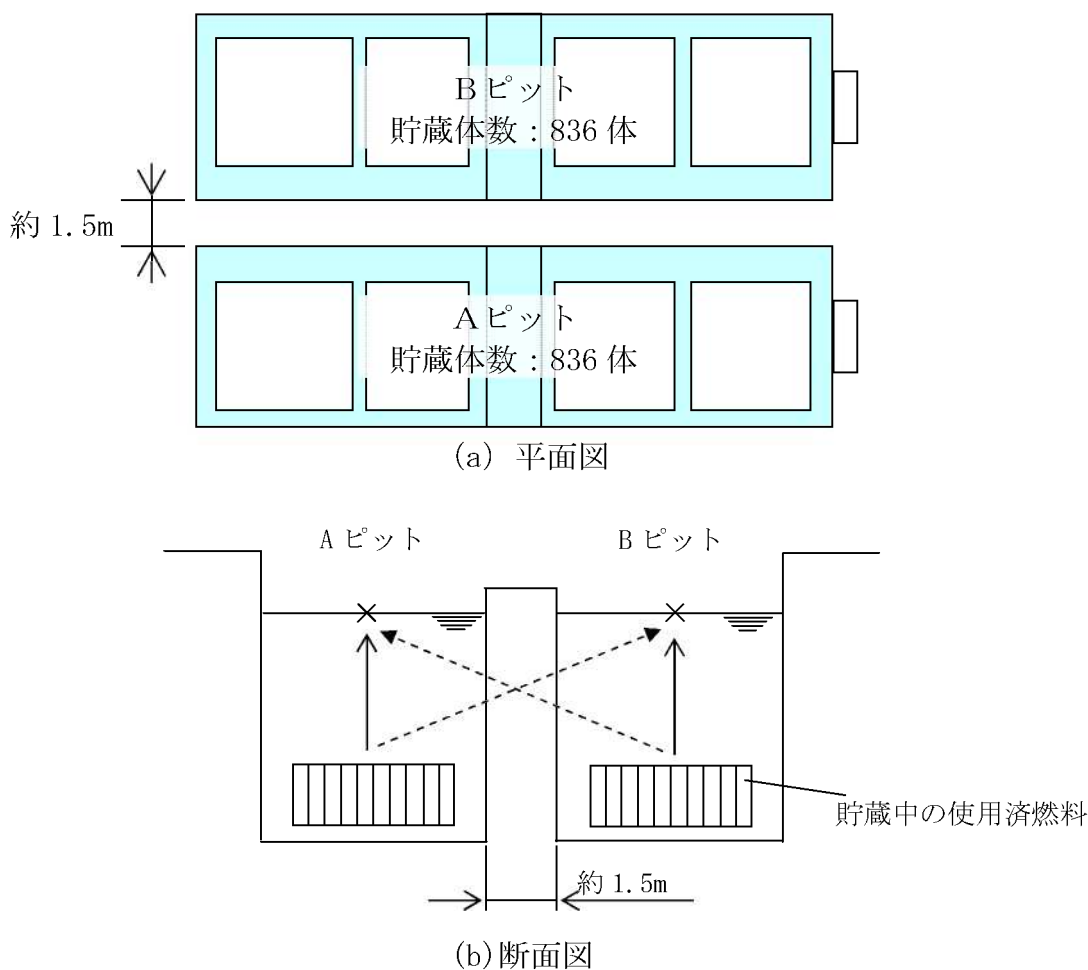


第 1 - 2 図 各線源強度における線量率分布 (燃料集合体表面から壁外面まで)

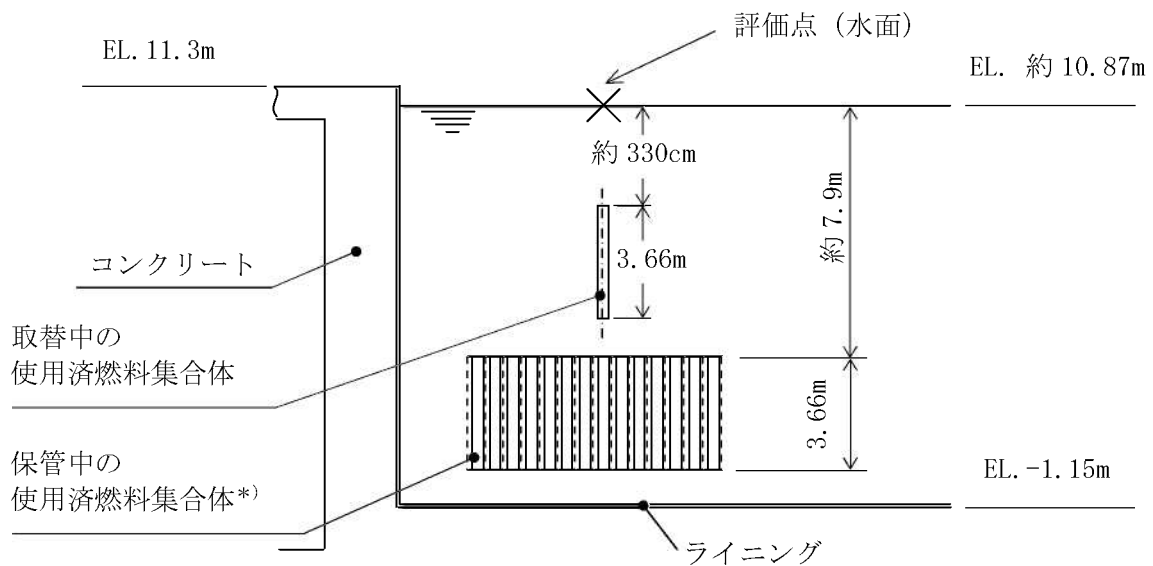
遮へい能力評価に用いる線量率評価モデルについて

a. 使用済燃料ピットの線量率評価モデル（水面）

玄海3号の使用済燃料ピットは、第2-1図に示すとおりA、Bの二つのピットに分かれており、各々のピット水面が遮へい設計基準を満足することを確認することを目的としていることから、片ピットの貯蔵量（836体）で評価することとしている。なお、他方のピットからの寄与については、第2-1図のとおりA、Bピットの間にはコンクリート製の壁が設けられており、他方のピットからの線量率については、当該ピットからの線量率に比べ 10^6 倍となるため、モデルとして考慮していない。



第2-1図 玄海3号 使用済燃料ピット配置



*) 使用済燃料貯蔵体数分 (836 体) を考慮する。

第 2 - 2 図 使用済燃料ピットの線量率評価モデル (水面)

b. 使用済燃料ピットの線量率評価モデル (遮へい壁外表面)

各燃料集合体からの遮へい壁外表面の評価点に対する線量率を第 2 - 3 図に示す。

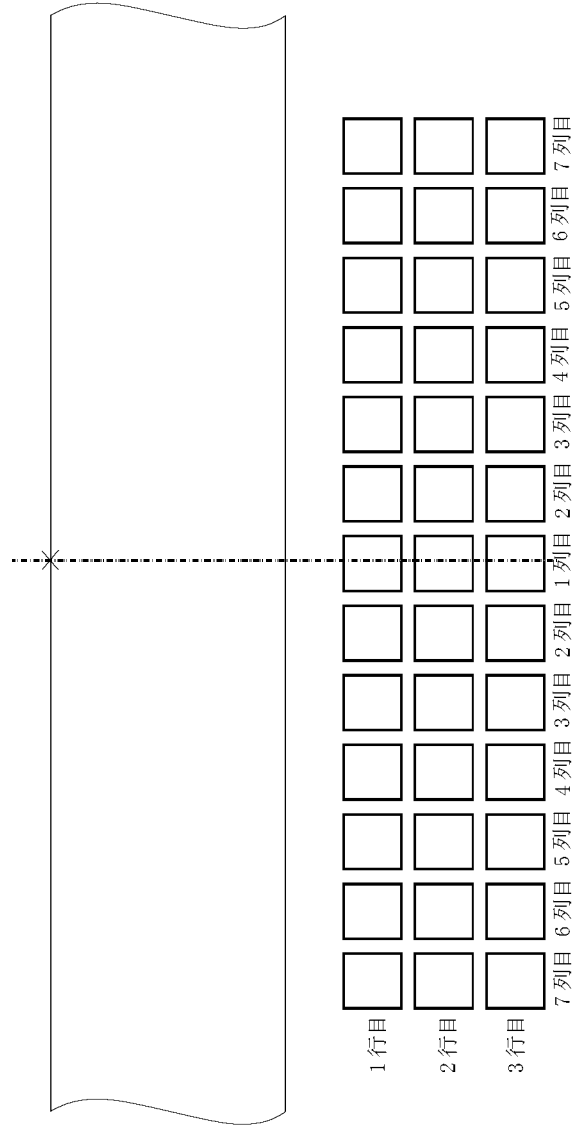
1 行目, 7 列目の燃料集合体からの線量率は $1.2 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$ (合計線量率 $1.81 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ の 0.69%相当) であり、1 行目, 8 列目以降の燃料集合体からの線量率はさらに小さい値となることからモデルとして考慮していない。

また、3 行目の燃料集合体からの評価点に対する線量率は最大でも $2.1 \times 10^{-6} \text{mSv/h}$ (合計線量率 $1.81 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ の 0.11%相当) であり、4 行目以降はさらに小さい値となることから、4 行目以降の燃料集合体はモデルとして考慮していない。

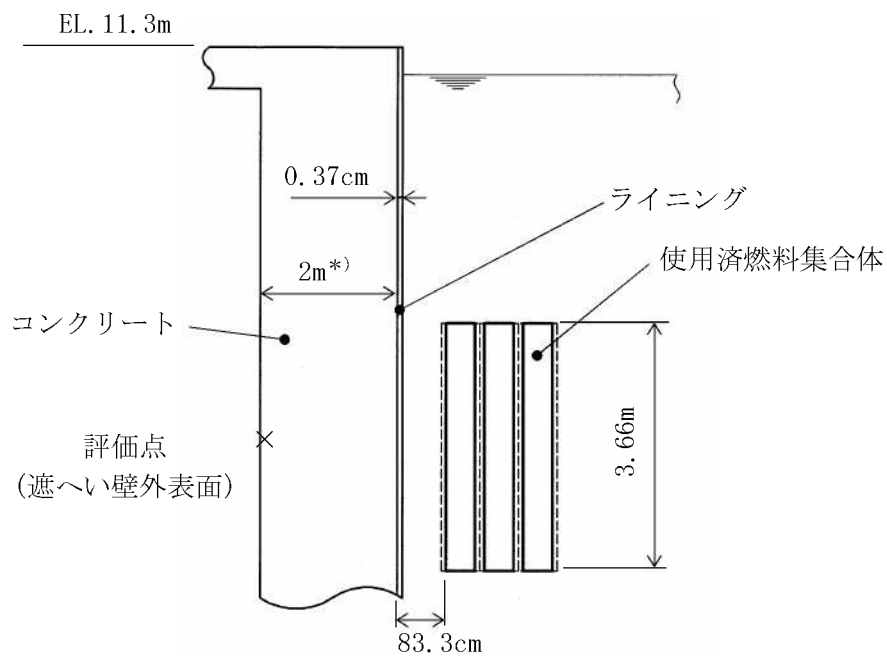
なお、モデル化している 39 体の燃料集合体からの合計線量率結果 $1.81 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ を切り上げて $1.9 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ と評価している。

燃料集合体 位置	線量率(mSv/h)							合計*
	1 列目	2 列目	3 列目	4 列目	5 列目	6 列目	7 列目	
1 行目	2.9×10^{-4}	2.6×10^{-4}	2.0×10^{-4}	1.3×10^{-4}	6.9×10^{-5}	3.1×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.9×10^{-3}
2 行目	4.5×10^{-6}	9.2×10^{-6}	1.4×10^{-5}	1.1×10^{-5}	5.3×10^{-6}	2.1×10^{-6}	1.0×10^{-6} 以下	
3 行目	1.0×10^{-6} 以下	1.6×10^{-6}	2.1×10^{-6}	1.0×10^{-6} 以下	1.0×10^{-6} 以下	1.0×10^{-6} 以下	1.0×10^{-6} 以下	

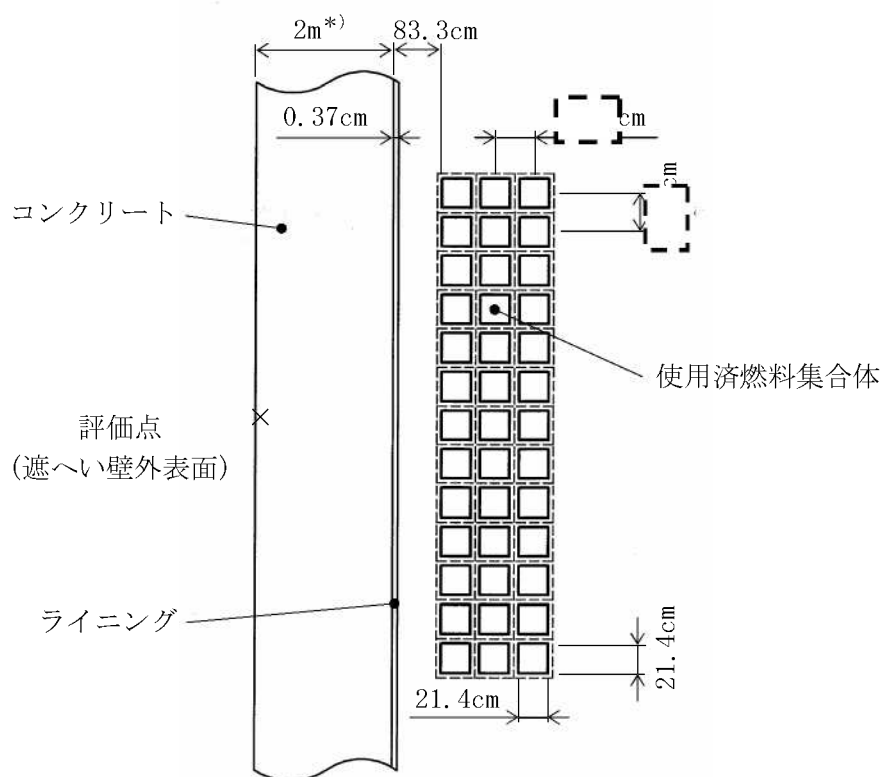
※：合計線量率の算出方法は次のとおり。合計線量率=1 列目の線量率+2 列目～7 列目の線量率×2
 実際の合計値 1.81×10^{-3} mSv/h を切り上げた数値を記載



第 2 - 3 図 各燃料集合体からの遮へい壁外表面の評価点に対する線量率



(a) 断面図



(b) 平面図

*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。

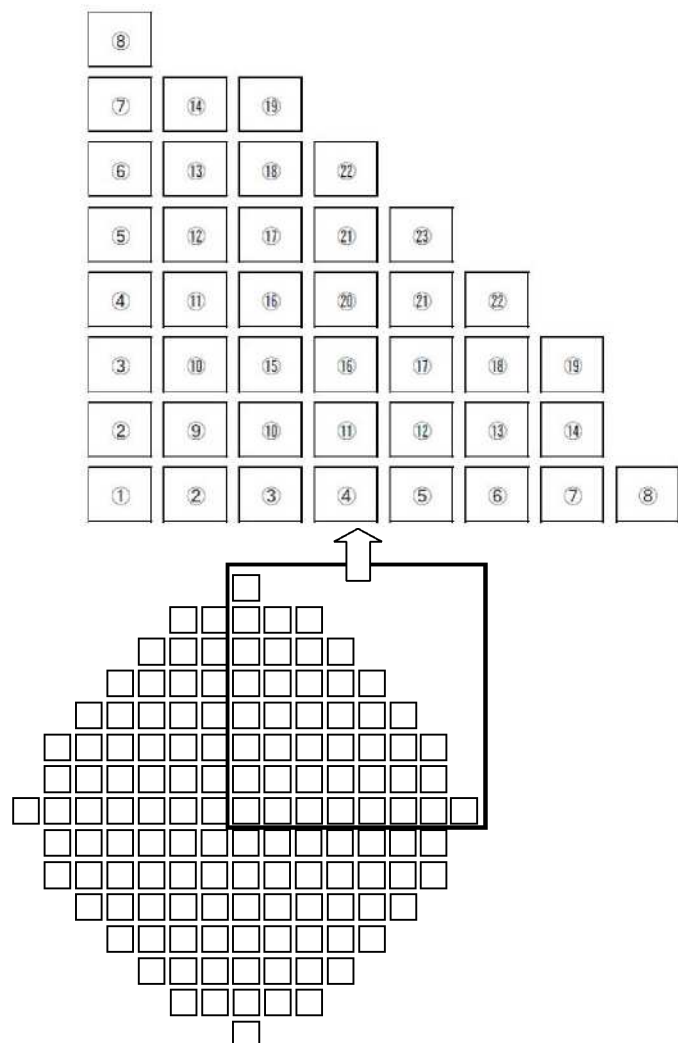
第2-4図 使用済燃料ピットの線量率評価モデル (遮へい壁外表面)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

c. 使用済燃料ピットの線量率評価モデル（床下表面）

各燃料集合体からの床下表面の評価点に対する線量率を第2－5図に示す。計算モデルで考慮している133体の燃料集合体は、中央の燃料集合体の直下に評価点を配置した位置関係としている。133体のうち最外周の燃料のうち最も中心に近い燃料集合体からの線量率は $2.1 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$ （合計線量率 $2.10 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ の0.1%相当）、最も中心から遠い燃料集合体からの線量率は $2.9 \times 10^{-6} \text{mSv/h}$ （合計線量率 $2.10 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ の0.01%相当）であり、これらの外側の燃料集合体からの線量率はさらに小さい値となることから、モデルとして考慮していない。なお、線量率の合計結果 $2.10 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ を切り上げて $3 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ と評価している。

燃料集合体位置	線量率(mSv/h)
①	7.5×10^{-4}
②	6.8×10^{-4}
③	4.9×10^{-4}
④	2.6×10^{-4}
⑤	1.1×10^{-4}
⑥	3.8×10^{-5}
⑦	1.1×10^{-5}
⑧	2.9×10^{-6}
⑨	6.2×10^{-4}
⑩	4.5×10^{-4}
⑪	2.4×10^{-4}
⑫	1.0×10^{-4}
⑬	3.7×10^{-5}
⑭	1.1×10^{-5}
⑮	3.2×10^{-4}
⑯	1.8×10^{-4}
⑰	7.8×10^{-5}
⑱	2.8×10^{-5}
⑲	8.8×10^{-6}
⑳	1.0×10^{-4}
㉑	4.5×10^{-5}
㉒	1.7×10^{-5}
㉓	2.1×10^{-5}
合計※	3×10^{-2}

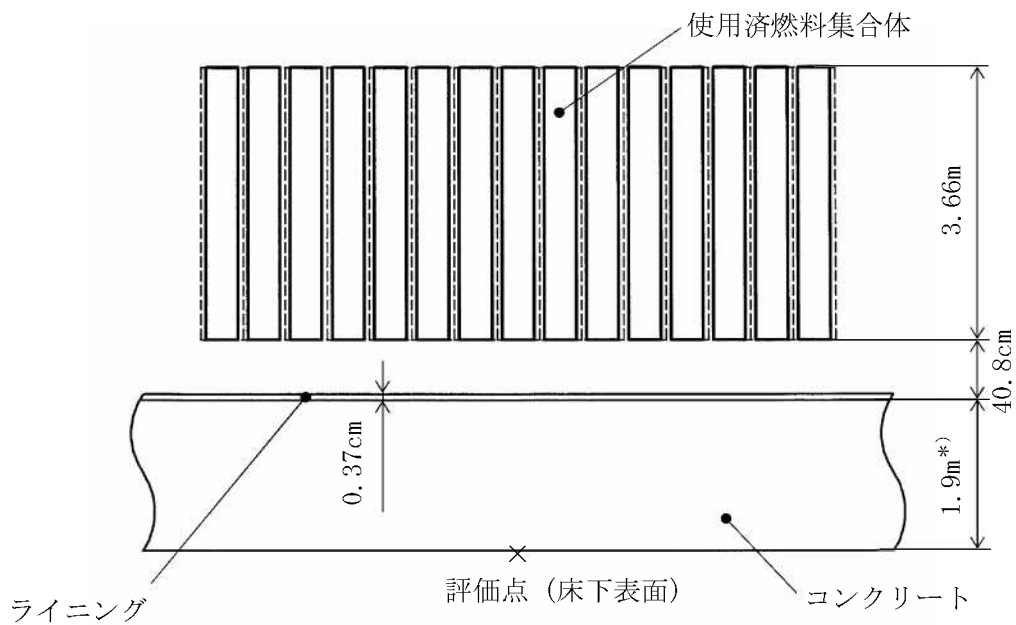


※：合計線量率の算出方法は次のとおり。

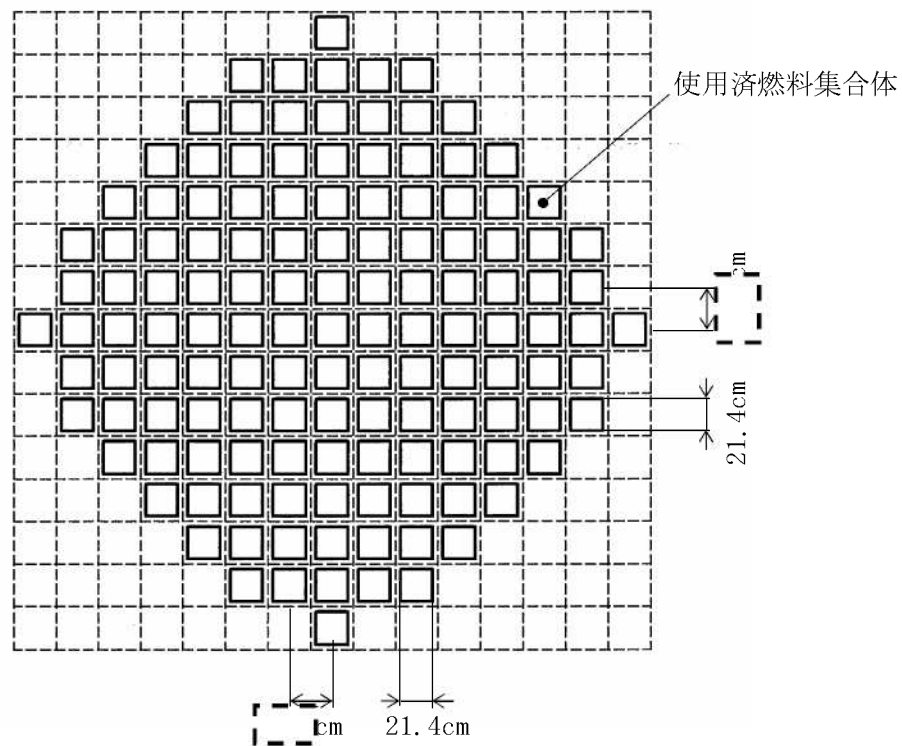
$$\text{合計線量率} = \text{①の線量率} + (\text{②} \sim \text{⑧} + \text{⑨} + \text{⑮} + \text{⑳} + \text{㉓の線量率}) \times 4 \\ + (\text{⑩} \sim \text{⑬} + \text{⑯} \sim \text{㉑} + \text{㉒} \sim \text{㉓の線量率}) \times 8$$

実際の合計値 $2.10 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ を切り上げた数値を記載

第2－5図 各燃料集合体から床下表面の評価点に対する線量率



(a) 断面図



(b) 平面図

*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cm を考慮する

第2-6図 使用済燃料ピットの線量率評価モデル (床下表面)

リラッキング前後の線量率の評価条件について

玄海 3 号炉の使用済燃料ピットの水面並びに遮へい壁のうち隣接する通路側の遮へい壁及び床下について線量率を評価するにあたっての、リラッキング前後の評価モデルの比較を第 3-1 表、第 3-2 表、第 3-3 表に示す。

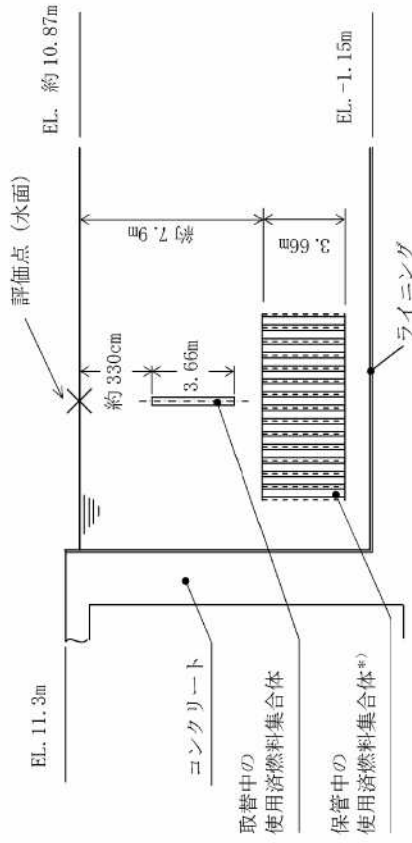
なお、評価モデル以外のパラメータについては、リラッキング前後で同一である。

第3-1表 使用済燃料ピットの線量率評価モデル（水面）の比較について

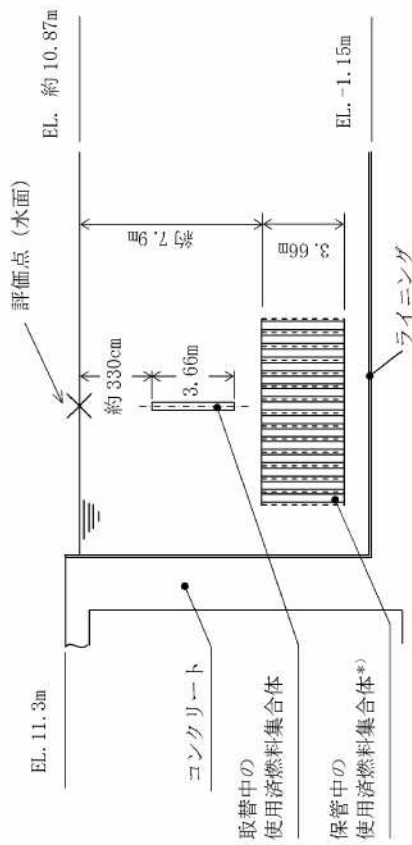
変更後
(リラッキング後)

変更前
(リラッキング前)

線量率評価モデル



* 使用済燃料貯蔵体数分 (836体分) を考慮する。



* 使用済燃料貯蔵体数分 (546体分) を考慮する。

第3-2表 使用済燃料ピットの線量率評価モデル（遮へい壁外表面）の比較について

	リラッキング前	リラッキング後
線量率評価モデル	<p>EL. 11.3m</p> <p>0.37cm</p> <p>2m*</p> <p>ライニング</p> <p>使用済燃料集合体</p> <p>3.66m</p> <p>コンクリート</p> <p>評価点 (遮へい壁外表面)</p> <p>89.3cm</p> <p>(a) 断面図</p> <p>89.3cm</p> <p>2m*</p> <p>0.37cm</p> <p>コンクリート</p> <p>評価点 (遮へい壁外表面)</p> <p>ライニング</p> <p>使用済燃料集合体</p> <p>21.4cm</p> <p>21.4cm</p> <p>(b) 平面図</p> <p>*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。</p>	<p>EL. 11.3m</p> <p>0.37cm</p> <p>2m*</p> <p>ライニング</p> <p>使用済燃料集合体</p> <p>3.66m</p> <p>コンクリート</p> <p>評価点 (遮へい壁外表面)</p> <p>83.3cm</p> <p>(a) 断面図</p> <p>83.3cm</p> <p>2m*</p> <p>0.37cm</p> <p>コンクリート</p> <p>評価点 (遮へい壁外表面)</p> <p>ライニング</p> <p>使用済燃料集合体</p> <p>21.4cm</p> <p>21.4cm</p> <p>(b) 平面図</p> <p>*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。</p>

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第3-3表 使用済燃料ピットの線量率評価モデル（床下表面）の比較について

	リラッキング前	リラッキング後
<p>線量率評価モデル</p>	<p>(a) 断面図</p> <p>(b) 平面図</p> <p>*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。</p>	<p>(a) 断面図</p> <p>(b) 平面図</p> <p>*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。</p>

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

計算機プログラム（解析コード）の概要

線量率評価に使用する「SPAN-SLAB」の概要を下表に示す。

項目 \ コード名	SPAN/SPAN-SLAB
開発機関	米国 Westinghouse 社及び三菱重工業（株）
開発時期	1977 年
使用したバージョン	Ver. 90m
使用目的	遮へい計算 (使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算 (SPAN-SLAB))
コードの概要	点減衰核積分法による 3 次元円筒形状 (SPAN) / 直方体形状 (SPAN-SLAB) の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量 (直接ガンマ線量) を計算する。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算 (SPAN-SLAB) について、点減衰核積分法を用いた SPAN/SPAN-SLAB コードを使用して実施している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ SPAN/SPAN-SLAB コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮へい体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、SPAN/SPAN-SLAB コードは設計基準事故時及び重大事故等時における線量評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ^{60}Co 円筒線源による測定実験 (“Spatial Distribution of Gamma - Rays from a Cylindrical ^{60}Co Source,” Journal of Nuclear Science and Technology ,1967) の結果と計算値を比較した結果、概ね一致している。 ・ ANS が提案したガンマ線のベンチマーク問題の解析が、

	<p>日本原子力学会速中性子遮蔽専門研究委員会の遮蔽設計法ワーキンググループと旧原研炉物理委員会の遮蔽専門部会の作業として遂行され、その成果報告（「放射性廃棄物施設を模擬したガンマ線問題に対する遮蔽設計手法の評価」船舶技術研究所報告（昭和58年11月））が公表されている。同報告には、種々の点減衰核積分法に基づく計算の比較が他機関によるSPANコードの結果も含めて掲載されており、他コードと比較して妥当な結果が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 上記の実験結果との対比及びベンチマークについての詳細は、「SPANコードの概要」MAPI-1049改3、「SPAN-SLABコードの概要」MAPI-1050改3（共に平成14年、三菱重工業株式会社）に示されている。 ・ 上記妥当性確認では、遮へい体透過後のガンマ線の線量率の実験値とSPANコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算及び使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の中央制御室遮へい等の遮へい体透過後の線量率を計算する。 ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算及び使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、事故時の外部遮へい及び中央制御室遮へいのための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮へいのための点減衰核積分コードとして、SPAN-SLABが挙げられている。
--	--

30条

放射線からの放射線業務従事者の防護

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性説明

2. 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

(別添資料1) 使用済燃料ピットの遮へい能力について

< 概 要 >

1. において、玄海原子力発電所3号炉における設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化について、設計基準対象施設の設置許可基準規則の要求事項に対する適合性を示す。

2. において、設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化について、放射線業務従事者の防護に係る要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

なお、説明内容は設置許可基準規則 第16条の遮へいに係る評価の説明内容と同じである。

1. 基本方針

1. 1 要求事項に対する適合性説明

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

1. 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。

A. 3号炉

燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において放射線業務従事者の被ばくを低く抑えるために燃料取扱遮へい等を設ける設計とする。

B. 4号炉

3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部3号及び4号炉共用、一部既設）のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において放射線業務従事者の被ばくを低く抑えるために燃料取扱遮へい等を設ける設計とする。

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料ピットの
遮へい能力について

目 次

1. 概 要

2. 評価基準

3. 玄海3号炉の通常運転時における水深の遮へい能力の評価

(1) 評価条件

(2) 評価方法

(3) 評価結果

別紙1 遮へい設計に用いる設計用線源強度について

別紙2 計算機プログラム（解析コード）の概要

1. 概 要

今回、玄海原子力発電所3号炉の使用済燃料ピットの貯蔵能力増強並びに3号及び4号炉との共用化を計画している。これにより、貯蔵される燃料の条件が変更となることから、玄海原子力発電所3号炉の遮へい能力を評価し、新規制基準への適合状況について確認した。

2. 評価基準

通常運転時における水深の遮へい能力に関して、3号炉使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更に伴い、3号炉の使用済燃料ピットの水面並びに遮へい壁のうち隣接する通路側の遮へい壁及び床下について設計用線源強度で線量率を評価し、使用済燃料ピット周辺の基準線量率（遮蔽設計区分（注1）Ⅲ： $\leq 0.15\text{mSv/h}$ ）を満足できることを確認する。

（注1）立入頻度、滞在時間等を考慮し、放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた、遮へい設計のための区分

3. 玄海3号炉の通常運転時における水深の遮へい能力の評価

(1) 評価条件

a. 線量率の計算条件

計算条件は以下のとおりである。

- ① 使用済燃料ピットの水の密度は 0.987 g/cm^3 ^(注1)とする。
- ② 使用済燃料は燃料有効部（ $21.4\text{cm} \times 21.4\text{cm} \times 366\text{cm}$ ）^(注2)を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮へい効果は考慮せず、遮へい能力が構造部材より小さい水とみなす。なお、燃料有効部の自己遮へい効果は考慮する。
- ③ ステンレス鋼製のライニングについては、評価上は鉄とする。また、その遮へい厚さは、公称値 0.45cm からマイナス側許容差 0.08cm を引いた 0.37cm とし、 0.08cm は水とみなす。
- ④ コンクリート壁は鉄筋コンクリートであるが、評価上はコンクリートとし、コンクリート壁の遮へい厚さは、線量率評価では公称値から施工誤差 0.5cm

を引いた値とする。

(注1) 52°Cのときの密度。(1999 日本機械学会蒸気表)

(注2) 燃料有効部は、燃料要素のうち、燃料材を含む部分を示す。

b. 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度については、建設時より遮へい計算に使用している線源強度（設計用線源強度）を用いて評価することとする（第1表）。なお、本線源強度は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を含む玄海3号炉で使用する燃料の原子炉停止後100時間（約4日）の線源強度を遮へい壁外における線量率の観点から包絡した、保守的な値であることを確認している。設計用線源強度について確認した結果については別紙1に示す。

第1表 使用済燃料の線源強度^(注3)



(注3) 平成2年10月26日付け2資庁第11480号にて認可された工事計画の添付資料1「生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書」による。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

(2) 評価方法

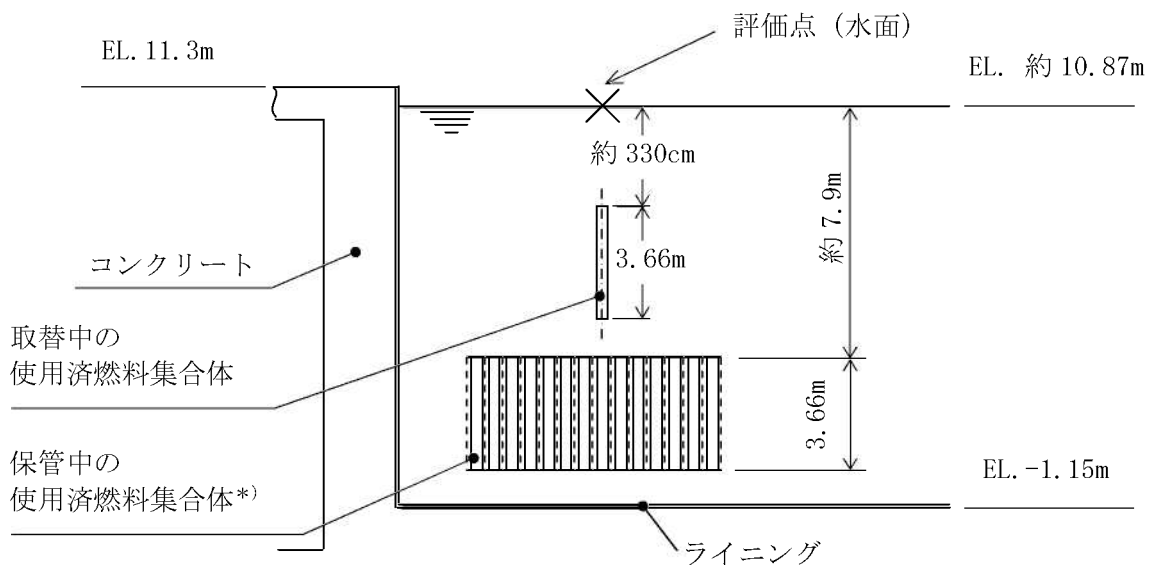
a. 線量率の計算体系

使用済燃料貯蔵設備の貯蔵容量増強後は、ラック間隔 cmで格子状に配列され、使用済燃料ピットの線量率の評価モデルは第1図（水面）、第2図（遮へい壁外表面）及び第3図（床下表面）に示すとおりである。^{*}

遮蔽設計区分概略図を第4図、第5図に示す。

なお、燃料有効部の上方は厚さ約7.9mの水、側方と床はそれぞれ厚さ2m、1.9mのコンクリートによって遮へいされている。（評価上は0.37cmのライニングを考慮する。）

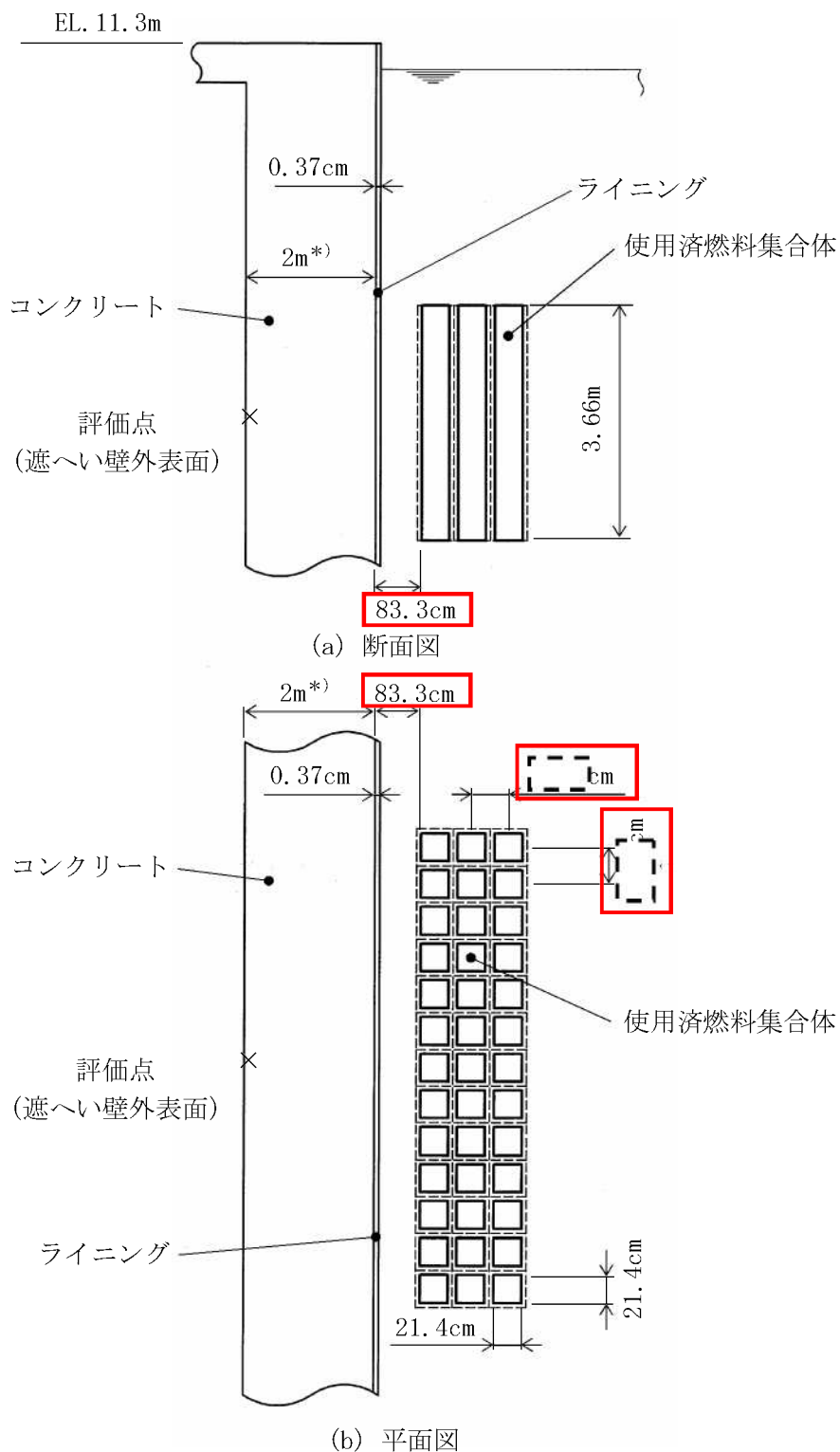
※補足説明資料 16条 別添5の別紙2,3 参照



*) 使用済燃料貯蔵体数分 (836体分) を考慮する。

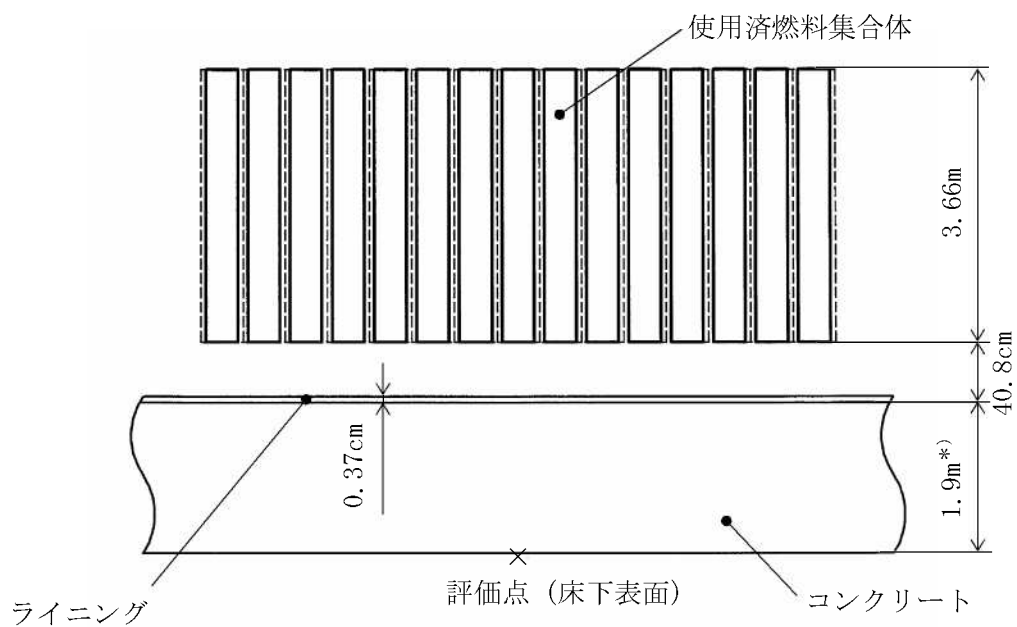
第1図 3号炉使用済燃料ピットの線量率評価モデル（水面）

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

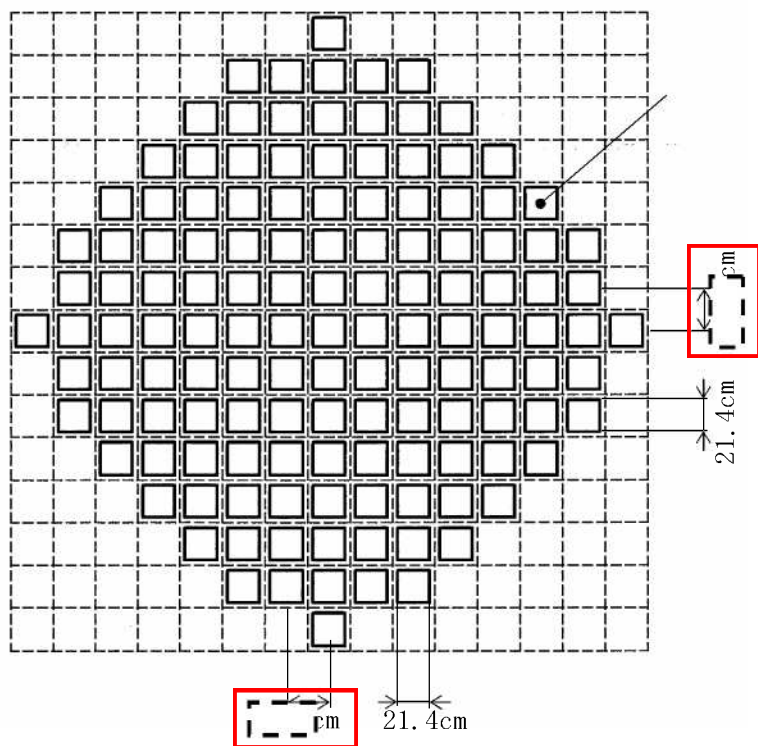


*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。

第2図 3号炉使用済燃料ピットの線量率評価モデル (遮へい壁外表面)



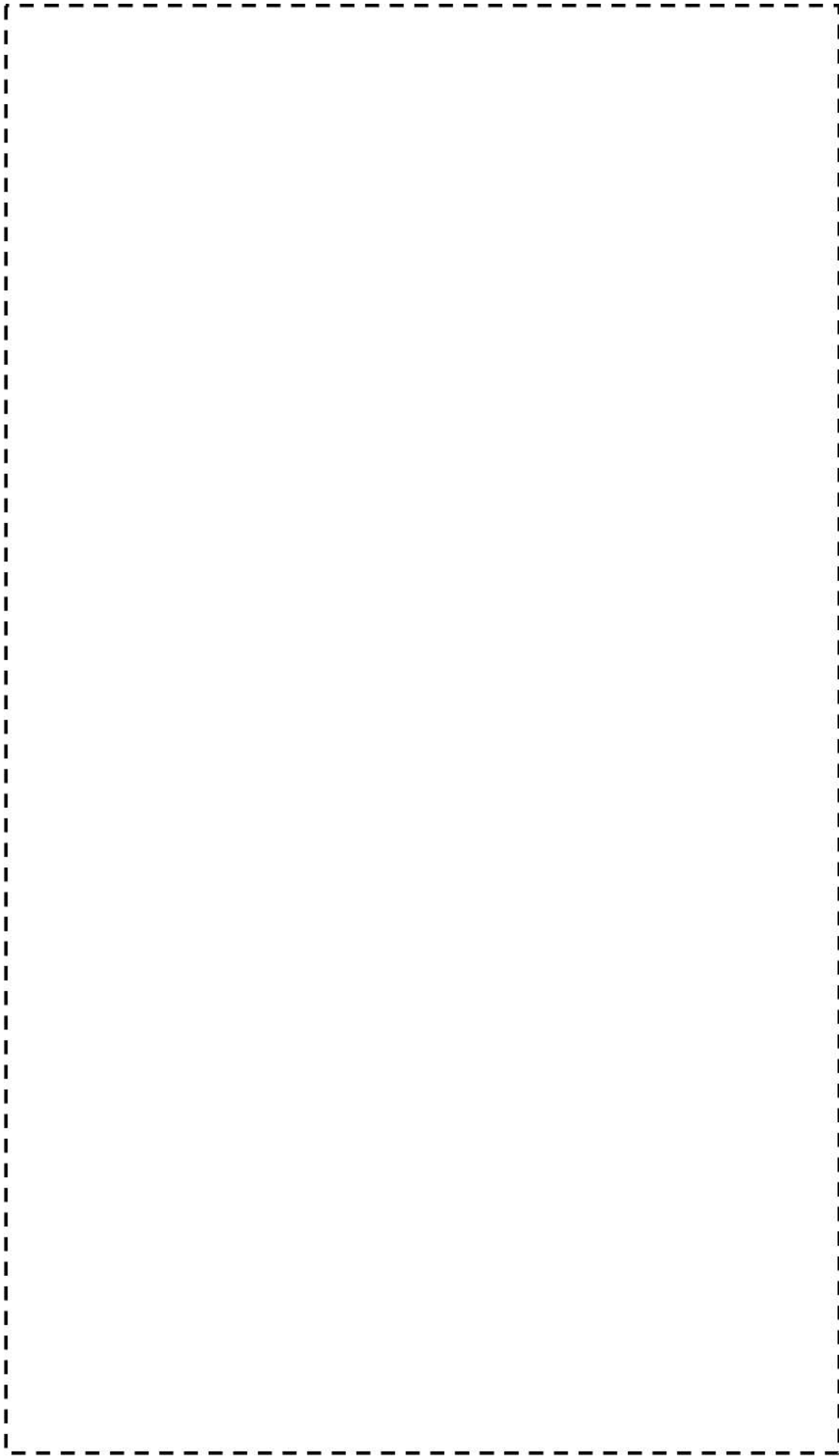
(a) 断面図



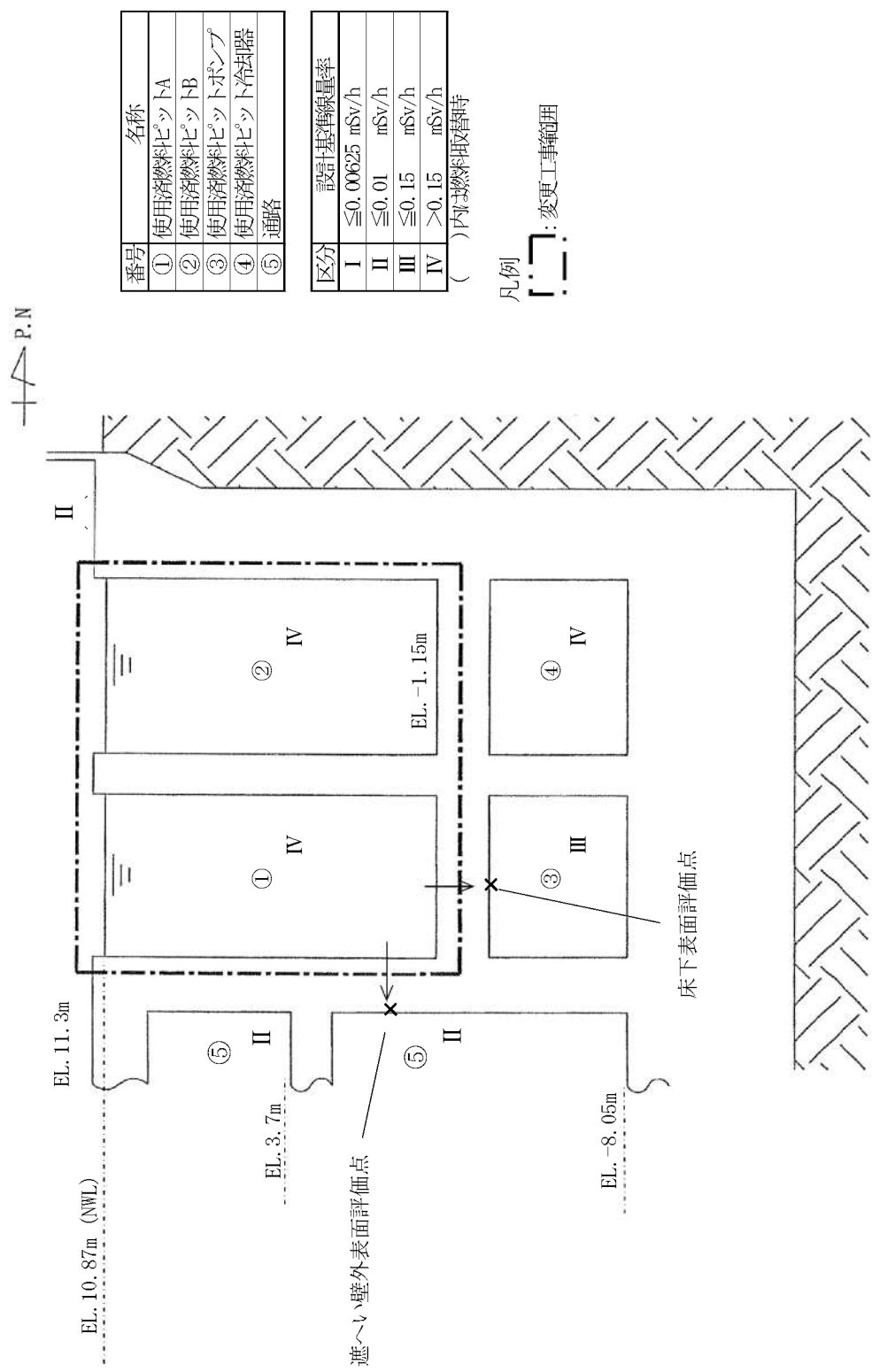
(b) 平面図

*) 公称値であり、評価にあたっては施工誤差-0.5cmを考慮する。

第3図 3号炉使用済燃料ピットの線量率評価モデル (床下表面)



枠囲みの範囲は防護上の観点
から、公開できません。



番号	名称
①	使用済燃料ピットA
②	使用済燃料ピットB
③	使用済燃料ピットポンプ
④	使用済燃料ピット冷却器
⑤	通路

区分	設計基準線量率
I	≤ 0.00625 mSv/h
II	≤ 0.01 mSv/h
III	≤ 0.15 mSv/h
IV	> 0.15 mSv/h

()内は燃料取扱時
 凡例 □: 変更工事範囲

第5図 3号炉遮へい設計区分概略図 (立面図)

b. 線量率の計算式

使用済燃料ラックに貯蔵された使用済燃料による水面の線量率は、点減衰核積分コードである「SPAN-SLAB」を用いて計算する。なお、評価に用いる解析コードSPAN-SLABの検証及び妥当性評価等については、別紙2「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

基本計算式は次のとおりである。

$$D_{AK}(E) = K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z)}{4\pi \cdot R^2} \cdot B_E(b) \cdot e^{-bd} V \dots\dots\dots (4.1)$$

$$H(E) = \bar{f}_X(E) \cdot D_{AK}(E) \dots\dots\dots (4.2)$$

ここで、

- $D_{AK}(E)$: ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/h)
- $H(E)$: ガンマ線の実効線量率 (Sv/h)
- E : ガンマ線のエネルギー (MeV)
- $K(E)$: ガンマ線の空気カーマ率換算係数^(注1)
((Gy/h)/(MeV/(cm²・s)))
- R : 線源から計算点までの距離 (cm)
- $S(E, x, y, z)$: 位置(x, y, z)のガンマ線の線源強度
(MeV/(cm³・s))
- $B_E(b)$: ガンマ線のビルドアップファクタ
 $B_E(b) = A \cdot e^{-\alpha_1 \cdot b} + (1 - A) \cdot e^{-\alpha_2 \cdot b}$

ここで、

- A, α_1, α_2 : ビルドアップ因子^(注2)
- b : $\sum_{i=1}^n \mu_i(E) \cdot t_i$

ここで、

- $\mu_i(E)$: i番目の遮へい体の線減衰係数 (cm⁻¹)^(注3)
- t_i : i番目の遮へい体の透過距離 (cm)
- $\bar{f}_X(E)$: 空気カーマから実効線量への換算係数
(Sv/Gy)^(注4)

(注1) 「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」 (H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)

(注2) 「SPAN-3: A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」
(W.H.Guilinger, N.D.Cook and P.A.Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)

(注3) 「X-ray Attenuation Coefficients from 10 keV to 100 MeV」 (G.W.Grodstein, NBS-583, April 1957)

(注4)「実効線量評価のための光子・中性子・ベータ線制動放射線に対する遮へい計算定数」
(2001年1月坂本幸夫他 JAERI-Data/Code2000-044)

(3) 評価結果

使用済燃料貯蔵設備の遮へい性評価結果は第2表のとおりであり、設計基準線量率を満足している。

第2表 3号炉使用済燃料貯蔵設備の遮へい性評価結果

		線量率評価結果 (mSv/h)		設計基準線量率 (mSv/h)
		変更前*1)	変更後*1)	
使用済燃料 ピット水面	保管中	1×10^{-7} 以下*2) [4.1×10^{-8}] *7)	6×10^{-8} [5.4×10^{-8}] *8)	第Ⅱ区分 ≤ 0.01
	取替中	1.8×10^{-2} *3)	同左*4)	第Ⅲ区分 ≤ 0.15
使用済燃料ピット 遮へい壁外表面		2×10^{-3} *5)	1.9×10^{-3}	第Ⅱ区分 ≤ 0.01
使用済燃料ピット 床下表面		—*6)	3×10^{-2}	第Ⅲ区分 ≤ 0.15

*1) 「変更前」とはリラクキングの前。「変更後」とはリラクキングの後。

*2) 既工認(建設時)では、 1×10^{-5} mrem/h 以下。

*3) 既工認(建設時)では、1.8 mrem/h。

*4) 取替中の評価については燃料集合体1体での評価でありリラクキングによる影響はないため、変更なし。

*5) 既工認(建設時)では、0.2 mrem/h。

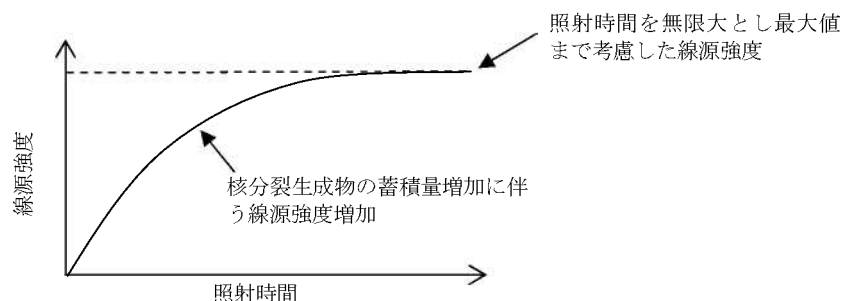
*6) 既工認(建設時)では、第Ⅱ区分の遮へい壁外表面で代表評価。

*7) [] は既工認(建設時)の計算値を示す。

*8) [] は計算値を示す。

遮へい設計に用いる設計用線源強度について

設計用線源強度とは、照射時間を無限大とし使用済燃料の核分裂生成物の蓄積量を最大まで考慮した線源強度である（下図参照）。



設計用線源強度は国内 PWR プラントの遮へい設計に当初工認より使用している線源強度である。一般に検証例が公開されている汎用コードの ORIGEN2 コードの計算結果と比較することで、設計用線源強度の妥当性を確認している。

遮へい設計に用いられている設計用線源強度と ORIGEN2 コードで算出した現実的な各種燃料の線源強度を第 1-1 表に示す。線源強度は高エネルギー側については設計用線源強度の方が高くなっており、低エネルギー側については 17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）の方が高くなっている。

しかし、遮へいコンクリート中では、低エネルギーガンマ線は高エネルギーガンマ線に比べ急激に減衰するため、低エネルギーガンマ線の遮へいへの影響は少ない。使用済燃料ピットのコンクリート中線量率を比較すると、線量率に対する寄与は高エネルギー側の方が大きく、設計用線源強度を用いた線量率の方が各種燃料の線源強度を用いた線量率より高くなっている。遮へい壁線量率の相対比較を第 1-2 表に、コンクリートのガンマ線減衰率を第 1-1 図に示す。

また、燃料集合体外面から水中及びコンクリート中の線量率について、線源を設計用線源強度、17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）及び 17×17 燃料集合体 MOX 燃料とした場合の線量率分布を第 1-2 図に示す。図に示すとおり、燃料集合体表面では 17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）が最大であるが、水の透過距離が増加するにつれて設計用線源強度が最大となり、コンクリート中においても設計用線源強度

が最大となる。以上のことより、設計用線源強度を用いることにより保守的な線量率評価結果となる。なお、遮へい体を透過するにつれて設計用線源強度が最大となる理由としては、高エネルギーの線源強度は設計用線源強度の方が高いためである。

以上より、設計用線源強度は各種燃料の線源強度を、遮へい壁外における線量率の観点から包含しており、設計用線源強度で遮へい評価を行うことの妥当性を確認している。

第 1 - 1 表 設計用線源強度と各種燃料の線源強度の比較



枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

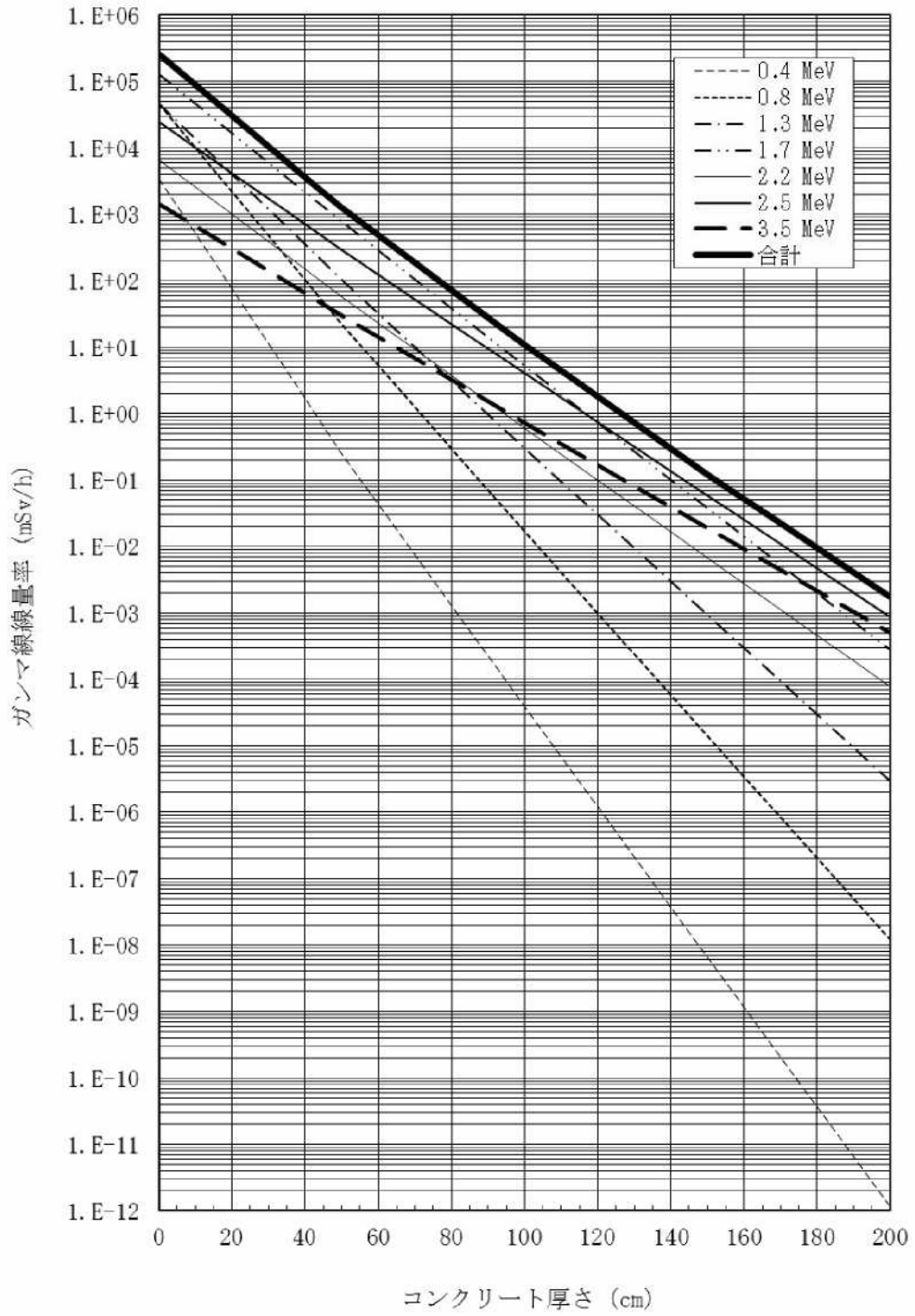
第1-2表 遮へい壁線量率の相对比较

遮へい コンクリート厚 (m)	設計用線源強度の線量率に対する割合 ^{*2)}	
	17×17 燃料集合体 ウラン燃料 (ステップ1) ^{*1), 3)}	17×17 燃料集合体 MOX 燃料 ^{*1)}
0.5	0.82	0.76
1	0.76	0.70
1.5	0.66	0.60
2	0.53	0.49

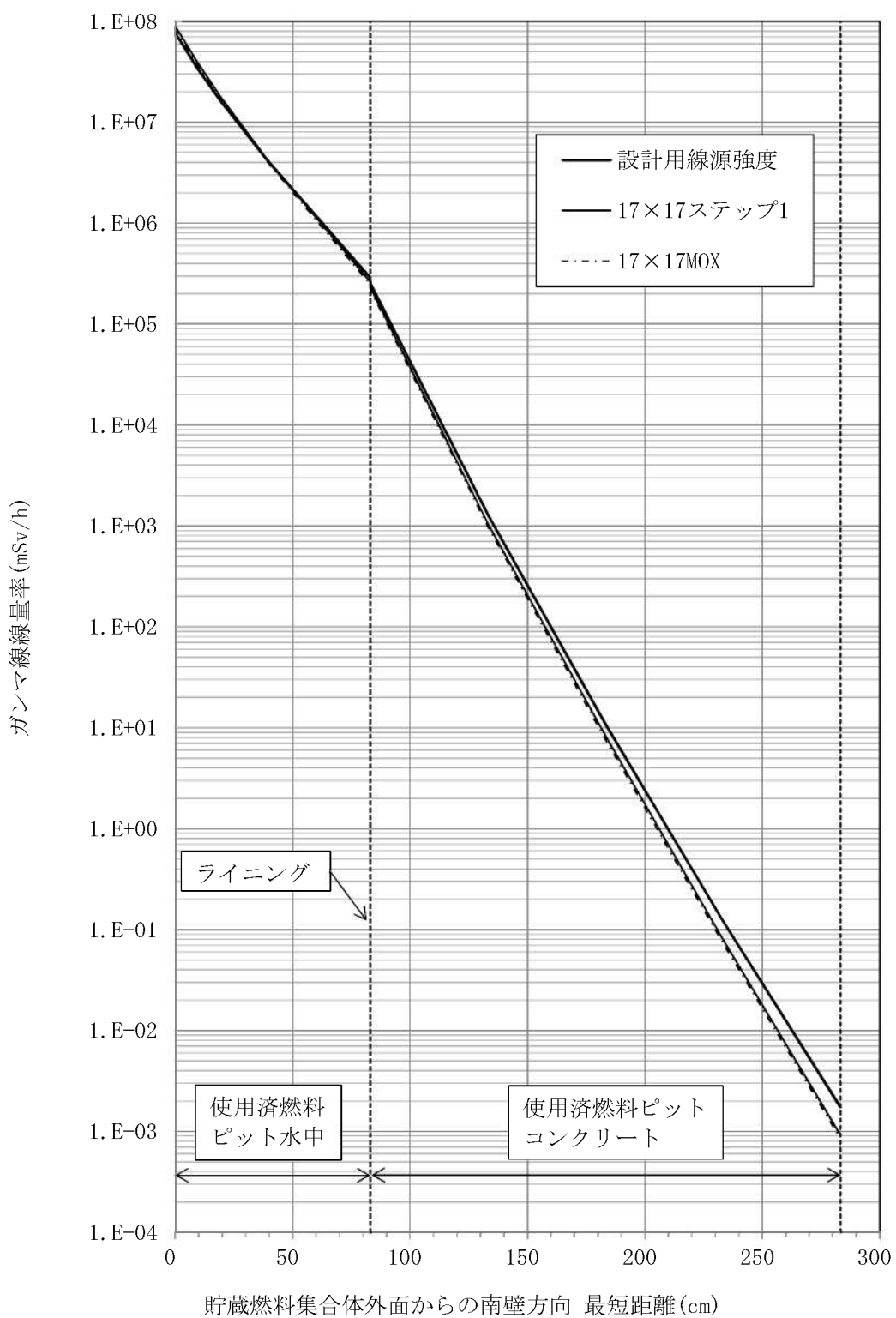
* 1) 冷却期間は炉停止から 100 時間 (約 4 日)

* 2) 割合 = $\frac{\text{各種燃料の線源強度を用いた遮へい壁線量率}}{\text{設計用線源強度を用いた遮へい壁線量率}}$

* 3) 3 号炉に移送する 4 号炉のステップ 1 燃料の冷却期間は炉停止から 7 年のため、3 号炉の冷却期間 100 時間のステップ 1 燃料で包含される。



第1-1図 コンクリートのガンマ線減衰率
(設計用線源強度)



第1-2図 各線源強度における線量率分布 (燃料集合体表面から壁外面まで)

計算機プログラム（解析コード）の概要

線量率評価に使用する「SPAN-SLAB」の概要を下表に示す。

項目 \ コード名	SPAN/SPAN-SLAB
開発機関	米国 Westinghouse 社及び三菱重工業（株）
開発時期	1977 年
使用したバージョン	Ver. 90m
使用目的	遮へい計算 (使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算 (SPAN-SLAB))
コードの概要	点減衰核積分法による 3 次元円筒形状 (SPAN) / 直方体形状 (SPAN-SLAB) の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量 (直接ガンマ線量) を計算する。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算 (SPAN-SLAB) について、点減衰核積分法を用いた SPAN/SPAN-SLAB コードを使用して実施している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ SPAN/SPAN-SLAB コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮へい体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、SPAN/SPAN-SLAB コードは設計基準事故時及び重大事故等時における線量評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ^{60}Co 円筒線源による測定実験 (“Spatial Distribution of Gamma - Rays from a Cylindrical ^{60}Co Source,” Journal of Nuclear Science and Technology ,1967) の結果と計算値を比較した結果、概ね一致している。 ・ ANS が提案したガンマ線のベンチマーク問題の解析が、

	<p>日本原子力学会速中性子遮蔽専門研究委員会の遮蔽設計法ワーキンググループと旧原研炉物理委員会の遮蔽専門部会の作業として遂行され、その成果報告（「放射性廃棄物施設を模擬したガンマ線問題に対する遮蔽設計手法の評価」船舶技術研究所報告（昭和58年11月））が公表されている。同報告には、種々の点減衰核積分法に基づく計算の比較が他機関によるSPANコードの結果も含めて掲載されており、他コードと比較して妥当な結果が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 上記の実験結果との対比及びベンチマークについての詳細は、「SPANコードの概要」MAPI-1049改3、「SPAN-SLABコードの概要」MAPI-1050改3（共に平成14年、三菱重工業株式会社）に示されている。 ・ 上記妥当性確認では、遮へい体透過後のガンマ線の線量率の実験値とSPANコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算及び使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の中央制御室遮へい等の遮へい体透過後の線量率を計算する。 ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算及び使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、事故時の外部遮へい及び中央制御室遮へいのための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮へいのための点減衰核積分コードとして、SPAN-SLABが挙げられている。
--	--

37条
重大事故等の拡大の防止等
(手順関連)

< 目 次 >

- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.11.1 対応手段と設備の選定
 - (1) 対応手段と設備の選定の考え方
 - (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - 1.11.2 重大事故等時の手順等
 - 1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等
 - (1) 燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水
 - (2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水
 - a. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
 - b. 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水
 - (3) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
 - (4) その他の手順項目にて考慮する手順
 - (5) 優先順位
 - 1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等
 - (1) 使用済燃料ピットへのスプレー
 - a. 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレー
 - (2) 燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水

- a. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水
 - (3) 使用済燃料ピットからの漏えい抑制
 - (4) その他の手順項目にて考慮する手順
 - (5) 優先順位
- 1.11.2.3 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順等
- (1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視
 - (2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視
- 1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等
- 1.11.2.5 燃料の補給手順等
- (1) 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給
- 1.11.3 大規模損壊時の手順等

添付資料1.11.1 使用済燃料ピットの水位低下時間評価

添付資料1.11.2 使用済燃料ピットへのスプレイ手順の妥当性について

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 要求事項 >

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において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。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。

3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率につい

て、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。

これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料ピット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するための対処設備を整備している。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

今回、使用済燃料貯蔵能力を増強し、共用化する計画としているが、対処設備を活用した手順等については、評価の数値が変化するものの、手順自体は既許可の内容から変更の必要はないことを確認した。

なお、資料中（添付資料を含む）において、貯蔵能力の増強に伴い算定条件や評価結果の数値が、令和元年9月25日に許可を受けた際の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。

1.11.1 対応手順と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料ピットを冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するため、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能又は使用済燃料ピット水補給設備による注水機能により、使用済燃料ピットを冷却又は使用済燃料ピットへ注水する必要がある。

使用済燃料ピットの冷却機能を有する設計基準対象施設として、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器を設置する。使用済燃料ピットへの注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料取替用水タンク（ピット）、燃料取替用水ポンプ、2次系純水タンク、2次系補給水ポンプを設置する。

これらの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料ピットからの漏えいが発生した場合はその機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.11.1図、第1.11.2図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

使用済燃料ピットから大量の水が漏えいし使用済燃料ピットの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料ピットへのスプレー又は原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟（以下「燃料取扱棟」という。）（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水により使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済

燃料ピット水の小規模な漏えい及び使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料ピットの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

設計基準対象施設の冷却又は注水設備に要求される機能喪失の原因と対応手段の検討及び審査基準、基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての

関係を第1.11.1表～第1.11.3表に示す。

- a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備

(a) 対応手段

使用済燃料ピットの冷却機能喪失時、又は使用済燃料ピットの小規模な漏えい発生時に、代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する手段がある。

燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク（ピット）
- ・ 燃料取替用水補助タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ
- ・ 2次系純水タンク

消火設備による使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ 原水タンク
- ・ 消防自動車
- ・ 防火水槽

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ
- ・ 水中ポンプ用発電機
- ・ 中間受槽
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

使用済燃料ピットの注水機能喪失時に、代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する手段がある。

消火設備による使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ 原水タンク
- ・ 消防自動車
- ・ 防火水槽

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ
- ・ 水中ポンプ用発電機
- ・ 中間受槽

- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析結果により選定した使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に使用する設備のうち、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、多様性拡張設備として位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク（ピット）

燃料取替用水タンク（ピット）は、事故時に炉心等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。

- ・ 燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水補助タンク
 燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査時等には燃料検査ピット等への水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があり、また、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。
- ・ 2次系補給水ポンプ、2次系純水タンク
 耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、必要な水量を確保しており、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。
- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、原水タンク、消防自動車、防火水槽
 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は、消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。

b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備

(a) 対応手段

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料ピットへのスプレイにより使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止及び燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段がある。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備は以下のとお

り。

- ・ 可搬型ディーゼル注入ポンプ
- ・ 中間受槽
- ・ 使用済燃料ピットスプレイヘッダ
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット内の燃料体等が損傷した場合に、燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水によりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段がある。

燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 移動式大容量ポンプ車
- ・ 放水砲
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水に使用する設備のうち、可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽、使用済燃料ピットスプレイヘッダ、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、移動式大容量ポンプ車及び放水砲は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合においても、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、及び燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することができる。

c. 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視のための対応手段と設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、使用済燃料ピットの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段として使用済燃料ピットの監視設備がある。

使用済燃料ピットの監視に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料ピット水位計 (SA)
- ・ 使用済燃料ピット水位計 (広域) (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)
- ・ 使用済燃料ピット温度計 (SA)
- ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計 (低レンジ)
- ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計 (中間レンジ)
- ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計 (高レンジ)

- ・ 使用済燃料ピット状態監視カメラ
- ・ 大容量空冷式発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリ
- ・ 使用済燃料ピットエリアモニタ
- ・ ロープ式水位計

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される使用済燃料ピットの監視に使用する設備のうち、使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（高レンジ）、使用済燃料ピット状態監視カメラ、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、温度及び上部の空間線量率の測定を行うことで使用済燃料ピットの継続的な状態監視を図ることができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、多様性拡張設備として位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 使用済燃料ピットエリアモニタ

耐震 S クラスではなく Ss 機能維持を担保できないが、空間線量率を把握する手段として有効である。

- ・ ロープ式水位計

使用済燃料ピット近傍へ接近しないと使用できないが、使用済燃料ピットの水位を把握する手段として有効である。

d. 手 順 等

上記の a.、b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順については、運転員（当直員）等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順に定める（第 1.11.1 表～第 1.11.3 表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.11.4 表、第 1.11.5 表）。

※2 運転員（当直員）等：運転員（当直員）及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.11.2 重大事故等時の手順等

1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等

- (1) 燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水
使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合は、燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水を行う。

燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンク（ピット）若しくは燃料取替用水補助タンク又は2次系補給水ポンプにより2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水タンク（ピット）及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ピットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を行う。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2が発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮へいを維持できる最低水位に到達する前に注水を開始でき、かつ使用済燃料ピットの蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、使用済燃料ピット内

の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止することが可能である。

(添付資料1.11.1)

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの事象又は状態となり、燃料取替用水タンク(ピット)、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクに必要な水位が確保されている場合。

- ・ 使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等が発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、又は使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合。
- ・ 使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL. +10.75m未満まで低下した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水タンク(ピット)等から使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.11.3図、第1.11.5図、第1.11.7図に、タイムチャートを第1.11.4図、第1.11.6図、第1.11.8図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、優先順位を考慮して使用タンクを選択し、運転員(当直員)等に燃料取替用水タンク(ピット)、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水するための系統構成

を指示する。

- ② 当直課長は、保守対応要員へ可搬型設備による使用済燃料ピットの監視及び使用済燃料ピットへの注水の準備を依頼する。
- ③ 運転員（当直員）等は、現場で燃料取替用水タンク（ピット）、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する系統構成を実施する。
- ④ 当直課長は、燃料取替用水タンク（ピット）、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの系統構成が完了すれば、注水操作を運転員（当直員）等に指示する。
- ⑤ 運転員（当直員）等は、現場で燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプを起動し、使用済燃料ピットへの注水を実施する。なお、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を実施する。
- ⑥ 運転員（当直員）等は、中央制御室で使用済燃料ピット水位の上昇、使用済燃料ピット温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへ注水されていることを確認する。
- ⑦ 運転員（当直員）等は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。
- ⑧ 運転員（当直員）等は、使用済燃料ピット水の小規模な漏

えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に最大流量にて注水し、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後は燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。

- ⑨ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて設計基準対象施設である使用済燃料ピット水位計、温度計及び使用済燃料ピットエリアモニタを監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。設計基準対象施設での使用済燃料ピットの状態監視ができない場合は、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（高レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は1ユニット当たり運転員（当直員）等1名により作業を実施する。燃料取替用水タンク（ピット）等による使用済燃料ピットへの注水開始までの所要時間は約20分と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転状態と同程度である。

(2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水

a. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。

原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

ただし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプは、重大事故等を対処するために消火が必要な火災が発生していないことを確認して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンク（ピット）等による使用済燃料ピットへの注水ができない場合に、使用済燃料ピットへ注水するために必要な原水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料

ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.11.9図に、タイムチャートを第1.11.10図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員（当直員）等及び保修対応要員に電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備の開始を指示する。
- ② 保修対応要員は、使用済燃料ピットへ可搬型ホースを布設する。
- ③ 運転員（当直員）等は、中央制御室で電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプを起動する。中央制御室にて起動できない場合は、現場にて起動する。
- ④ 当直課長は、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水が可能となれば、運転員（当直員）等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- ⑤ 保修対応要員は、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ起動確認後、現場で使用済燃料ピットへの注水を開始する。
- ⑥ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位計により水位の上昇、使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。
- ⑦ 運転員（当直員）等及び保修対応要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプの間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維

持する。

- ⑧ 運転員（当直員）等及び保修対応要員は、使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に最大流量にて注水し、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後は電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプの間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。
- ⑨ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて設計基準対象施設である使用済燃料ピット水位計、温度計及び使用済燃料ピットエリアモニタを監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。設計基準対象施設での使用済燃料ピットの状態監視ができない場合は、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（高レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は1ユニット当たり運転員（当直員）等1名、現場対応は1ユニット当たり運転員（当直員）等1名及び保修対応要員4名により作業を実施する。使用済燃料ピッ

トへの注水開始までの所要時間は約 2 時間と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具及び可搬型ホースを配備する。屋内作業の室温は通常運転状態と同程度である。

b. 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに燃料取替用水タンク（ピット）等、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水を行う。

消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへ可搬型ホースを布設し、可搬型設備である消防自動車により使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

ただし、消防自動車は、重大事故等を対処するために消火が必要な火災が発生していないことを確認して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンク（ピット）等、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水ができない場合に、使用済燃料ピットへ注水するために必要な原水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

消防自動車による使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.11.9図に、タイムチャートを第1.11.11図に示す。

- ① 当直課長と緊急時対策本部は連携を密にし、手順着手の判断基準に基づき、専属自衛消防隊及び保修対応要員に消防自動車による使用済燃料ピットへの注水準備開始を指示する。
- ② 専属自衛消防隊及び保修対応要員は、可搬型ホースの布設及び接続、消防自動車の設置による注水準備を行う。
- ③ 当直課長は、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水が可能となれば専属自衛消防隊に注水開始を指示する。
- ④ 専属自衛消防隊は、現場で消防自動車を起動する。消防自動車起動後、現場で使用済燃料ピットへの注水作業を開始する。
- ⑤ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位計により水位の上昇、使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。
- ⑥ 運転員（当直員）等及び専属自衛消防隊は、使用済燃料

ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は消防自動車の間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。

⑦ 運転員（当直員）等及び専属自衛消防隊は、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に最大流量にて注水し、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後は消防自動車の間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。

⑧ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて設計基準対象施設である使用済燃料ピット水位計、温度計及び使用済燃料ピットエリアモニタを監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。設計基準対象施設での使用済燃料ピットの状態監視ができない場合は、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（高レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

（c）操作の成立性

上記の現場対応は専属自衛消防隊8名及び保修対応要員2名により作業を実施する。使用済燃料ピットへの注水開始までの

所要時間は約30分と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるよう、所定の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

(3) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに燃料取替用水タンク（ピット）等、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による注水機能が喪失した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。

注水については使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、可搬型設備である使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの事象又は状態となった場合。

- ・ 使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等が発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、又は使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合。
- ・ 使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL. + 10.75m未満まで低下した場合。

b. 操作手順

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.11.12図に、タイムチャートを第1.11.13図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員（当直員）等及び保修対応要員に使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備の開始を指示する。
- ② 運転員（当直員）等は、現場で使用済燃料ピットの水位の低下が配管破損による漏えいが原因である場合は、サイフォンブレーカ弁の開を確認する。なお、使用済燃料ピットから燃料取替用水タンク（ピット）への補給中の場合は、速やかに使用済燃料ピットポンプを停止し、サイフォンブレーカ弁を開弁する。
- ③ 保修対応要員は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所へ移動し、現場で使用工具及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等をフォークリフトによりトラックへ積み込む。あわせて、取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受

槽を所定の場所に移動させる。

- ④ 保修対応要員は、現場で中間受槽及び可搬型ホース等の設置を実施し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを設置する。
- ⑤ 保修対応要員は、現場で水中ポンプ用発電機を設置し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの電源ケーブルを水中ポンプ用発電機と接続する。
- ⑥ 保修対応要員は、現場で中間受槽への水張りを実施する。
- ⑦ 当直課長は、他の手段により使用済燃料ピットの水位が維持できない場合に、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備が完了すれば、運転員（当直員）等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- ⑧ 保修対応要員は、現場で使用済燃料ピット補給用水中ポンプを起動し起動状態を確認後、運転員（当直員）等に報告する。
- ⑨ 運転員（当直員）等は、中央制御室で使用済燃料ピット水位の上昇、使用済燃料ピット温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。
- ⑩ 運転員（当直員）等及び保修対応要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。
- ⑪ 運転員（当直員）等及び保修対応要員は、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に最大流量にて注水し、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達

後は使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転又は現場での流量調整により、水位を維持する。

- ⑫ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて設計基準対象施設である使用済燃料ピット水位計、温度計及び使用済燃料ピットエリアモニタを監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。設計基準対象施設での使用済燃料ピットの状態監視ができない場合は、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（高レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。
- ⑬ 保守対応要員は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における補給間隔を目安に燃料の補給を実施する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は1ユニット当たり保守対応要員12名により作業を実施する。使用済燃料ピットへの注水開始までの所要時間は約5時間20分と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。可搬型ホースの取付けについては速やかに作業ができるよう使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

水源（復水タンク（ピット）又は燃料取替用水タンク（ピット））の枯渇時等に関する手順、使用済燃料ピットへ注水する際の間受槽への供給手順及び水中ポンプ用発電機への燃料補給に関する手順は「1.13重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

(5) 優先順位

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時において、使用済燃料ピットへの注水が必要な場合の注水手段の優先順位を以下に示す。

使用済燃料ピットへの注水は、注水までの所要時間が短い燃料取替用水タンク（ピット）、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクによる注水を優先する。その中で、ほう酸水であり、さらにタンク容量の大きい燃料取替用水タンク（ピット）を優先とする。次にほう酸水である燃料取替用水補助タンクを使用し、最後に純水である2次系純水タンクを使用する。なお、燃料取替用水タンク（ピット）については原子炉等に注水する必要がない場合において使用する。

燃料取替用水タンク（ピット）等が使用できない場合や漏えい量から追加の注水が必要となる場合は、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車を使用する。優先順位は、常用電源があれば、電動消火ポンプを使用し、電動消火ポンプが使用できなければディーゼル消火ポンプを使用し、ディーゼル消火ポンプが使用でき

なければ消防自動車を使用する。なお、構内で火災が発生している場合において、重大事故等を対処するために消火が必要な火災が発生している場合には、消火用として配備している電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車は消火活動を優先して実施する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合又は使用済燃料ピット水位がEL. +10.75m未満まで低下した場合に、あらかじめ使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク（ピット）等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへ注水する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.11.14図に示す。

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 使用済燃料ピットへのスプレイ

- a. 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイを行う。

水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

可搬型設備である可搬型ディーゼル注入ポンプから可搬型設備である使用済燃料ピットスプレイヘッドへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL. + 10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合。

(b) 操作手順

可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.11.15図に、タイムチャートを第1.11.16図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、保修対応要員に可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 保修対応要員は、可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所へ移動し、現場で使用工具及び使用済燃料ピットスプレイヘッド等をフォークリフトによりトラックへ積み込む。あわせて、取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピットスプレイヘッド、中間受槽を所定の場所へ移

動させる。

- ③ 保 修 対 応 要 員 は、 可 搬 型 ホ ー ス の 布 設 及 び 接 続、 可 搬 型
 デ ィ ー ゼ ル 注 入 ポ ン プ、 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト ス プ レ イ ヘ ッ ダ
 並 び に 中 間 受 槽 の 設 置 に よ る 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト へ の ス プ レ イ
 準 備 を 行 う。
- ④ 保 修 対 応 要 員 は、 現 場 で 中 間 受 槽 へ 水 張 り を 実 施 す る。
- ⑤ 保 修 対 応 要 員 は、 現 場 で 可 搬 型 デ ィ ー ゼ ル 注 入 ポ ン プ の
 水 張 り を 実 施 す る。
- ⑥ 当 直 課 長 は、 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 出 口 配 管 下 端 水 位 を 維 持
 で き な い 場 合、 保 修 対 応 要 員 に ス プ レ イ 開 始 を 指 示 す る。
 ま た、 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 補 給 用 水 中 ポ ン プ に よ る 使 用 済
 燃 料 ピ ッ ト へ の 注 水 を 実 施 し て い る 場 合 は、 使 用 済 燃 料 ピ
 ッ ト 補 給 用 水 中 ポ ン プ の 停 止 を 指 示 す る。
- ⑦ 保 修 対 応 要 員 は、 可 搬 型 デ ィ ー ゼ ル 注 入 ポ ン プ を 起 動 し、
 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト へ の ス プ レ イ を 開 始 す る。
 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 補 給 用 水 中 ポ ン プ に よ る 使 用 済 燃 料 ピ
 ッ ト へ の 注 水 を 実 施 し て い る 場 合 は、 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 補
 給 用 水 中 ポ ン プ を 停 止 す る。
- ⑧ 運 転 員（ 当 直 員 ） 等 は、 中 央 制 御 室 に て 設 計 基 準 対 象 施
 設 で あ る 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 水 位 計、 温 度 計 及 び 使 用 済 燃 料
 ピ ッ ト エ リ ア モ ニ タ を 監 視 し、 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト が 冷 却 状
 態 に あ る こ と を 確 認 す る。 設 計 基 準 対 象 施 設 で の 使 用 済 燃
 料 ピ ッ ト の 状 態 監 視 が で き な い 場 合 は、 重 大 事 故 等 対 処 設
 備 で あ る 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 水 位 計（ SA）、 使 用 済 燃 料 ピ ッ
 ト 水 位 計（ 広 域）、 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 温 度 計（ SA）、 使 用 済

燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率計（高レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

- ⑨ 保 修 対 応 要 員 は、可 搬 型 デ ィ ー ゼ ル 注 入 ポ ン プ の 運 転 状 態 を 継 続 監 視 し、定 格 負 荷 運 転 時 に お け る 燃 料 補 給 間 隔 を 目 安 に 燃 料 補 給 を 実 施 す る。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は保修対応要員25名により作業を実施する。使用済燃料ピットへのスプレー開始までの所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるよう、可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。屋内作業の室温は通常運転状態と同程度である。

(添付資料1.11.2)

(2) 燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水

- a. 移 動 式 大 容 量 ポ ン プ 車 及 び 放 水 砲 に よ る 燃 料 取 扱 棟 （ 使 用 済 燃 料 ピ ッ ト 内 の 燃 料 体 等 ） へ の 放 水

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピ

ット内の燃料体等) への放水を行う。

海を水源とし、可搬型設備である移動式大容量ポンプ車及び放水砲により燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)へ放水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL. + 10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.12発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(3) 使用済燃料ピットからの漏えい抑制

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを抑制する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位計指示が使用済燃料ピット出口配管下端(EL. + 9.46m)以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料取扱棟へアクセスができる場合。

b. 操作手順

使用済燃料ピットからの漏えい抑制の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.11.17図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、保修対応要員へ資機材を用いた使用済燃料ピットからの漏えい抑制の準備開始を指示する。
- ② 保修対応要員は、ステンレス鋼板にガスケット材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取付けた後、貫通穴付近まで吊り下げる。
- ③ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位計により水位の低下傾向からステンレス鋼板が貫通穴から流路を塞ぎ、使用済燃料ピットから漏えいが抑制されたことを確認し、保修対応要員へ連絡する。
- ④ 保修対応要員は、漏えい量が抑制された位置で吊り降ろし用ロープを手すり等に固縛、固定する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は1ユニット当たり保修対応要員4名により作業を実施する。使用済燃料ピットからの漏えい抑制操作完了までの所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

使用済燃料ピットへスプレイする際の中間受槽への供給手順は「1.13重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.4 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手順等」にて整備する。

(5) 優先順位

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合の手段の優先順位を以下に示す。

使用済燃料ピット水位がEL. + 10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイを実施する。

また、燃料取扱棟へアクセスできない場合は、移動式大容量ポンプ車を用いた放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を実施する。

使用済燃料ピット水位が更に低下し、使用済燃料ピット出口配管下端(EL. + 9.46m)以下まで低下、かつ水位低下が継続する場合において、燃料取扱棟へアクセスができる場合は、資機材による漏えい抑制を実施する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.11.18図に示す。

1.11.2.3 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順等

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料ピット監視計器の環境条件は、使用済燃料ピット水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため100℃以上に達することはない。）、高湿度の環境が考えられるが、構造及び位置により、直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから、監視計器を事故時環境下においても使用する。なお、使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラについては、耐環境性向上のため空気を供給することで冷却する。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備により監視を行う。重大事故等時には、これらの可搬型の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料ピットの水位、水温及び空間線量率の状態監視を行う。

また、使用済燃料ピットの温度、水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは、非常用所内電源から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源を給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料ピットの監視は運転員（当直員）等が行う。

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピットエリアモニタにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計(SA)、使用済燃料ピット温度計(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり、設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を実施する。

可搬型設備である使用済燃料ピット周辺線量率計(低レンジ)、使用済燃料ピット周辺線量率計(中間レンジ)、使用済燃料ピット周辺線量率計(高レンジ)(以下「使用済燃料ピット周辺線量率計」という。)、使用済燃料ピット水位計(広域)により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する手順を整備する。

使用済燃料ピット周辺線量率計は、使用済燃料ピット区域の定点3箇所を設置し、使用済燃料ピットにおける通常水位から燃料体等が露出にいたるまでの水位変動に対し、使用済燃料ピットの空間線量率の計測が可能である。また、定点設置が不可能な場合、使用済燃料ピット外側に取り付けを想定し、あらかじめ評価し把握した相関関係により使用済燃料ピット空間線量率を指示値の傾向で確認し

て推定することもできる。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの事象又は状態となった場合。

- ・ 使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等が発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、又は使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合。
- ・ 使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL. + 10.75m未満まで低下した場合。

b. 操作手順

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視手順の概要は以下のとおり。また、概略系統図を第1.11.19図、タイムチャートを第1.11.20図に示す。

- ① 当直課長は手順着手の判断基準に基づき、保修対応要員に可搬型設備による使用済燃料ピットの監視設備の設置を指示する。
- ② 保修対応要員は、中央制御室で使用済燃料ピット周辺線量率計用記録計及び使用済燃料ピット周辺線量率計（中間レンジ、高レンジ）用の可搬型計測装置を設置し、電源及び信号ケーブルの接続を行う。
- ③ 保修対応要員は、保管場所から使用済燃料ピット周辺線量率計を使用済燃料ピット区域の定点3箇所を設置し、電源及

び信号ケーブルの接続を行う。

- ④ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて使用済燃料ピットエリアモニタと使用済燃料ピット周辺線量率計の指示を確認する。
- ⑤ 運転員（当直員）等は、定点設置でない場合において、使用済燃料ピット周辺線量率計の測定値より、使用済燃料ピットエリアの空間線量率を推定する。
- ⑥ 保守対応要員は、保管場所から使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）を運搬、設置する。
- ⑦ 保守対応要員は、エアパーズセット及びフレキシブルホースを接続し、使用済燃料ピットの所定の場所からそれぞれ着水させる。
- ⑧ 保守対応要員は、使用済燃料ピットエリアモニタに保護箱前面カバー及び保温材、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）に保温材を取付ける。
- ⑨ 保守対応要員は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを起動する。
- ⑩ 運転員（当直員）等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット状態監視カメラ、使用済燃料ピット周辺線量率計により使用済燃料ピットの状態監視を行う。また、直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は1ユニット当たり保守対応要員3名により作業を実施する。使用済燃料ピット周辺線量率計による監視開始までの所要時間は約40分と想定する。使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラ冷却開始並びに使用済燃料ピット水位計（広域）による監視開始までの所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転状態と同程度である。

常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位計が故障した場合は、ロープ式水位計を使用する。

1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する手順を整備する。

代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.5 燃料の補給手順等

(1) 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃

料補給

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを運転した場合、動力源となる使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）へ燃料補給を行う。

燃料油貯蔵タンクからタンクローリへ燃料を吸入し、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）へ燃料を補給する手順を整備する。

また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 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手順等」、「1.13重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「1.14電源の確保に関する手順等」及び「1.18緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上に管理する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）の燃料が規定油量以上あることを確認し、運転を開始した後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{※4}に達した場合。

※4 燃料補給作業着手時間及び定格負荷運転時における燃料補給間隔は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）：運転開始後約5時間30分以内（その後約8時間20分ごとに補給）

b. 操作手順

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給の手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.11.21図に、タイムチャートを第1.11.22図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、保修対応要員に使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給を指示する。
- ② 保修対応要員は、燃料油貯蔵タンクから使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給作業の準備を実施する。
- ③ 保修対応要員は、タンクローリを保管エリアから燃料油貯蔵タンクの近傍に移動させ、燃料の吸入を実施する。
- ④ 保修対応要員は、タンクローリを使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）の近傍に移動させ、燃料の補給を実施する。
- ⑤ 保修対応要員は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に、以降③、④を繰り返し、燃料補給を実施する。

c. 操作の成立性

上記の現場対応は保修対応要員2名により作業を実施する。燃料補給完了までの所要時間は、約1時間55分と想定する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）の定格負荷運転時の燃料消費率は、約23.10/hである。燃料補給しない場合、起動から枯渇までの時間は約7時間30分と想定しており、

枯渇までに燃料補給を実施する。

1.11.3 大規模損壊時の手順等

大規模損壊時の手順等については、1.11.2 重大事故等時の手順等にて整備する手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッドの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイを行う手順を整備する。

なお、整備する手順等は令和元年9月25日に許可を受けた内容から変更はない。

第1.11.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク（ピット） 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	燃料取替用水タンク（ピット）等から 使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク（ピット）			
			燃料取替用水補助タンク			
			2次系補給水ポンプ			
			2次系純水タンク*2			
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	多様性拡張設備		
			ディーゼル消火ポンプ			
			原水タンク			
			消防自動車			
			防火水槽			
		使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	重大事故等対処設備		
			水中ポンプ用発電機			
			中間受槽*3			
			燃料油貯蔵タンク*4			
			タンクローリ*4			

*1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

*2：2次系補給水ポンプが起動できない場合は、水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。

*3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

*4：水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

第1.11.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	重大事故等対処設備	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保守対応要員)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			中間受槽*2			
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ			
			燃料油貯蔵タンク*3			
			タンクローリ*3			
		燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)への放水	移動式大容量ポンプ車*4			
			放水砲*4			
			燃料油貯蔵タンク*3			
			タンクローリ*3			

*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

*2: 中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

*3: 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 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手順等」にて整備する。

*4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.11.3表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順の分類	
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計 (SA) * 2	重大事故等対処設備	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順 (二部事象ベース: 運転員 (当直員) 等及び保修対応要員) 等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			使用済燃料ピット水位計 (広域) * 2 (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)			
			使用済燃料ピット温度計 (SA) * 2			
			使用済燃料ピット周辺線量率計 (低レンジ) * 2			
			使用済燃料ピット周辺線量率計 (中間レンジ) * 2			
			使用済燃料ピット周辺線量率計 (高レンジ) * 2			
			使用済燃料ピット状態監視カメラ * 2			
			大容量空冷式発電機 * 3			
			燃料油貯蔵タンク * 4			
			タンクローリ * 4			
			使用済燃料ピットエリアモニタ	多様性拡張設備		
			ロープ式水位計			

- * 1 : 整備する手順は、想定事象別に第一部 (設計基準事象)、第二部 (設計基準外事象: 事象ベース、兆候 [安全機能] ベース、停止中)、第三部 (炉心損傷後影響緩和) に整備する。
- * 2 : ディーゼル発電機等により給電する。
- * 3 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 4 : 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) の燃料補給に使用する。

第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却のための手順等

監視計器一覧（1 / 4）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(1) 燃料取替用水タンク（ピット）等からの使用済燃料ピットへの注水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット温度計*¹ ・使用済燃料ピット温度計（SA）*²
		使用済燃料ピットの水	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位計*¹ ・使用済燃料ピット水位計（SA）*²
		水源	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンク（ピット）水位計
			<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水補助タンク水位計
			<ul style="list-style-type: none"> ・2次系純水タンク水位計
		操作	使用済燃料ピットの温度
	使用済燃料ピットの水		<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位計*¹ ・使用済燃料ピット水位計（SA）*²
	水源		<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンク（ピット）水位計
			<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水補助タンク水位計
			<ul style="list-style-type: none"> ・2次系純水タンク水位計
	使用済燃料ピット周辺の放射線量率		<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピットエリアモニタ*¹
		<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット周辺線量率計*²*³ 	
	使用済燃料ピットの状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット状態監視カメラ*² 	

* 1 : 通常時使用する計器

* 2 : 重大事故等時使用する計器

* 3 : 可搬型設備

監視計器一覧（2 / 4）

対応手段	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目		監視計器	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等				
(2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水 a. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット温度計*¹ ・使用済燃料ピット温度計 (SA) *² 	
		使用済燃料ピットの水	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位計*¹ ・使用済燃料ピット水位計 (SA) *² 	
		水源	<ul style="list-style-type: none"> ・原水タンク水位計 	
	操作	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット温度計*¹ ・使用済燃料ピット温度計 (SA) *² 	
		使用済燃料ピットの水	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位計*¹ ・使用済燃料ピット水位計 (SA) *² 	
		使用済燃料ピット周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピットエアモニタ*¹ ・使用済燃料ピット排気ガスモニタ ・使用済燃料ピット周辺線量率計*²*³ 	
		使用済燃料ピットの状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット状態監視カメラ*² 	
		水源	<ul style="list-style-type: none"> ・原水タンク水位計 	
	(2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水 b. 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水	「1.11.2.1 (2) a. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」と同様。		
	(3) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット温度計*¹ ・使用済燃料ピット温度計 (SA) *²
使用済燃料ピットの水	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位計*¹ ・使用済燃料ピット水位計 (SA) *² 			
操作	「1.11.2.1 (2) a. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」と同様。			

* 1 : 通常時使用する計器
 * 2 : 重大事故等時使用する計器
 * 3 : 可搬型設備

監視計器一覧（3 / 4）

対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1. 11. 2. 2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等			
(1) 使用済燃料ピット へのスプレイ a. 可搬型ディーゼル 注入ポンプ及び使用 済燃料ピットスプレ イヘッドによる使用 済燃料ピットへのス プレイ	判断 基準	使用済燃料ピットの 水位	・使用済燃料ピット水位計* ¹ ・使用済燃料ピット水位計（SA）* ²
		操作	「1. 11. 2. 1 (2) a. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」と同様。
(2) 燃料取扱棟（使用 済燃料ピット内の燃 料体等）への放水 b. 移動式大容量ポン プ車及び放水砲によ る燃料取扱棟（使用 済燃料ピット内燃料 体等）への放水	判断 基準	使用済燃料ピットの 水位	・使用済燃料ピット水位計* ¹ ・使用済燃料ピット水位計（SA）* ²
		使用済燃料ピット周辺 の放射線量率	・使用済燃料ピットエアモニタ* ¹ ・使用済燃料ピット排気ガスモニタ
			・使用済燃料ピット周辺線量率計 * ² * ³
	使用済燃料ピットの状 態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ * ²	
操作	「1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。		
(3) 使用済燃料ピット からの漏えい抑制	判断 基準	使用済燃料ピットの 水位	・使用済燃料ピット水位計* ¹ ・使用済燃料ピット水位計（SA）* ²
		使用済燃料ピット周辺 の放射線量率	・使用済燃料ピットエアモニタ* ¹ ・使用済燃料ピット排気ガスモニタ
			・使用済燃料ピット周辺線量率計 * ² * ³
	使用済燃料ピットの状 態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ * ²	
	操作	使用済燃料ピットの 水位	・使用済燃料ピット水位計（SA）* ² ・使用済燃料ピット水位計（広域） * ² * ³

- * 1 : 通常時使用する計器
- * 2 : 重大事故等時使用する計器
- * 3 : 可搬型設備

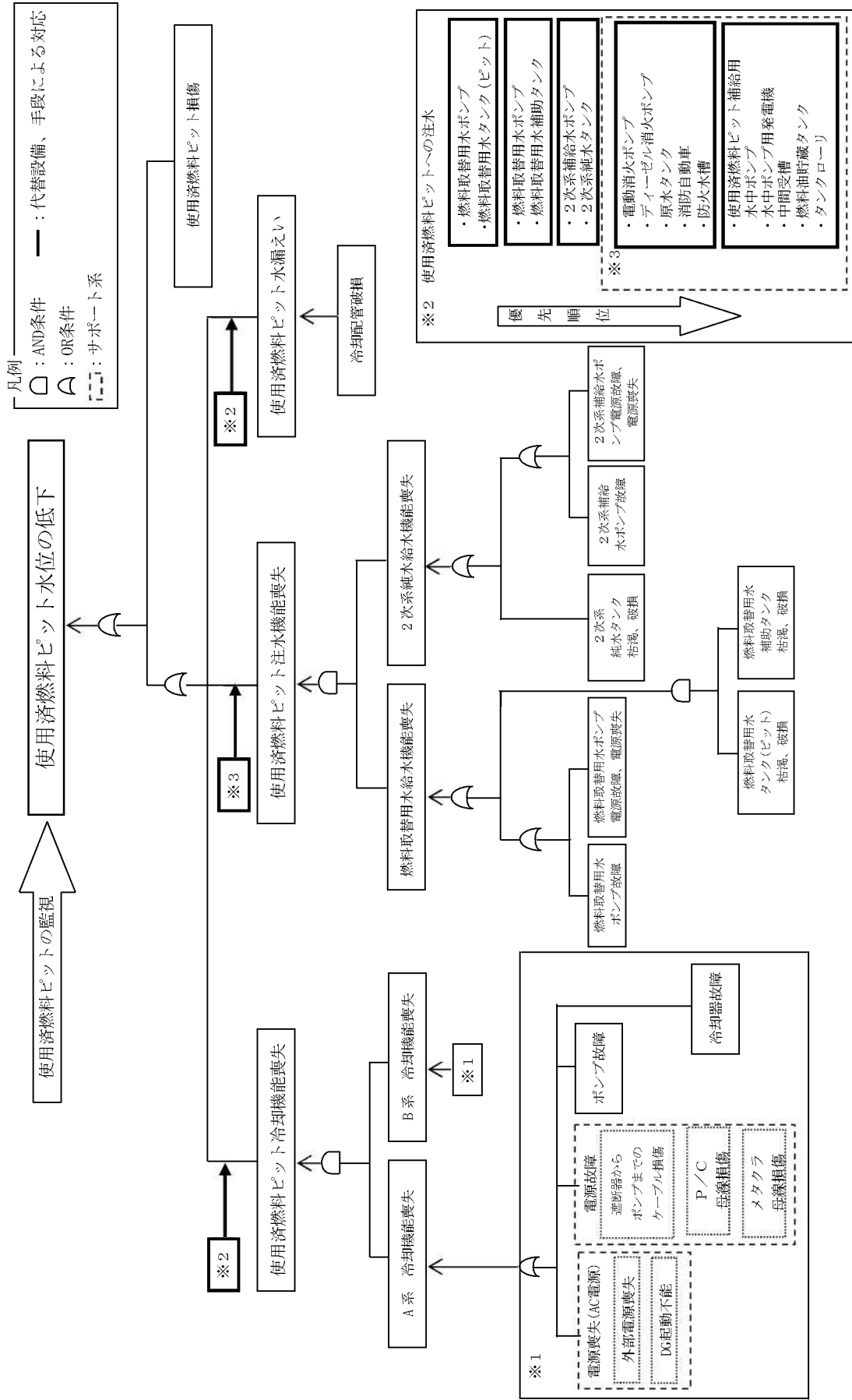
監視計器一覧（４／４）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1.11.2.3 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視		
(1) 常設設備における 使用済燃料ピットの 状態監視	— 使用済燃料ピットの温 度	・使用済燃料ピット温度計* ¹
		・使用済燃料ピット温度計 (SA) * ²
	— 使用済燃料ピットの水 位	・使用済燃料ピット水位計* ¹
		・使用済燃料ピット水位計 (SA) * ²
— 使用済燃料ピット周辺 の放射線量率	・使用済燃料ピットエアモニタ* ¹	
— 使用済燃料ピットの状 態監視	・使用済燃料ピット排気ガスモニタ カメラ* ²	
(2) 可搬型設備による 使用済燃料ピットの 状態監視	判断 基準	・使用済燃料ピット温度計* ¹
		・使用済燃料ピット温度計 (SA) * ²
	操作	・使用済燃料ピット水位計* ¹
		・使用済燃料ピット水位計 (SA) * ²
	— 使用済燃料ピットの水 位	・使用済燃料ピット水位計 (広域) * ² * ³
— 使用済燃料ピット周辺 の放射線量率	・使用済燃料ピット周辺線量率計 * ² * ³	
— 使用済燃料ピットの状 態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ * ²	

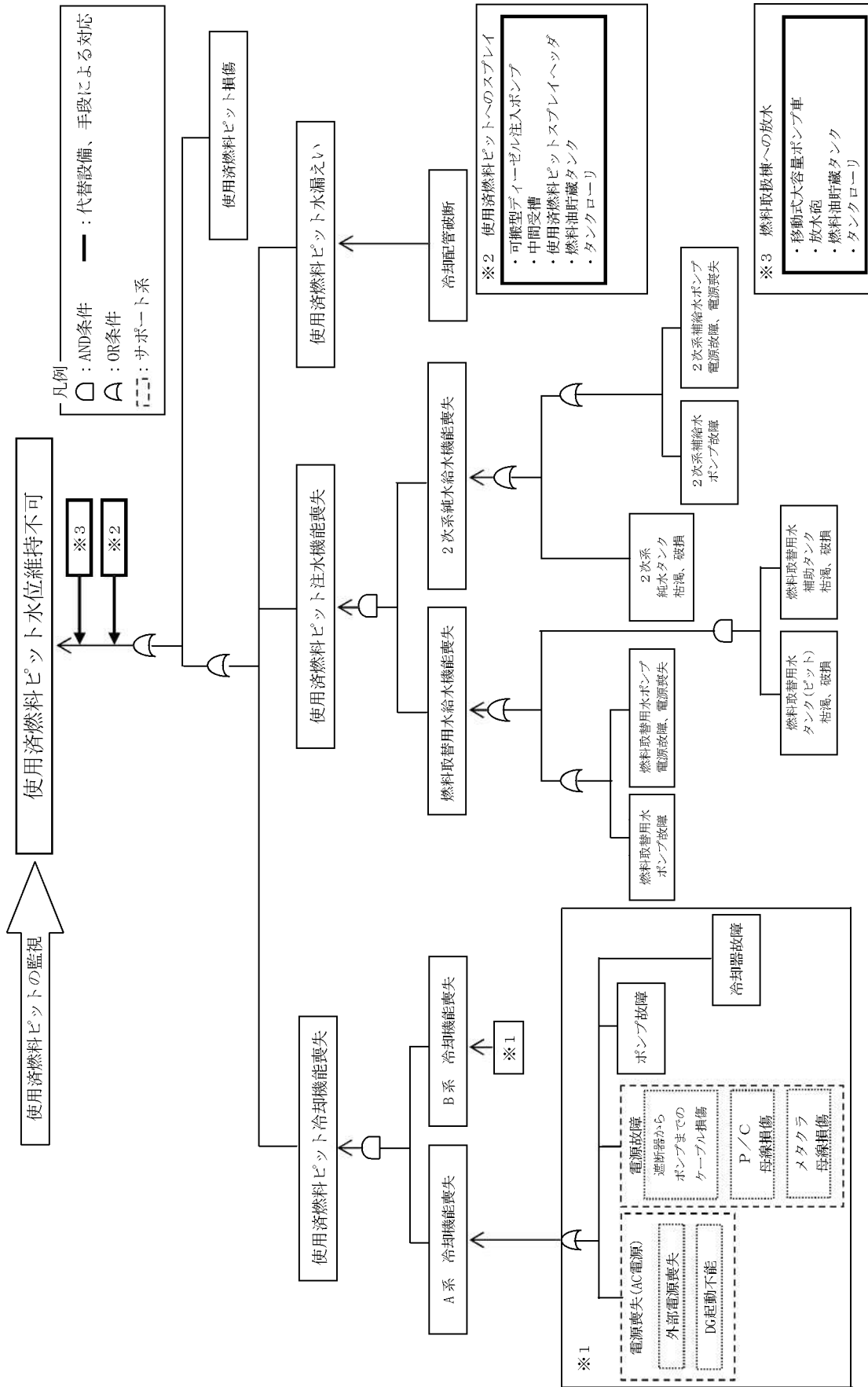
- * 1 : 通常時使用する計器
- * 2 : 重大事故等時使用する計器
- * 3 : 可搬型設備

第 1.11.5 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

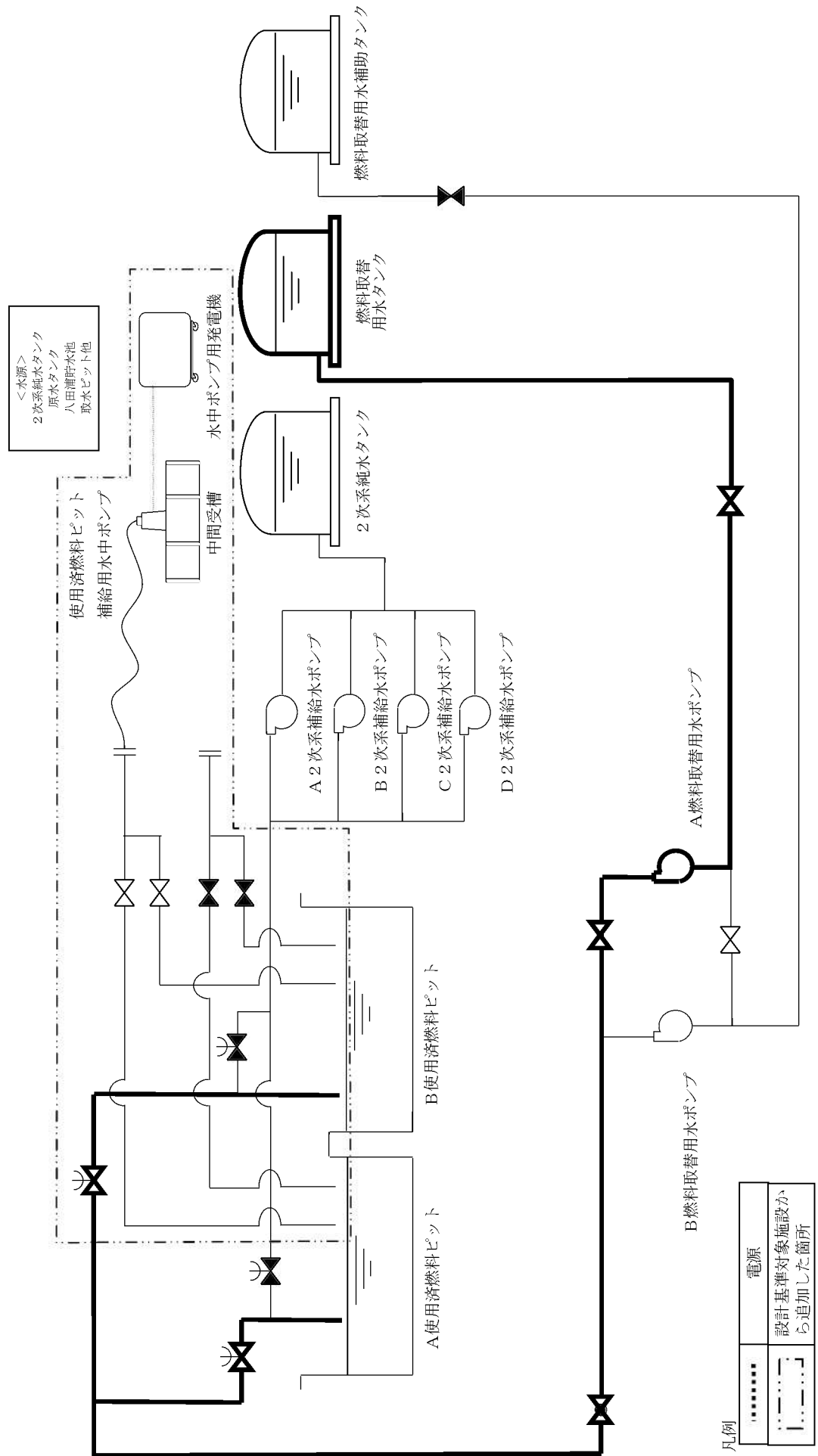
対象条文	供給対象設備	給電元
<p style="text-align: center;">【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却 等のための手順等</p>	使用済燃料ピット水位計 (SA)	A 計装用電源
		B 計装用電源
	使用済燃料ピット水位計 (広域)	A 直流 コントロールセンタ
		B 直流 コントロールセンタ
	使用済燃料ピット温度計 (SA)	A 計装用電源
		B 計装用電源
	使用済燃料ピット周辺線量率計 (低レンジ)	A 計装用電源
		B 計装用電源
	使用済燃料ピット周辺線量率計 (中間レンジ、高レンジ)	C 計装用電源
		D 計装用電源
	使用済燃料ピット状態監視カメラ	A 計装用電源
		B 計装用電源



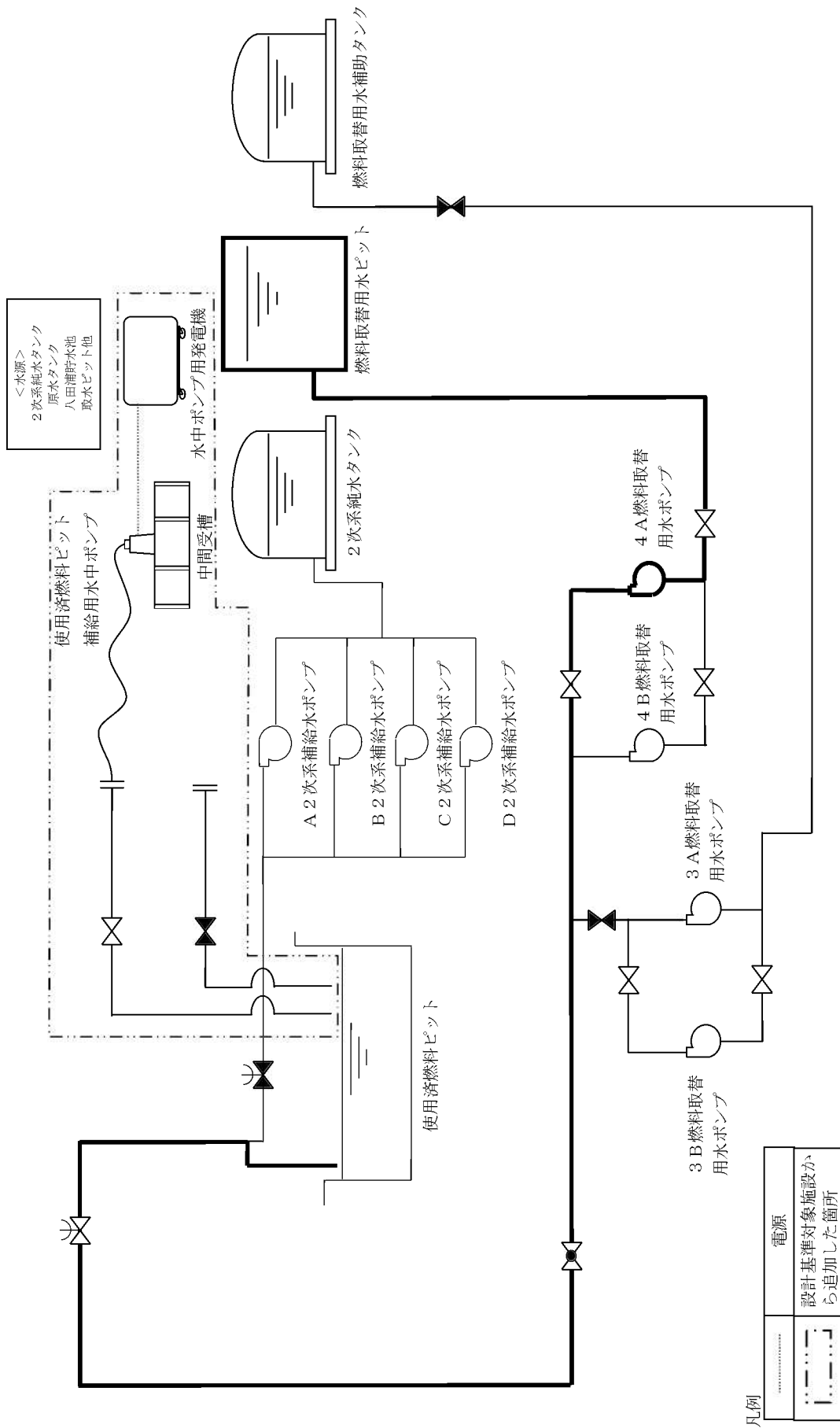
第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）



第 1.11.2 図 機能喪失原因対策分析 (使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時)



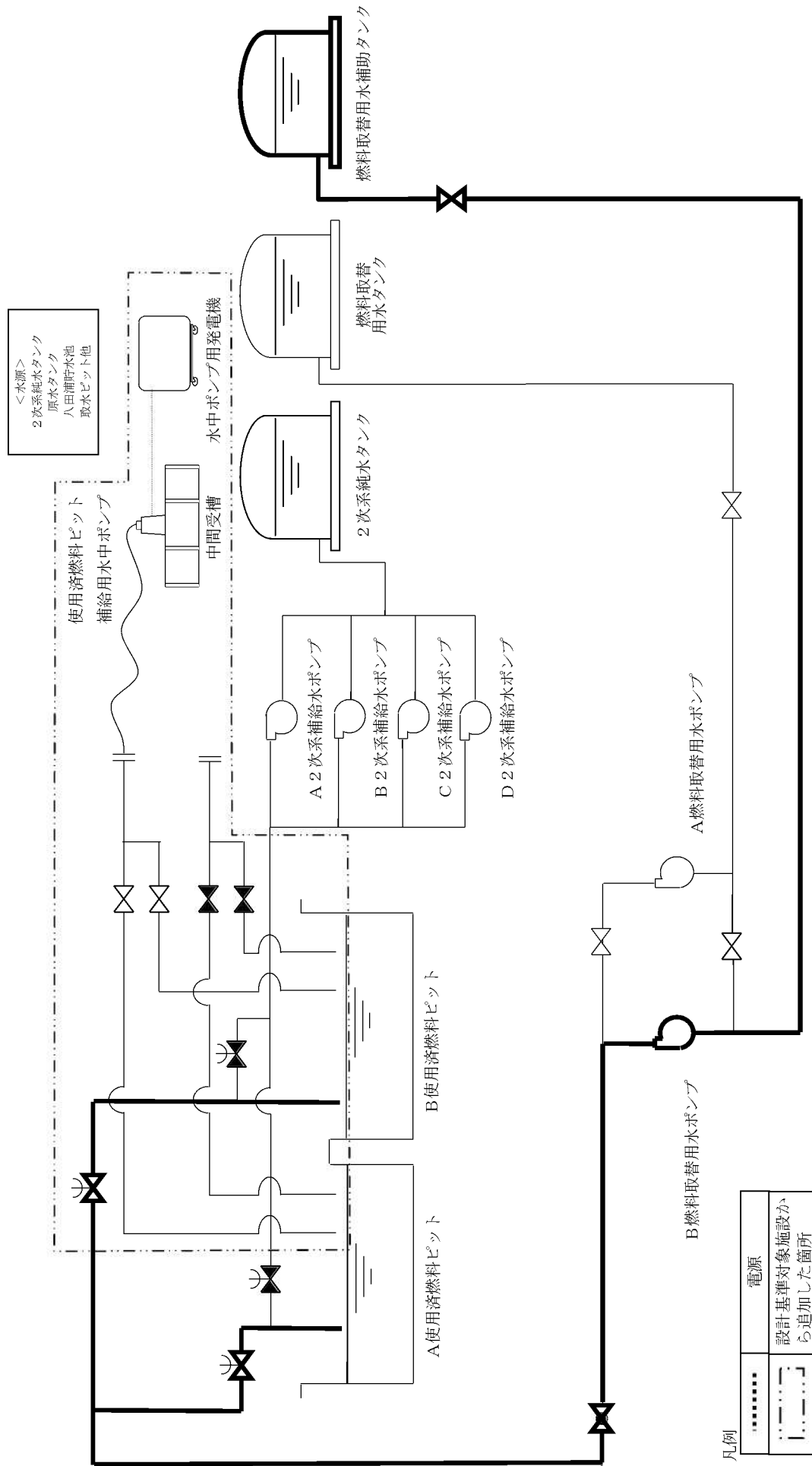
第 1.11.3 図 燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (3号炉)



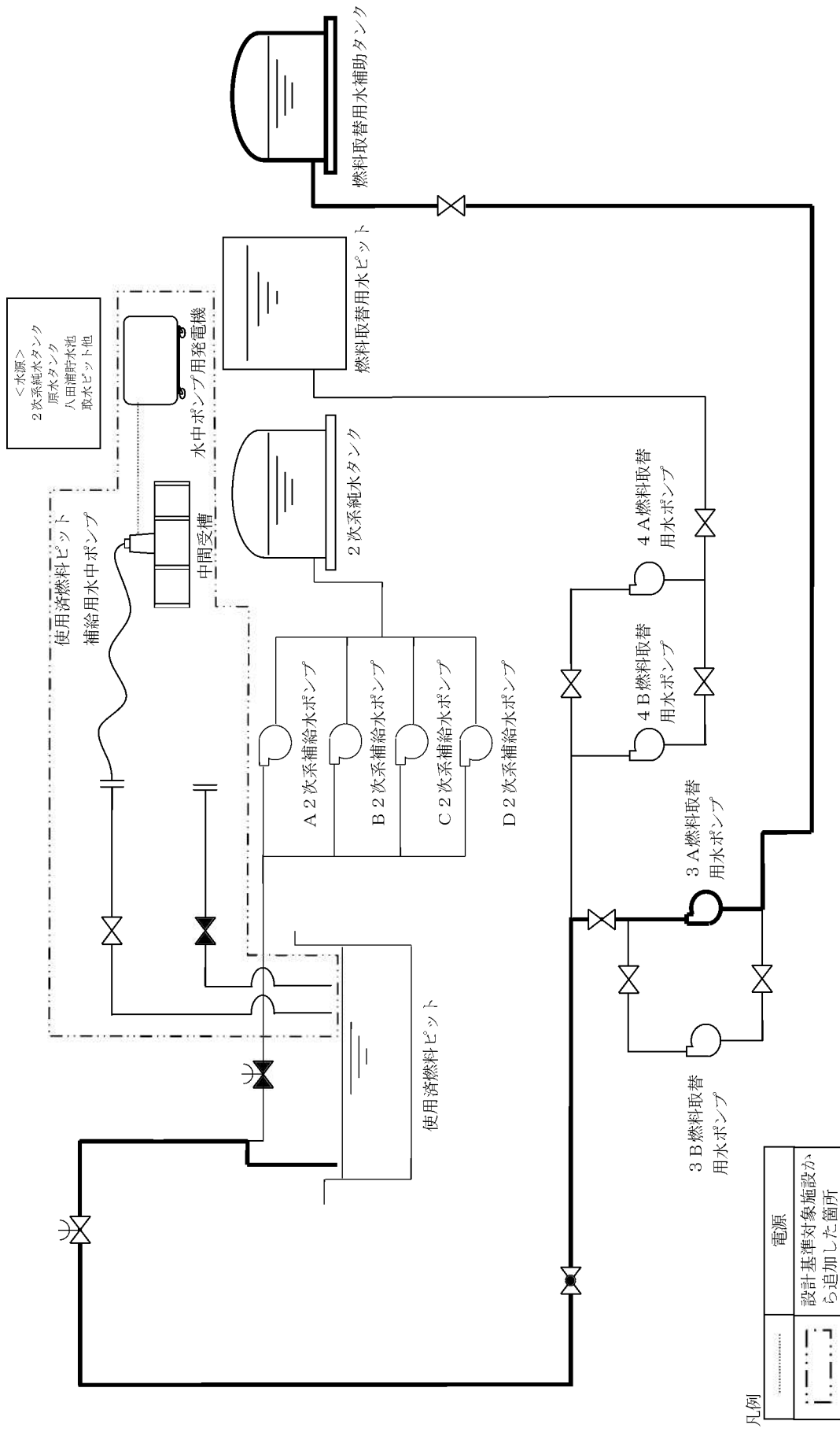
第 1.11.3 図 燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (4号炉)

		経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員(数)	約20分 燃料取替用水タンク(ピット)からの注水開始										
燃料取替用水タンク(ピット)による使用済燃料ピットへの注水	運転員(当直員)等(現場)	1	移動、系統構成									

第 1.11.4 図 燃料取替用水タンク(ピット)から使用済燃料ピットへの注水タイムチャート



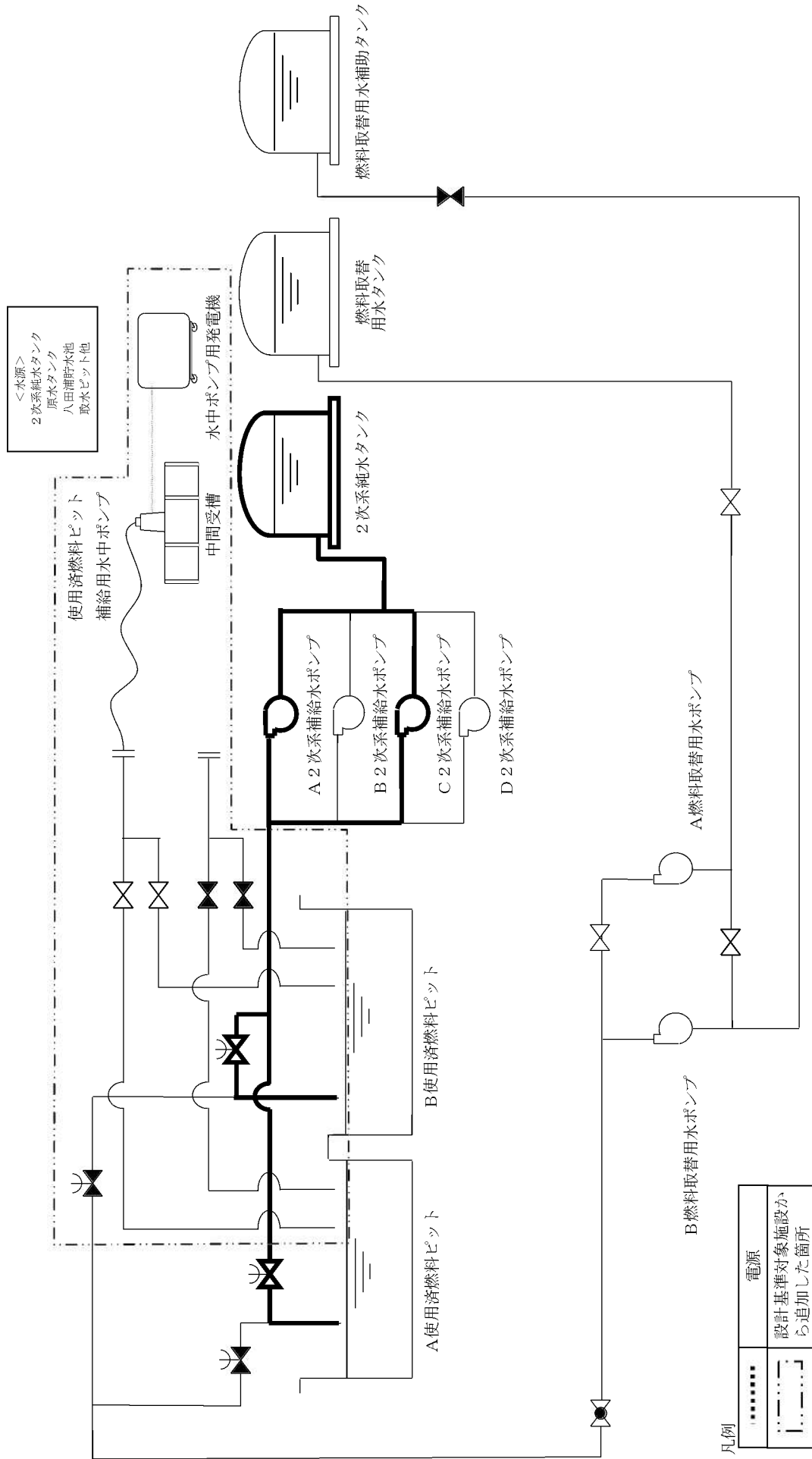
第 1.1.1.5 図 燃料取替用水補助タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (3号炉)



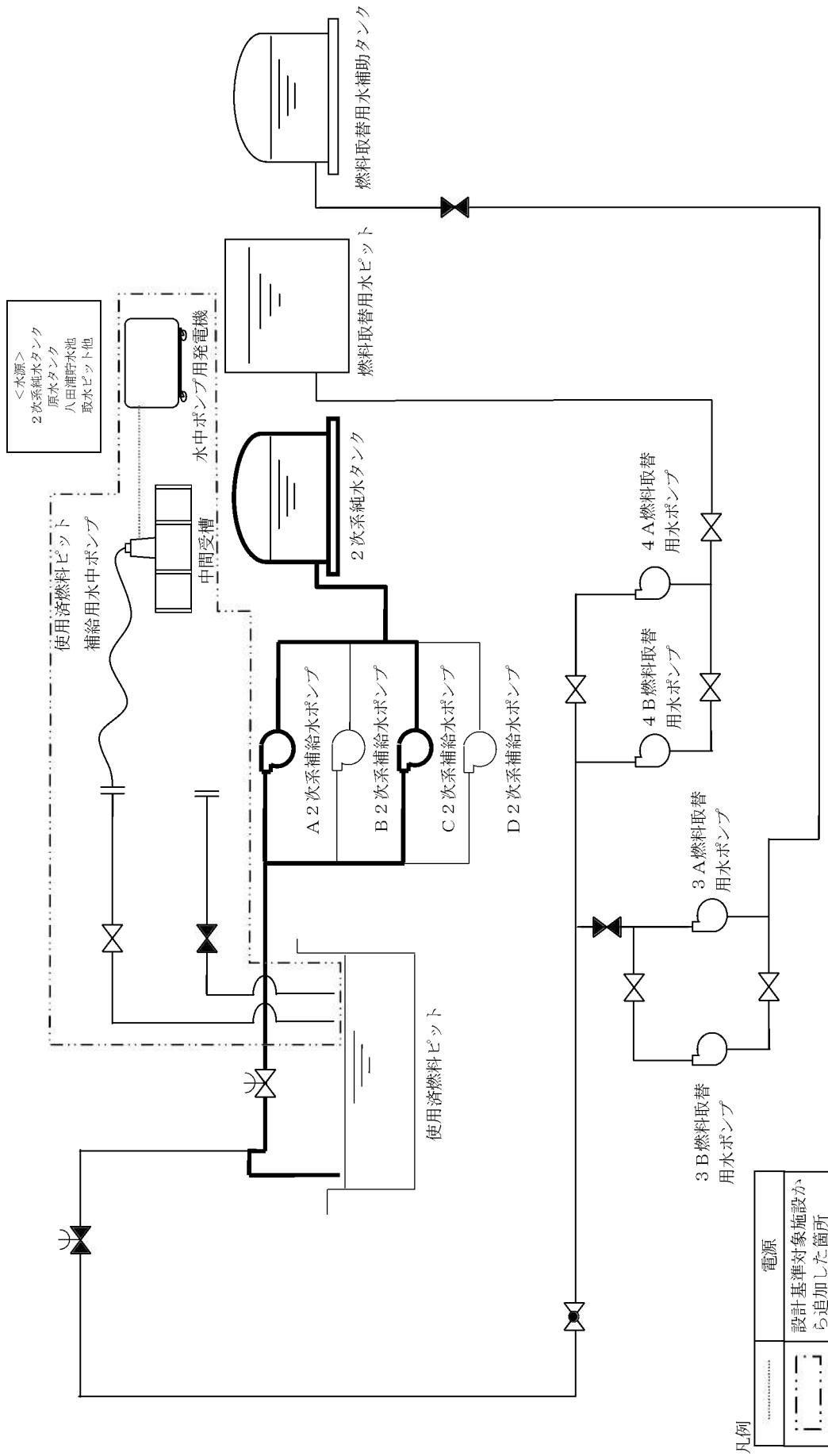
第 1.11.5 図 燃料取替用水補助タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (4号炉)

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	要員(数)	約20分 燃料取替用水補助タンクからの注水開始											
燃料取替用水補助 タンクによる使用済 燃料ピットへの注水	運転員(当直員)等 (現場)	1	移動、系統構成										

第 1.11.6 図 燃料取替用水補助タンクから使用済燃料ピットへの注水
タイムチャート



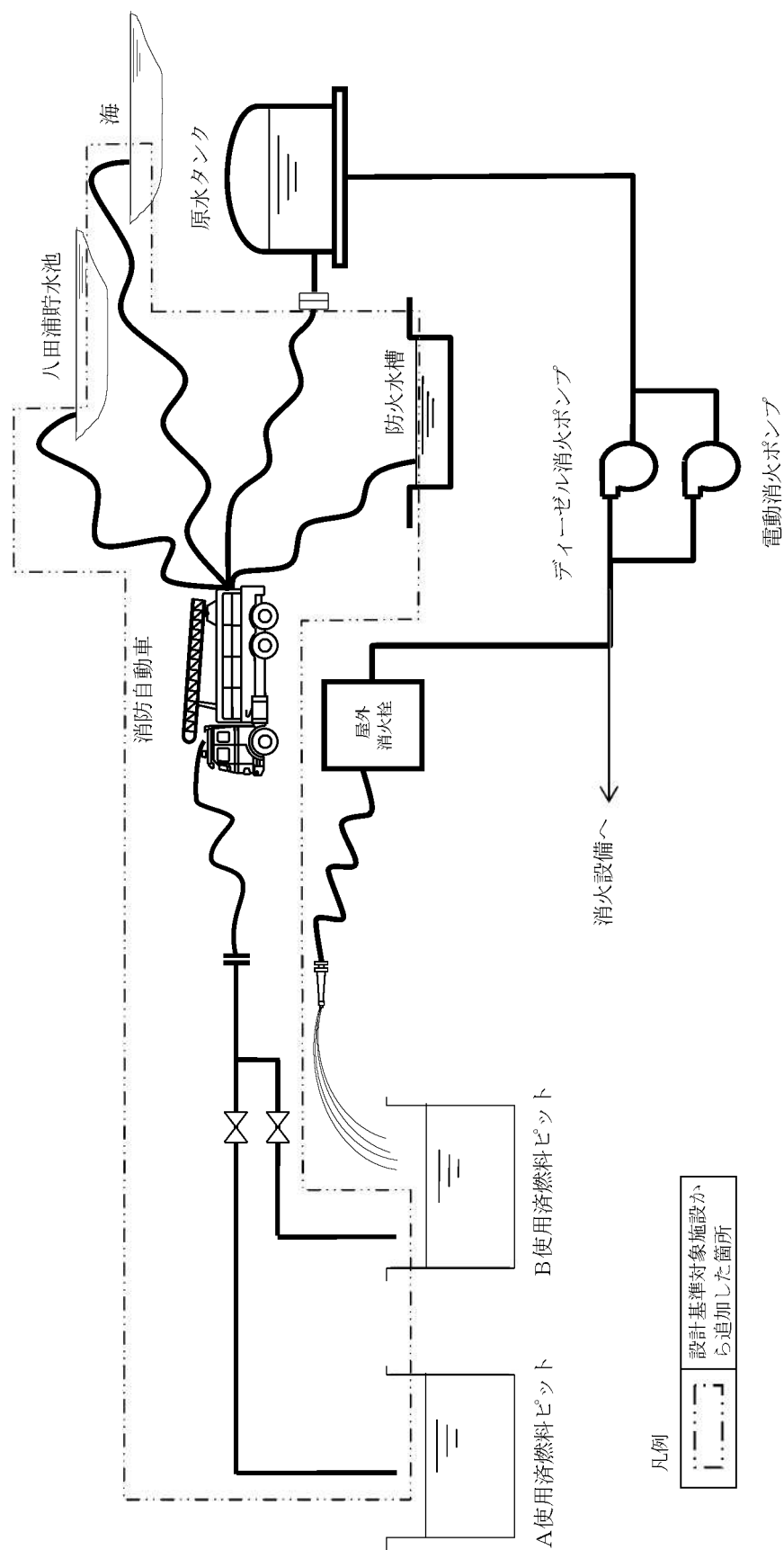
第 1.11.7 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (3 号炉)



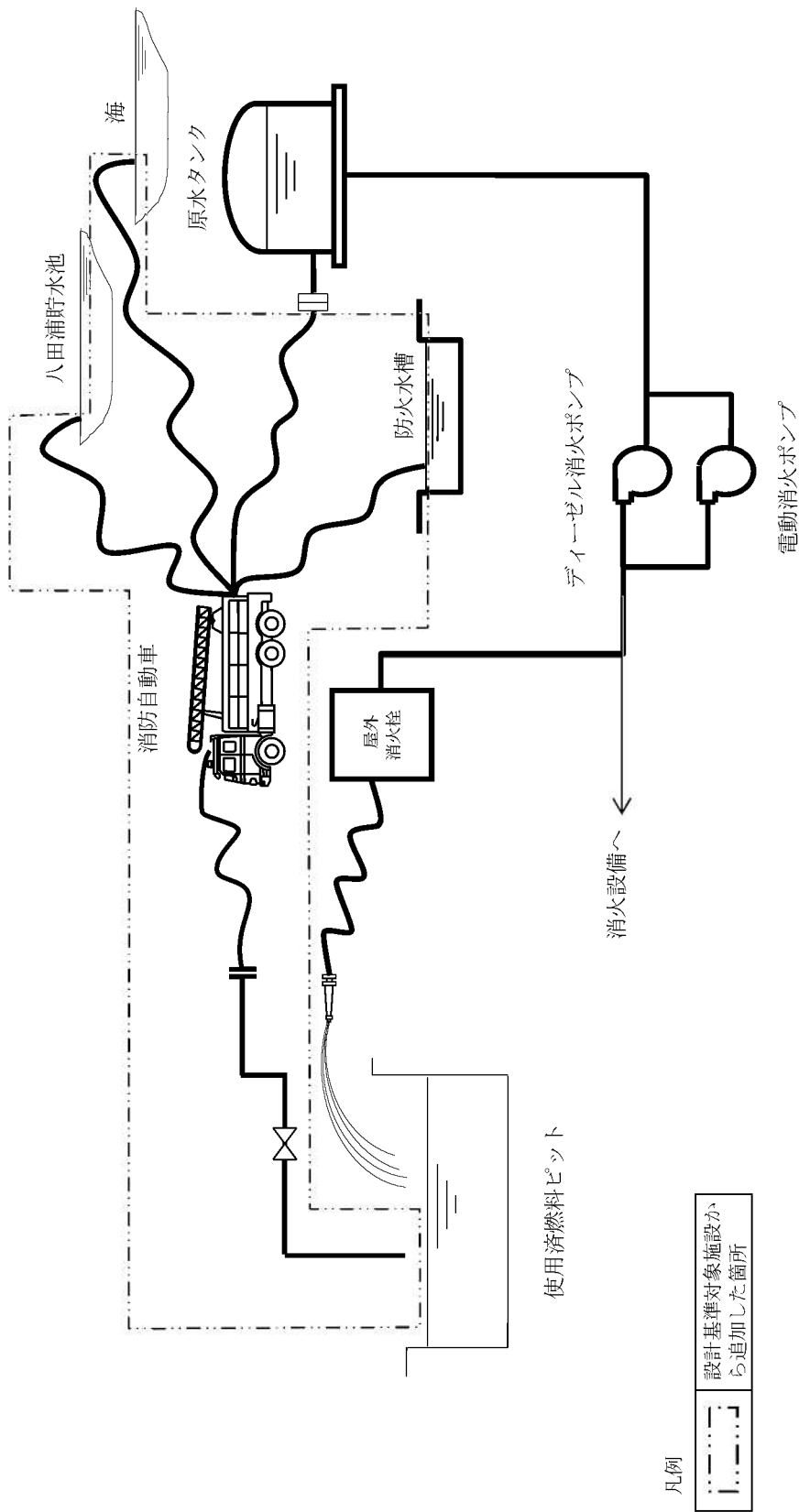
第 1.11.7 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (4 号炉)

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	要員(数)	▽ 約20分 2次系純水からの注水開始											
2次系純水タンクによる使用済燃料ピットへの注水	運転員(当直員)等(現場)	1	移動、系統構成										

第 1.11.8 図 2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水
タイムチャート



第 1.11.9 図 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへの注水
概略系統図 (3号炉)



凡例

	設計基準対象施設から追加した箇所
--	------------------

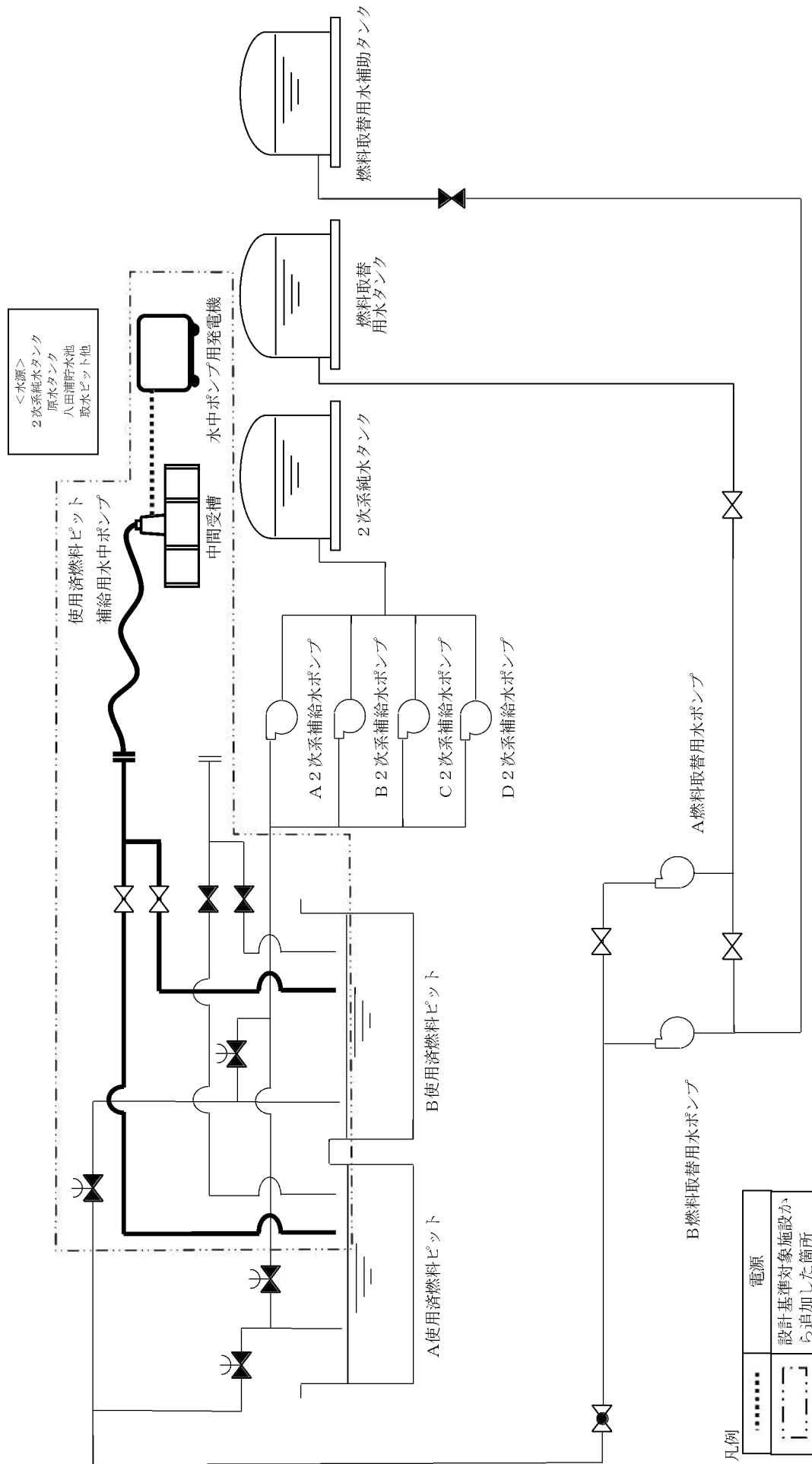
第 1.11.9 図 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへの注水概略系統図 (4号炉)

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	90	100	110	120	130						
手順の項目	要員(数)	約2時間 消火ポンプによる 使用済燃料ピットへの注水開始														
消火ポンプによる 使用済燃料ピットへの注水	保修対応要員	4	移動、ホース運搬、ホース取付													
	運転員(当直員)等 (中央制御室)	1													消火ポンプ起動	
	運転員(当直員)等 (現場)	1													移動、系統構成、起動	

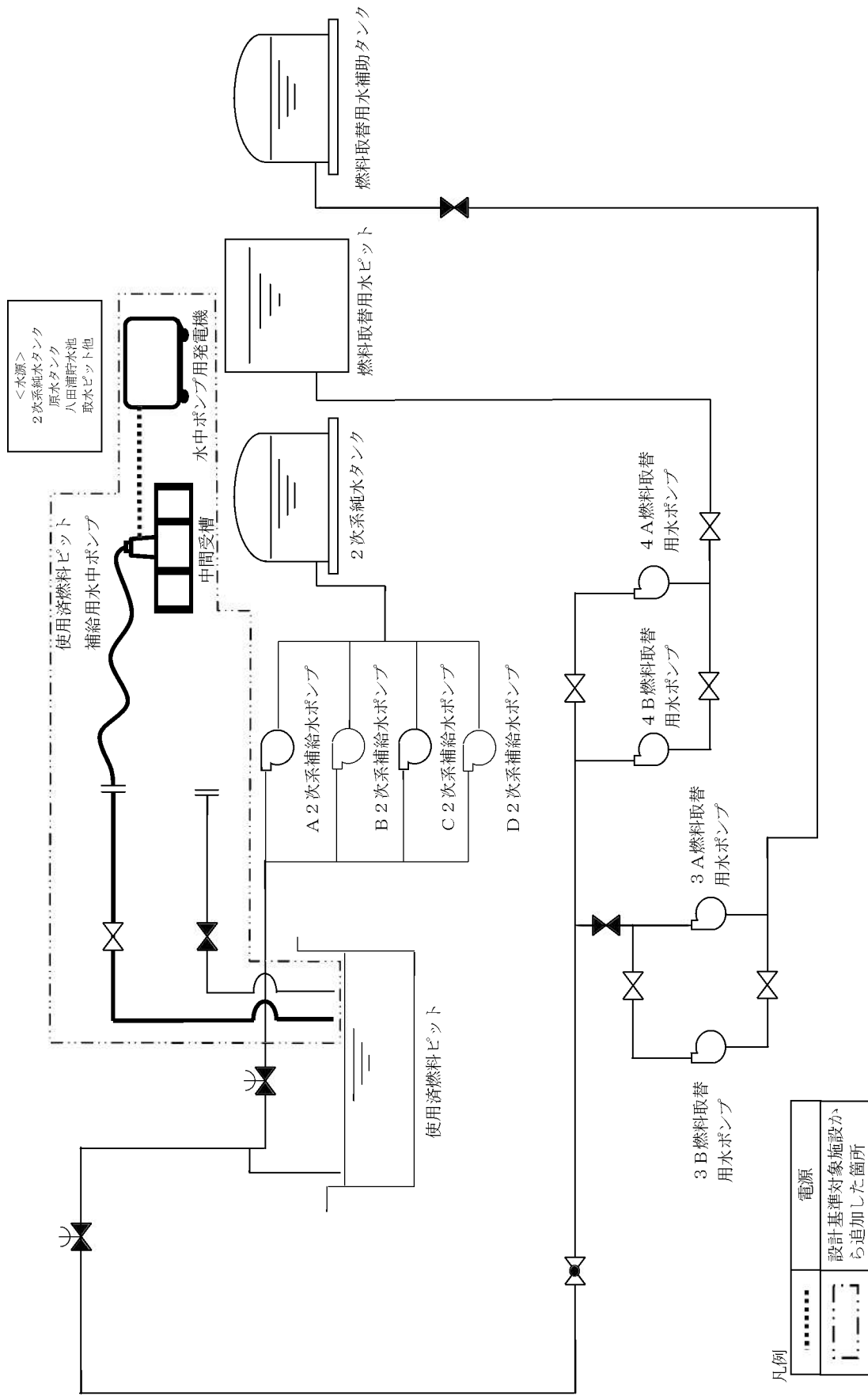
第 1.11.10 図 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる
使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート

		経過時間(分)								備考	
		10	20	30	40						
手順の項目	要員(数)	約30分 消防自動車による 使用済燃料ピットへの注水開始									
消防自動車による 使用済燃料ピットへの注水	専属自衛消防隊	8	消防自動車設置、ホース布設、接続								
	保修対応要員	2	接続口取付								

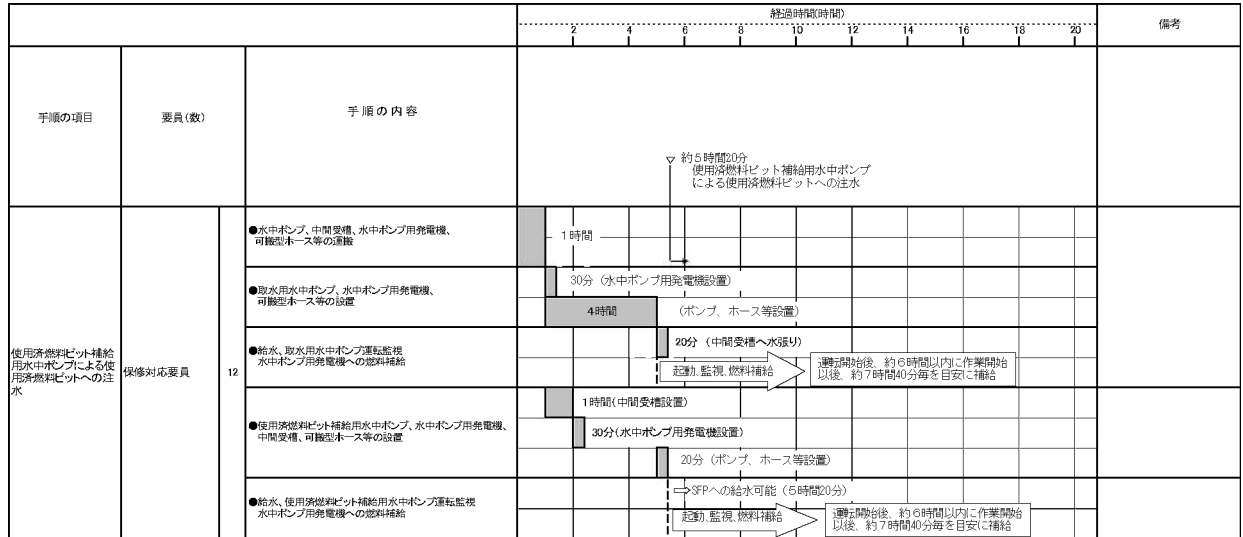
第 1.11.11 図 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水
タイムチャート



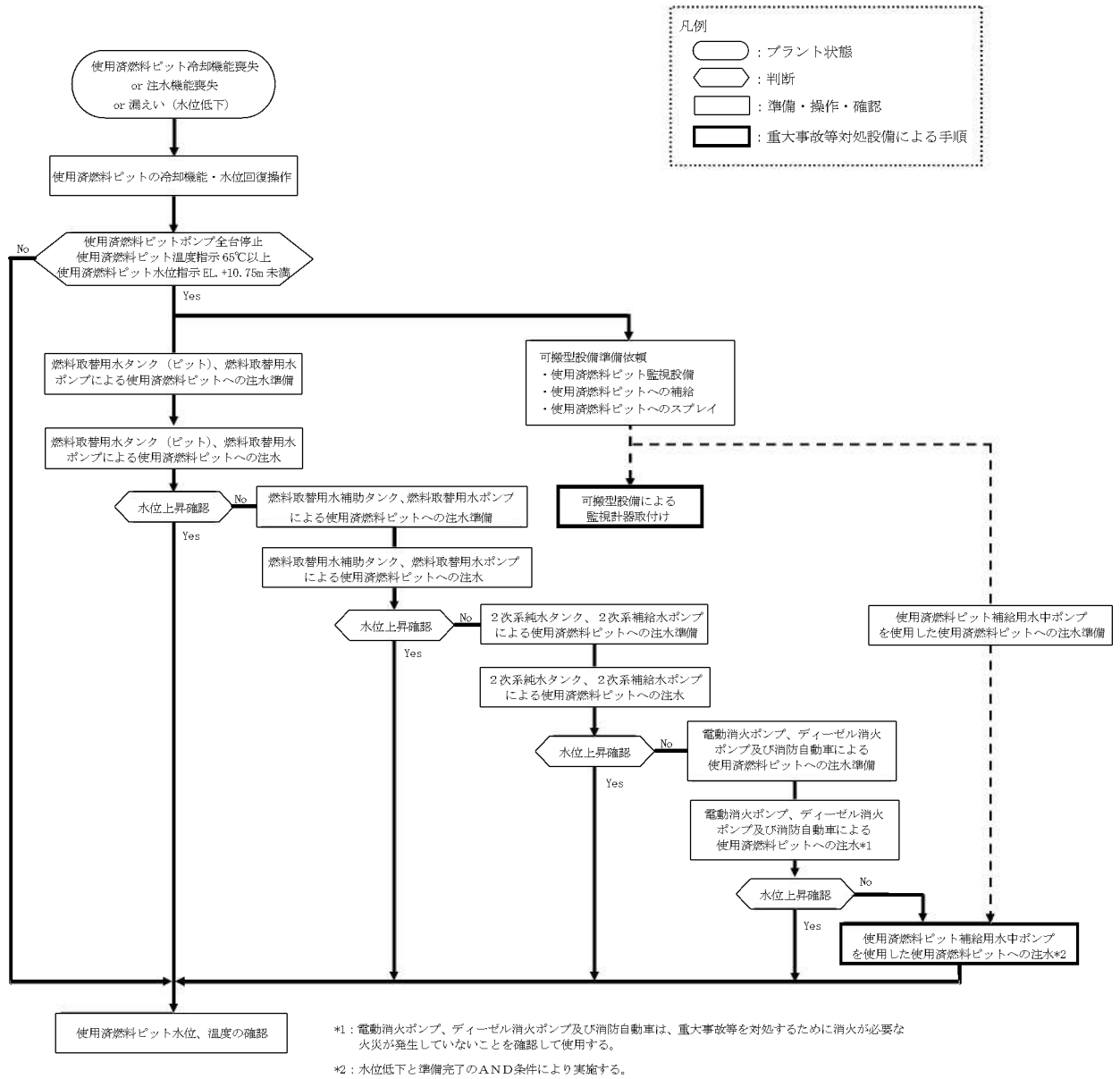
第 1.11.12 図 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 概略系統図 (3号炉)



第 1.11.12 図 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 概略系統図（4号炉）

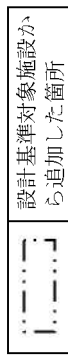


第 1.11.13 図 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート

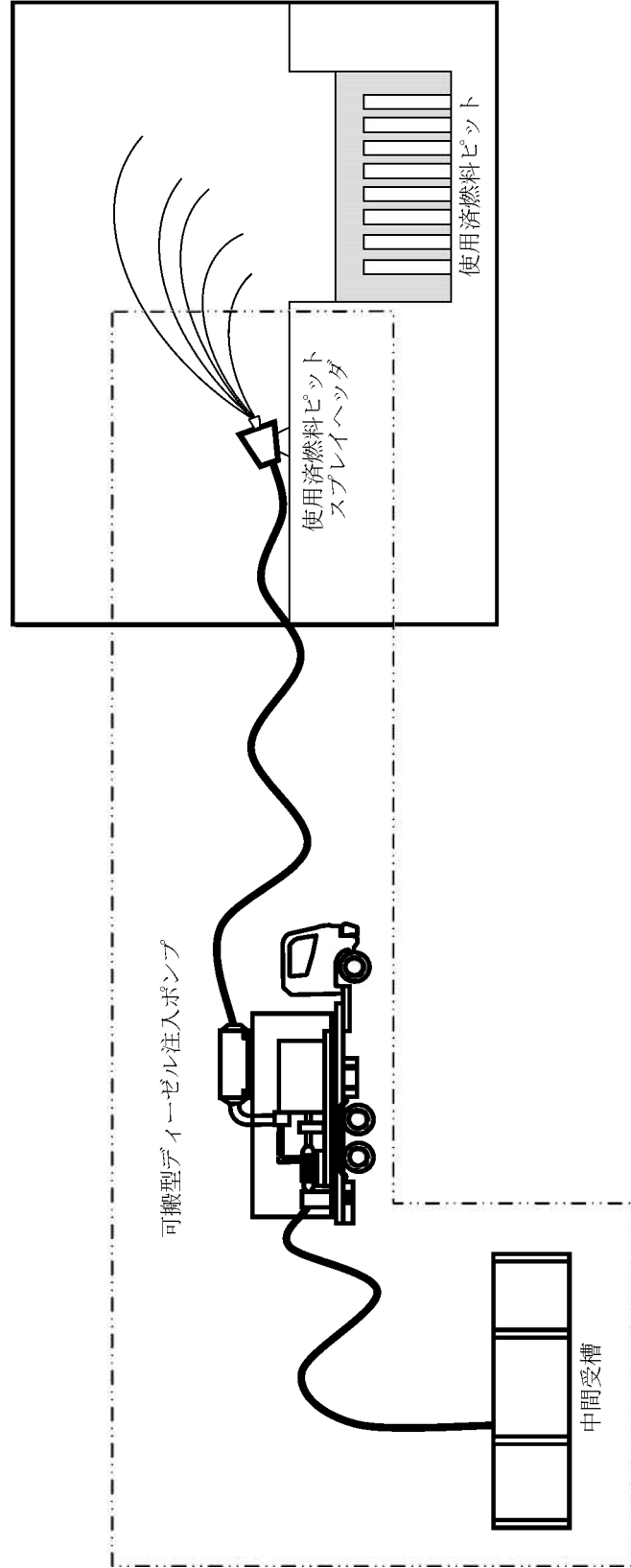


第 1.11.14 図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時
又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい時の事故
対応手順

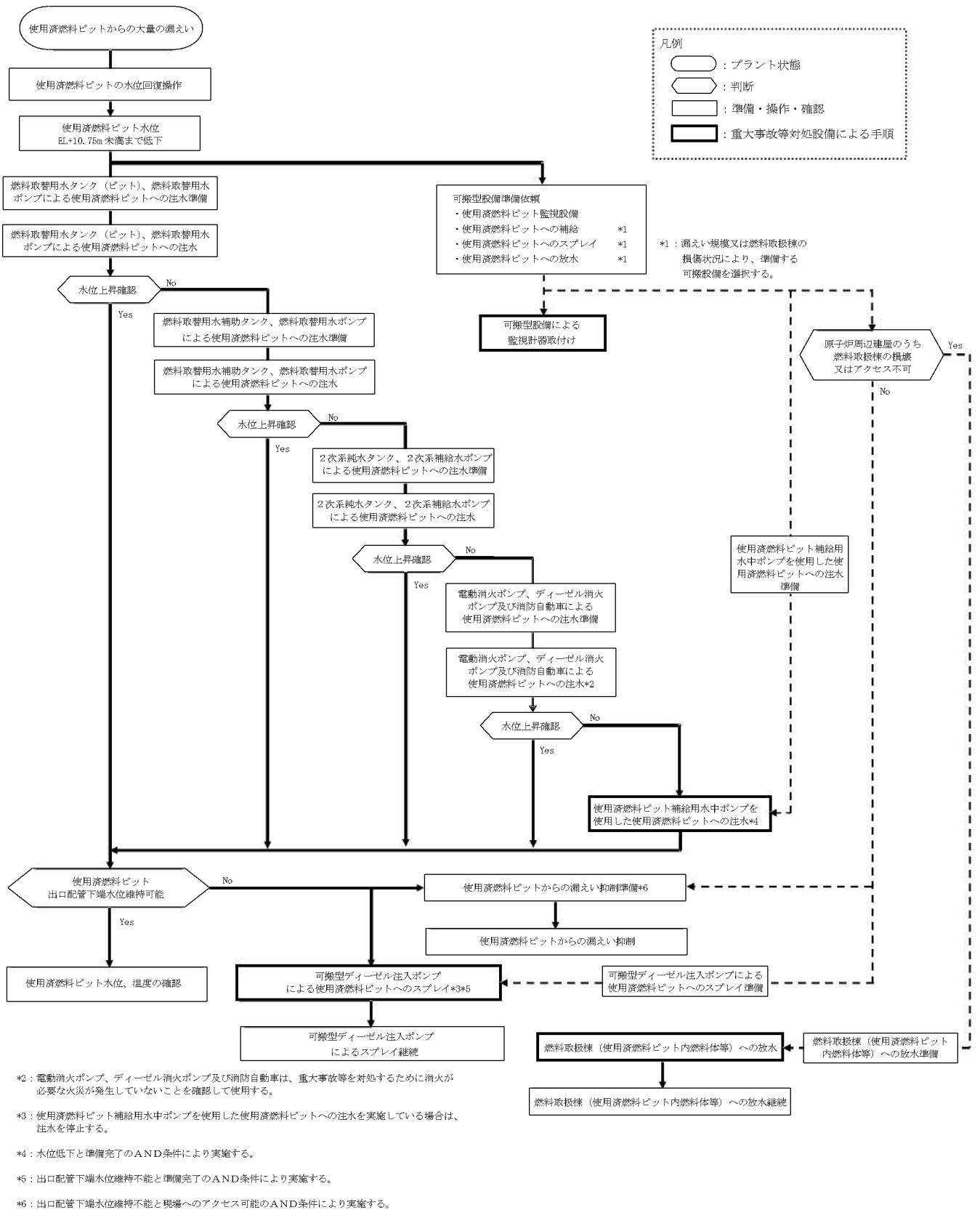
凡例



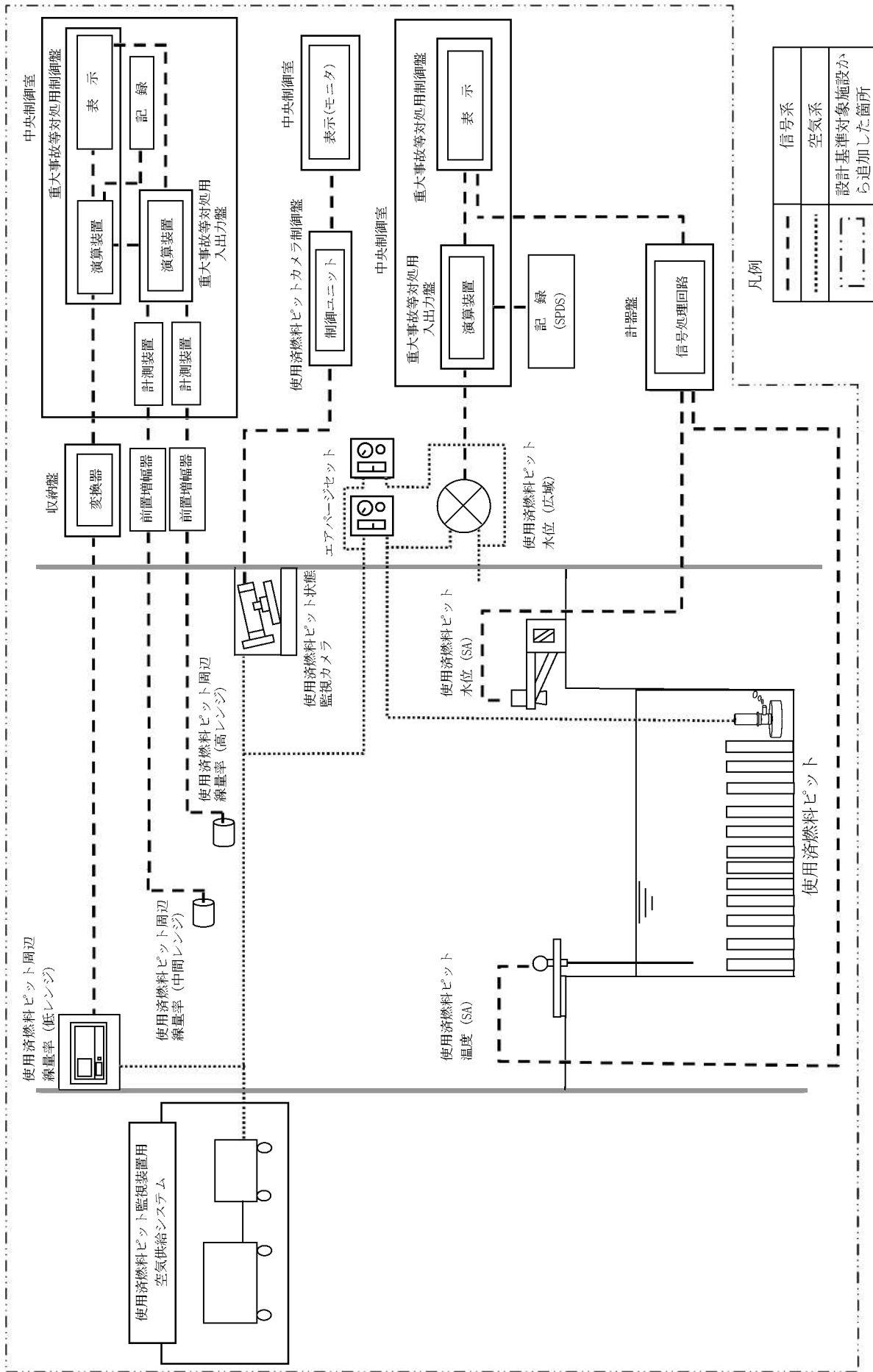
原子炉周辺建屋
(燃料取扱棟)



第 1.11.15 図 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレー 概略系統図



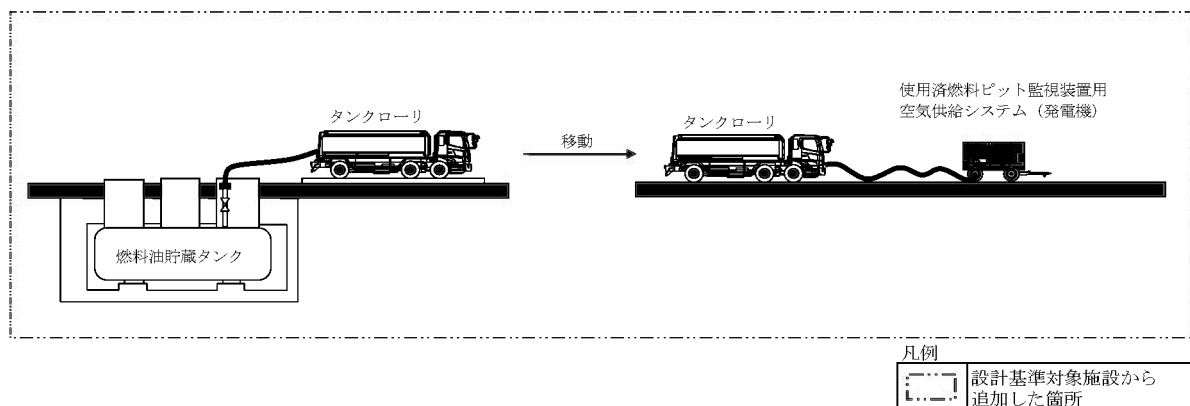
第 1.11.18 図 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の事故対応手順



第 1.11.19 図 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視概略系統図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170
手順の項目	要員(数)																約2時間 重大事故等時の使用済燃料ピットの状態監視開始	
重大事故等時の使用済燃料ピットの監視	保修対応要員	1	可搬型記録計及び計測装置設置			使用済燃料ピット周辺線量率計設置			使用済燃料ピット水位計(広域)設置									
		2	冷却空気供給システム等の運搬、設置															

第 1.11.20 図 重大事故等時の使用済燃料ピットの状態監視
タイムチャート



第 1.11.21 図 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給 概略系統図

		20	40	60	80	100	120	備考
手順の項目	要員（数）							約1時間5分 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への給油完了
タンクローリへの吸引	2 保守対応要員	移動	準備	吸引	片付	準備	給油	燃料油貯蔵タンクからタンクローリへの吸引
使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給							片付	運転開始後、約5時間30分以内に作業開始以後、約8時間20分毎を目安に補給

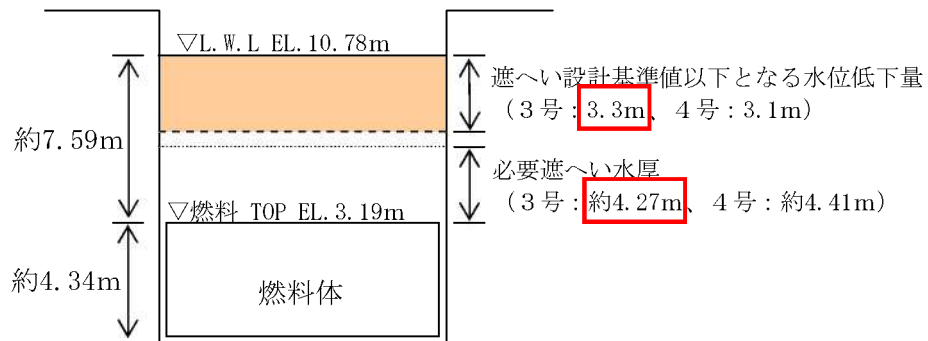
第 1.11.22 図 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給 タイムチャート

使用済燃料ピットの水位低下時間評価

(1) 想定事故1 (使用済燃料ピット冷却系及び補給系の故障)

1) 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却系及び補給系の故障を仮定した場合に、燃料体等の損傷防止及び被ばく防止の観点から代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水が必要となることから、代替注水開始までの時間余裕について以下のとおり確認した。



評価条件

	玄海 3 号炉	玄海 4 号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt% MOX 燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX MOX 燃料定 Pu 組成： Pu 含有率 10.9wt% 共用燃料（4号） ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt% 共用燃料（1, 2号） ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX 支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713 体 [※]	1,521 体 [※]

※1/3 炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

2) 算定方法、算定条件

使用済燃料ピットの遮へい設計基準値（ピット水面線量率 0.15mSv/h）以下となる水位低下量は、3号炉が 3.32m、4号炉が 3.18mであるため、安全側にそれぞれ 3.3m、3.1m の水位低下量にて時間余裕を算定する。

冷却機能停止から沸騰するまでの時間、及び沸騰開始から遮へい設計基準値水位となる時間については以下の計算式にて算定する。

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

沸騰までの時間[h]

$$= \frac{\text{ピット水量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (\text{飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

※水密度については、温度が 100℃のときの密度を用いて評価

② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間

水位低下時間[日]

$$= \frac{\text{ピット水低下量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (\text{飽和蒸気エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

※水密度については、温度が 100℃のときの密度を用いて評価

上記計算式を用いて以下の条件にて算定した。

		ピット水量 [m ³]	ピット水低下量 [m ³]	使用済燃料ピット熱負荷 [MW]
玄海 3号 炉	定検中	2530.8	約 838	12.464
	通常運転中	1242.2(Aピット) (1288.6(Bピット))	約 412 (Aピット) (約 425 (Bピット))	4.928 (Aピット:4.144MW) (Bピット:4.144MW)
玄海 4号 炉	定検中	2154.6	約 682	10.496
	通常運転中	2154.6	約 682	3.597

※ SFP 初期温度は定検中を 40℃、通常運転中を 30℃とする。

3) 算定結果

		定検中	通常運転時
玄海 3号 炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 13 時間	約 23 時間(Aピット) (約 24 時間(Bピット))
	③ 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.6 日	約 2.4 日(Aピット) (約 2.5 日(Bピット))
	代替給水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 2.2 日	約 3.4 日(Aピット) (約 3.5 日(Bピット))
玄海 4号 炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 13 時間	約 46 時間
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.6 日	約 4.7 日
	代替給水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 2.1 日	約 6.6 日

※ Bピットに比べてAピットの方が厳しい結果となる。

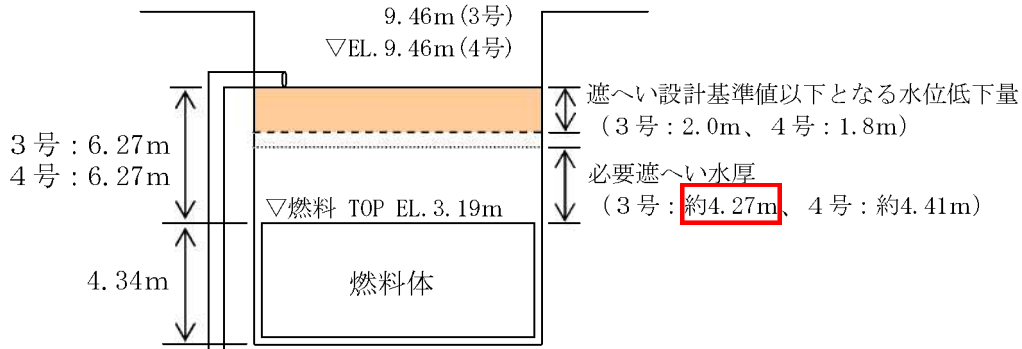
4) まとめ

使用済燃料ピットの冷却機能停止から遮へい設計基準水位以下までピット水が蒸発するのに、最短で約 2.1日を要する。

(2) 想定事故2 (使用済燃料系配管の破断)

1) 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却系配管が破断し、同時に使用済燃料ピット補給系の故障を仮定した場合に、燃料体等の損傷防止及び被ばく防止の観点から代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水が必要となることから、代替注水開始までの時間余裕について以下のとおり確認した。



評価条件

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度 : 48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度 : 4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度 : 45GWd/t MOX 共用燃料 (4号) ウラン燃料 最高燃焼度 : 48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度 : 4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度 : 48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度 : 4.1wt% 共用燃料 (1, 2号) ウラン燃料 最高燃焼度 : 55GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度 : 4.8wt%
貯蔵方式	MOX 支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713 体 [※]	1,521 体 [※]

※1/3 炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

2) 算定方法、算定条件

使用済燃料ピットの遮へい設計基準値（ピット水面線量率 0.15mSv/h）以下となる水位低下量は、3号炉が 2.00m、4号炉が 1.86mであるため、安全側にそれぞれ 2.0m、1.8m の水位低下量にて時間余裕を算定する。

冷却機能停止から沸騰するまでの時間、及び沸騰開始から遮へい設計基準値水位となる時間については以下の計算式にて算定する。

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

沸騰までの時間[h]

$$= \frac{\text{ピット水量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (\text{飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

※水密度については、温度が 100℃のときの密度を用いて評価

② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間

水位低下時間[日]

$$= \frac{\text{ピット水低下量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (\text{飽和蒸気エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

※水密度については、温度が 100℃のときの密度を用いて評価

上記計算式を用いて以下の条件にて算定した。

		ピット水量 [m ³]	ピット水低下量 [m ³]	使用済燃料ピット熱負荷 [MW]
玄海 3号炉	定検中	2195.8	約 508	12.464
	通常運転中	1107.3 (Aピット) (1118.5 (Bピット))	約 250 (Aピット) (約 258 (Bピット))	4.928 (Aピット:4.144MW) (Bピット:4.144MW)
玄海 4号炉	定検中	1864.3	約 396	10.496
	通常運転中	1864.3	約 396	3.597

※ SFP 初期温度は定検中を 40℃、通常運転中を 30℃とする。

3) 算定結果

		定検中	通常運転時
玄海 3号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 11 時間	約 20 時間(Aピット) (約 21 時間(Bピット))
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.0 日	約 1.5 日(Aピット) (約 1.5 日(Bピット))
	代替給水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 1.5 日	約 2.3 日(Aピット) (約 2.4 日(Bピット))
玄海 4号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 11 時間	約 40 時間
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 22 時間	約 2.7 日
	代替給水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 1.4 日	約 4.4 日

※ Bピットに比べてAピットの方が厳しい結果となる。

4) まとめ

使用済燃料ピット水冷却系配管破断事象から、遮へい設計基準水位以下までピット水が蒸発するのに、最短で約1.4日を要する。

使用済燃料ピットへのスプレイ手順の妥当性について

(1) 使用済燃料ピットへの必要スプレイ流量について

使用済燃料ピットへの注水(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の可搬型重大事故等対処設備による注水)によっても使用済燃料ピット水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料ピットスプレイ戦略について、貯蔵槽内燃料体等の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

a. 評価条件

- 使用済燃料ピット内の冷却水が流出して燃料が全露出している状態を想定する。
- 崩壊熱をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- スプレイ水の温度は保守的に見積っても40℃程度であるが、顕熱冷却による効果は考慮せずに、保守的に飽和水(大気圧における)と仮定する。
- 想定する崩壊熱は、定検中(全炉心燃料取出し後)と出力運転中(定検終了直後)の2ケースを評価する。(使用済燃料ピットの有効性評価と同一の発熱量)

表1-1-1 崩壊熱評価条件（3号炉）

	玄海原子力発電所 3号炉	
	3号炉燃料	
	MOX燃料	ウラン燃料
燃焼条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度： 3回照射燃料 45,000MWd/t 2回照射燃料 30,000MWd/t 1回照射燃料 15,000MWd/t ・ MOX燃料低Pu組成： Pu含有率10.9wt% 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度： 3回照射燃料 48,000MWd/t 2回照射燃料 32,000MWd/t 1回照射燃料 16,000MWd/t ・ ウラン濃縮度： 4.1wt%
運転期間	13ヶ月	
停止期間（定期検査での停止期間）	30日	
燃料取出期間	8.5日	

表1-1-2 崩壊熱評価条件（3号炉）

	玄海原子力発電所 3号炉	
	4号炉燃料	
	ウラン燃料	
燃焼条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃焼度： 3回照射燃料 48,000MWd/t ・ ウラン濃縮度： 4.1wt% 	
運転期間	13ヶ月	
停止期間（定期検査での停止期間）	30日	
燃料取出期間	7年冷却後輸送	

表1-2 崩壊熱評価条件（4号炉）

	玄海原子力発電所4号炉		
	4号炉燃料	1号炉燃料	2号炉燃料
	ウラン燃料	同左	
燃焼条件	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： 3回照射燃料 48,000MWd/t 2回照射燃料 32,000MWd/t 1回照射燃料 16,000MWd/t ・ウラン濃縮度： 4.1wt% 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： 3回照射燃料 55,000MWd/t ・ウラン濃縮度： 4.8wt% 	
運転期間	13ヶ月	同左	
停止期間（定期検査での停止期間）	30日	同左	
燃料取出期間	8.5日	3年冷却後輸送	5年冷却後輸送

b. 評価式

必要スプレイ流量は下式より算出するものとし、蒸発潜熱を考慮した流量とする。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (hfg \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$: 必要なSFPスプレイ流量[m³/h]
【hfg × (ΔV × ρ) = (Q × 10³ × 3,600) × Δt】 Q : 崩壊熱(燃料発熱量) [MW]
 hfg : 飽和水蒸発潜熱[kJ/kg] (=2256.5[kJ/kg])
 ρ : 飽和水(スプレイ水)の密度[kg/m³] (=958[kg/m³])

表2 燃料取出スキーム（3号炉）停止時

取出燃料	玄海3号機からの発生分				
	冷却期間	UO ₂ 燃料		MOX燃料	
		燃料数 (体)	崩壊熱 (MW)	燃料数 (体)	崩壊熱 (MW)
31サイクル冷却済燃料	31×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.038
30サイクル冷却済燃料	30×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.037
29サイクル冷却済燃料	29×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.037
28サイクル冷却済燃料	28×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.038
27サイクル冷却済燃料	27×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.038
26サイクル冷却済燃料	26×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.038
25サイクル冷却済燃料	25×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.040
24サイクル冷却済燃料	24×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.040
23サイクル冷却済燃料	23×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.041
22サイクル冷却済燃料	22×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.041
21サイクル冷却済燃料	21×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.041
20サイクル冷却済燃料	20×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.042
19サイクル冷却済燃料	19×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.042
18サイクル冷却済燃料	18×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.042
17サイクル冷却済燃料	17×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.043
16サイクル冷却済燃料	16×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.043
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.043
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.044
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+30日)+8.5日			16 ⁹³	0.044
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.036	16 ⁹³	0.044
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.037	16 ⁹³	0.045
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.038	16 ⁹³	0.045
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.040	16 ⁹³	0.047
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.042	16 ⁹³	0.047
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.044	16 ⁹³	0.048
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.049	16 ⁹³	0.050
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.055	16 ⁹³	0.052
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.066	16 ⁹³	0.057
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.090	16 ⁹³	0.066
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.141	16 ⁹³	0.093
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+8.5日	48 ⁹¹	0.267	16 ⁹³	0.181
定検時取出燃料3	8.5日	48 ⁹²	2.352	16 ⁹³	1.112
定検時取出燃料2	8.5日	48 ⁹¹	2.165	16 ⁹³	1.064
定検時取出燃料1	8.5日	48 ⁹¹	1.992	16 ⁹³	0.948
小計		721	7.414	544	4.669
崩壊熱合計 (MW)				崩壊熱: 12.464 MW	

取出燃料	玄海4号機からの発生分		
	冷却期間	UO ₂ 燃料	
		燃料数 (体)	崩壊熱 (MW)
8サイクル冷却済燃料	7年+8×(13ヶ月+30日)	64 ⁹³	0.048
5サイクル冷却済燃料	7年+5×(13ヶ月+30日)	64 ⁹³	0.049
4サイクル冷却済燃料	7年+4×(13ヶ月+30日)	64 ⁹³	0.051
3サイクル冷却済燃料	7年+3×(13ヶ月+30日)	64 ⁹³	0.053
2サイクル冷却済燃料	7年+2×(13ヶ月+30日)	64 ⁹³	0.056
1サイクル冷却済燃料	7年+1×(13ヶ月+30日)	64 ⁹³	0.059
0サイクル冷却済燃料	7年	64 ⁹³	0.065
小計		448	0.381

*1: 玄海3号炉 1/3炉心のうちウラン燃料	
*2: 玄海3号炉 全炉心 = 193体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定	
*3: 玄海3号炉 1/3炉心のうちMOX燃料	
*4: 玄海4号炉 1/3炉心	

表3 燃料取出スキーム（4号炉）停止時

取出燃料	玄海4号機からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (WM)
12サイクル冷却済燃料	12×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.048
11サイクル冷却済燃料	11×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.049
10サイクル冷却済燃料	10×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.051
9サイクル冷却済燃料	9×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.053
8サイクル冷却済燃料	8×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.056
7サイクル冷却済燃料	7×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.059
6サイクル冷却済燃料	6×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.065
5サイクル冷却済燃料	5×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.073
4サイクル冷却済燃料	4×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.087
3サイクル冷却済燃料	3×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.119
2サイクル冷却済燃料	2×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.188
1サイクル冷却済燃料	1×(13月+30日)+8.5日	84 ⁹¹	0.358
定検時取出燃料3	8.5日	85 ⁹²	3.121
定検時取出燃料2	8.5日	84 ⁹¹	2.886
定検時取出燃料1	8.5日	84 ⁹¹	2.655
小計			9.888

取出燃料	玄海1号機からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (WM)
7サイクル冷却済燃料	3年+7×(13月+30日)	40 ⁹³	0.034
6サイクル冷却済燃料	3年+6×(13月+30日)	40 ⁹³	0.035
5サイクル冷却済燃料	3年+5×(13月+30日)	40 ⁹³	0.037
4サイクル冷却済燃料	3年+4×(13月+30日)	40 ⁹³	0.040
3サイクル冷却済燃料	3年+3×(13月+30日)	40 ⁹³	0.043
2サイクル冷却済燃料	3年+2×(13月+30日)	40 ⁹³	0.050
1サイクル冷却済燃料	3年+1×(13月+30日)	40 ⁹³	0.080
0サイクル冷却済燃料	3年	40 ⁹³	0.086
小計			0.385

取出燃料	玄海2号機からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (WM)
5サイクル冷却済燃料	5年+5×(13月+30日)	40 ⁹³	0.034
4サイクル冷却済燃料	5年+4×(13月+30日)	40 ⁹³	0.036
3サイクル冷却済燃料	5年+3×(13月+30日)	40 ⁹³	0.037
2サイクル冷却済燃料	5年+2×(13月+30日)	40 ⁹³	0.041
1サイクル冷却済燃料	5年+1×(13月+30日)	40 ⁹³	0.045
0サイクル冷却済燃料	5年	40 ⁹³	0.052
小計			0.245

崩壊熱合計 (MW)		崩壊熱: 10.496 MW	
------------	--	----------------	--

*1: 玄海4号炉1/3炉心	
*2: 玄海4号炉全炉心 = 193体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定	
*3: 玄海1,2号炉1/3炉心	

c. 玄海原子力発電所において、必要なSFPスプレイ流量

	3号炉		4号炉	
	定期検査中(全炉心 燃料取出し後)	出力運転中 (定期検査終了直後)	定期検査中(全炉心 燃料取出し後)	出力運転中 (定期検査終了直後)
崩壊熱	12.464 [MW]	4.144 [MW]	10.496 [MW]	3.597 [MW]
必要なスプレイ 流量	約20.76 [m ³ /h]	約6.90 [m ³ /h]	約17.48 [m ³ /h]	約5.99 [m ³ /h]
	約91.4 [gpm]	約30.4 [gpm]	約77.0 [gpm]	約26.4 [gpm]

d. まとめ

NEI-06-12の使用済燃料ピットスプレイ要求において示されている必要流量200gpm(約45.4m³/h)に対して、玄海原子力発電所で配備している可搬型スプレイ設備(使用済燃料ピットスプレイヘッド(5台)、可搬型ディーゼル注入ポンプ等)により約120m³/h確保可能である。(可搬型ポンプは3号炉及び4号炉においてそれぞれ2セット以上、使用済燃料ピットスプレイヘッドは3号炉及び4号炉においてそれぞれ1セット以上配備している。)

一方で、NEI06-12で要求される200gpmのスプレイ流量で玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の使用済燃料ピット内にある照射済燃料が冷却可能であることを確認する必要があるため、上記評価を実施した。

結果、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで燃料を貯蔵した場合の崩壊熱を想定した厳しい条件でも、当該の燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約21m³/hとなった。

37条

重大事故等の拡大の防止等
(有効性評価)

目 次

1. 概 要	1
2. 評価対象の整理及び評価項目の設定	2
2.1 想定事故	2
2.2 有効性を確認するための評価項目の設定	2
3. 評価方法、評価条件等	3
3.1 有効性評価の条件	3
4. 評価結果	4
5. まとめ	5

別添 各事故の説明

添付資料 目次

(共通)

添付資料 1.0.1 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について

(1. 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)

(1.1 想定事故1)

添付資料 1.1.1 想定事故1での重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 1.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価について

添付資料 1.1.3 安定停止状態について

添付資料 1.1.4 使用済燃料ピットにおける重大事故発生時の補給頻度について

添付資料 1.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故1)

添付資料 1.1.6 燃料評価結果について

(1.2 想定事故2)

添付資料 1.2.1 想定事故2での重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 1.2.2 安定停止状態について

添付資料 1.2.3 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故2)

1. 概 要

3号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更等に伴う、「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」が発生した場合にも、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを確認するため、設備、手順及び体制の有効性を評価している。

本資料は、「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」における有効性評価についてまとめたものである。

なお、「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」、「運転中の原子炉における重大事故」及び「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」については、今回の申請において変更はない。

2. 評価対象の整理及び評価項目の設定

「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」における重大事故等対策の有効性を確認するための評価対象及び評価項目は以下のとおりである。

2.1 想定事故

「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」については、本発電用原子炉施設において、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に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故 1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(2) 想定事故 2

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

2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

2.1に挙げた想定事故について、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。

3. 評価方法、評価条件等

「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」における評価方法、評価条件等については、以下を除き、平成29年1月18日付け原規規発第1701182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十（以下「添付書類十」という。）と同じとする。なお、今回の申請については、解析コードは使用していない。また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、3号炉と4号炉で異なる解析条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

3.1 有効性評価の条件

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は3号炉 12.464MW、4号炉 10.496MWを用いるものとする。

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の標準的な温度として 40℃を用いるものとする。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料体を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット並びに3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットの間には設置されているゲートを取り外すことから、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピット並びに燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるように3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットのみを考慮するものとする。

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が3号炉燃料取扱時、4号炉燃料取扱時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位として、燃料頂部から、3号炉約 4.27m (通常運転水位 (以下「NWL」という。)) ー約 3.41m)、4号炉約 4.41m (NWLー約 3.27m) とする。

(添付資料1.0.1)

4. 評価結果

評価結果を以下に示す。

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対して厳しくなる発電用原子炉施設の結果は、不確かさを考慮しても、評価項目を満足する。

事故名 評価項目	想定事故 1	想定事故 2
燃料有効長頂部が冠水していること。	使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。	同左
放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。		
未臨界が維持されていること。	使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。	同左
評価条件の不確かさの影響評価。	評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。	同左

5. まとめ

3号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更等に伴う重大事故等対策が有効であることを確認するため、「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」における設備、手順及び体制の有効性評価を行ったところ、その結果は「4. 評価結果」に示すとおり、評価項目を満足することを確認した。

別添

各事故の説明

目 次

- 1. 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
 - 1.1 想定事故 1 別添 1.1-1
 - 1.2 想定事故 2 別添 1.2-1

表

表 1.1.1	「想定事故 1」の重大事故等対策について	別添 1.1-11
表 1.1.2	主要評価条件（想定事故 1）	別添 1.1-14
表 1.2.1	「想定事故 2」の重大事故等対策について	別添 1.2-11
表 1.2.2	主要評価条件（想定事故 2）	別添 1.2-13

図

- 図 1.1.1 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図…………… 別添 1.1-15
- 図 1.1.2 「想定事故 1」の対応手順の概要（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）の事象進展)…………… 別添 1.1-16
- 図 1.1.3 「想定事故 1」の作業と所要時間（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）…………… 別添 1.1-17
- 図 1.1.4 「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…………… 別添 1.1-19
- 図 1.2.1 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図…………… 別添 1.2-14
- 図 1.2.2 「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）…………… 別添 1.2-15
- 図 1.2.3 「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）…………… 別添 1.2-16
- 図 1.2.4 「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…………… 別添 1.2-18

1. 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

1.1 想定事故 1

1.1.1 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の 1 つは、「添付書類十 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 1 として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故 1 では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を図 1.1.1 に、対応手順の概要を図 1.1.2 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 1.1.1 に示す。

想定事故 1 における 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 40 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は 4 名である。重大

事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保
修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について図1.1.3に示
す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失
し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピッ
ト温度が 65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断
し、回復操作を行うとともに、燃料取替用水タンク（ピット）等から
使用済燃料ピットへの注水準備並びに使用済燃料ピット補給用水中ポ
ンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率
計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監
視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済
燃料ピット温度（SA）等である。

b. 使用済燃料ピット水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上
昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピッ
ト水位（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水機
能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認で
きなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料
ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済
燃料ピット水位（SA）等である。

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの
注水

淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）からの注水手段のう
ち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を
行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田
浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプに
より使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当
たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使
用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +10.96m、注水開始水位 EL.
+10.78m の範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

1.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「添付書類十 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表1.1.2に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料 1.0.1)

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL-0.09m）とする。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「添付書類十 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「添付書類十 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を図1.1.2に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約13時間で 100°C に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、図1.1.4に示すとおり事象発生から約2.1日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分(約0.3日)後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約2.1日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

(添付資料 1.1.1)

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約8時間55分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

(添付資料 1.1.2、1.1.3、1.1.4)

1.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故1は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表1.1.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることか

ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料1.1.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(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」において、使

用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(添付資料1.1.5)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図1.1.3に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料1.1.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(添付資料1.1.5)

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

操作の実施時間に対する時間余裕については、「1.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約2.1日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

（添付資料1.1.5）

(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

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.5日短い約1.6日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定との差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料1.1.5）

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員

等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「添付書類十 7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「添付書類十 7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行う。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水並びに使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

また代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「添付書類十 7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電源

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

1.1.5 結論

想定事故1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下し、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

表 1.1.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	ディーゼル発電機* 燃料油貯蔵タンク* 燃料油貯蔵タンク*	タンクローリ*	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。	—	—	—
燃料取替用水タンク（ピット）等からの注水準備	燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

表 1.1.1.1 「想定事故 1」の重大事故等対策について（2 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域)】 【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク (ピット) 等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域)】 【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク (2次系純水タンク、原水タンク) のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。	—	—	—

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表1.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策について（3/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL. +10.96m、注水開始水位EL. +10.78mの範囲で維持する。以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域)】 【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表1.1.1.2 主要評価条件 (想定事故 1)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.496MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されび以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温 (初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位 (初期水位)	使用済燃料ピット水位低警報レベル (NWL-0.09m)	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
事故条件	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	□ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなる□ピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL-約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m ³ /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7 時間 50 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「添付書類 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の (5) に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

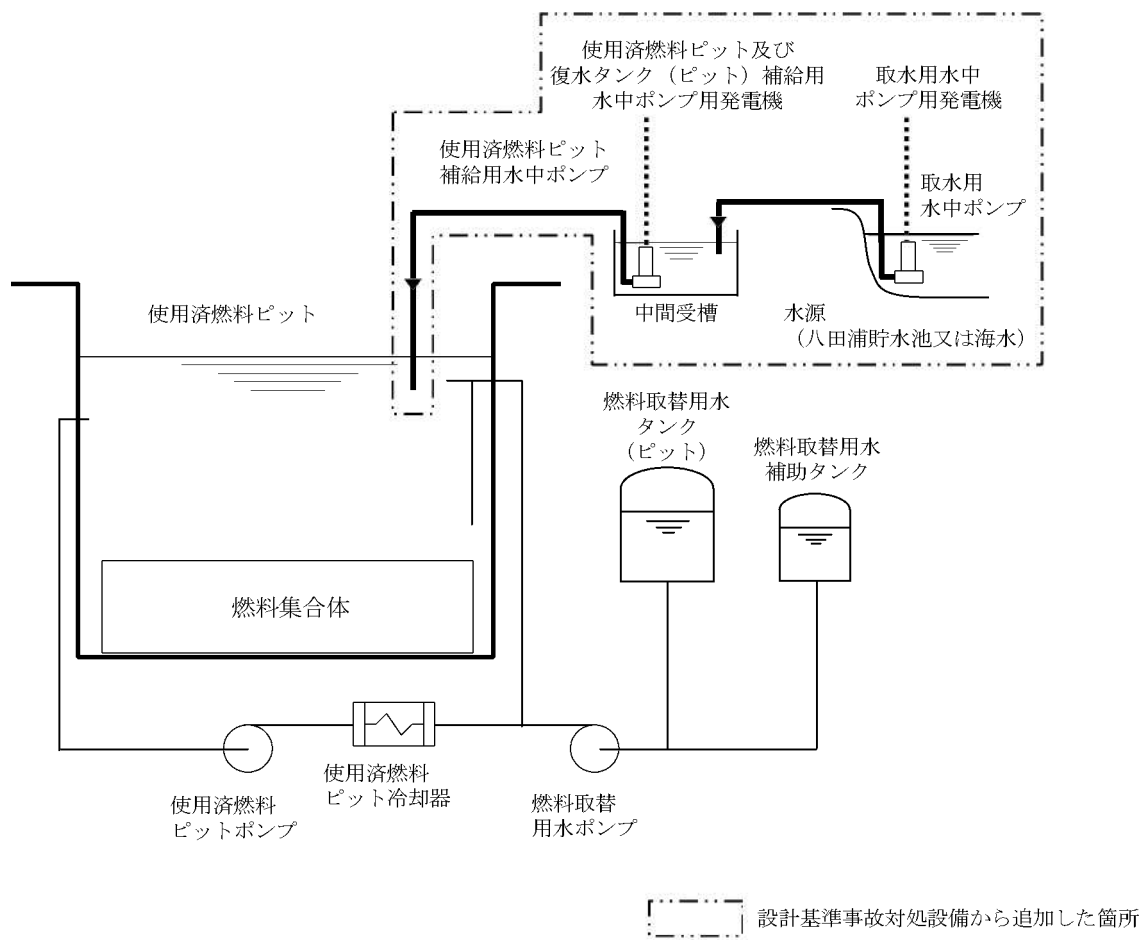


図1.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図

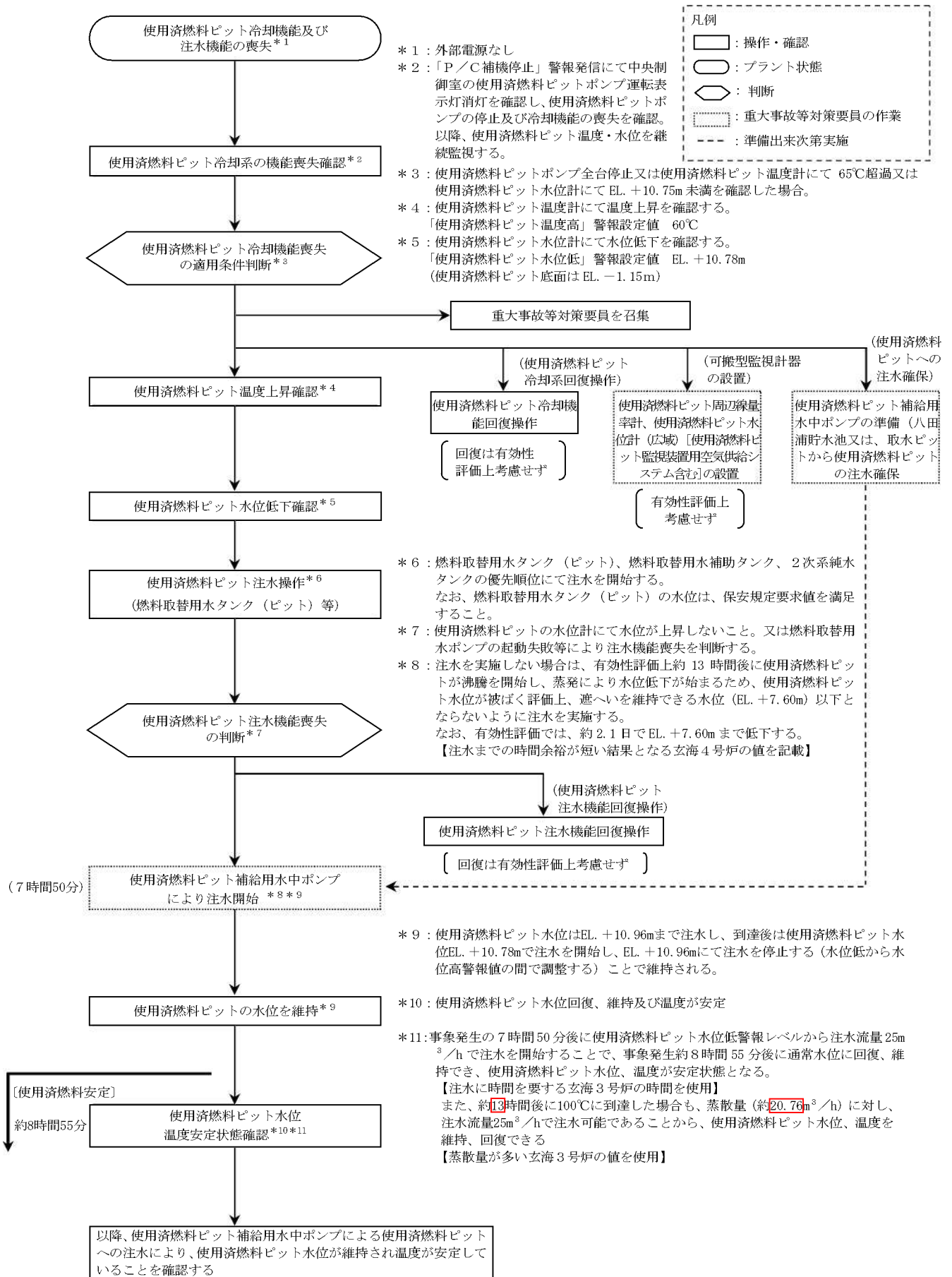


図 1.1.2 「想定事故 1」の対応手順の概要
 (「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の事象進展)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												経過時間 (日)	備考		
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110				
手順の内容	手順の内容 手順の要員 【】は他作業後移動してきた要員	3号	4号														
		1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
状況判断	●使用済燃料ピット冷却機能喪失確認 (中央制御室確認) ●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査・温度水位の監視 (中央制御室操作) ●現地移動/使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)	1	1	2													
使用済燃料ピット注水操作	●現地移動/燃料取替用水タンク(ピット)による注水操作 ●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水操作 ●現地移動/2次蒸餾水タンクによる注水操作 (現場操作)	1	1		20分												
使用済燃料ピット周辺除塵等準備	●現地移動/使用済燃料ピット周辺除塵等設置 (現場操作) ●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)	1	1			90分											
使用済燃料ピット注水機能回復操作	●現地移動/燃料取替用水タンク(ピット)による注水機能回復操作・喪失原因調査 ●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査 ●現地移動/2次蒸餾水タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)	1	1														

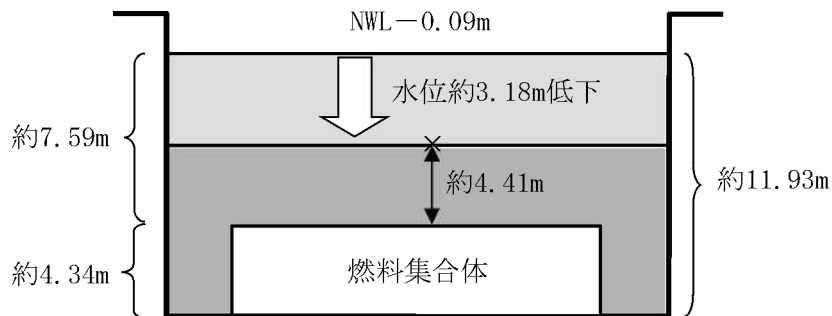
・名乗作・作業の必要時間については、実部の現地移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未起用の機器については起用期間により算出)
 ・緊急時対応要員(指揮者等)は4名であり、全稼働機、通報連絡等を行う。

図 1.1.3 「想定事故1」の作業と所要時間 (1/2)
 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)

必要な要員と作業項目		経過時間(時間)												備考							
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容												備考							
		3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	30			
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等 対策要員(初動) 係数対応要員 10名 重大事故等 対策要員(初動後) 係数対応要員 14名	【1】→【1】	【1】+【1】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受電機、可搬型ボース等の運転	1時間													※使用済燃料ピットへの注水は、停炉機能停止から速く設計基準水位(1日)となる時間(約2.1日)までに対応が可能(多少ノズル水位を監視しながら注水を実施する) 進へい設計基準水位 約2.1日			
		【0】	【0】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ボース等の設置	30分	4時間															
		【1】	【1】	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給		20分(中間受電機へ水張り)															
		【0】	【0】	●水中ポンプ用発電機、中間受電機の設置		1時間(中間受電機設置)															
		【0】	【0】	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ボース等の設置		30分(水中ポンプ用発電機設置)															
		【2】	【2】	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給		20分(ボンプ、ボース等設置) ⇒SFPへの注水可能(7時間50分)															
使用済燃料ピットの監視		【2】	【2】	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運転														有効性評価工者確保せず			
		【2】	【2】	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置		1時間															
		【2】	【2】	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の監視		1時間															
		【2】	【2】	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給																	

・燃料補給間隔は発電機定格負荷運転時の目安時間を記載

図 1.1.3 「想定事故1」の作業と所要時間(2/2)
 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)



使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 3.1m分の評価水量 (m ³)	約682m ³
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約17.48m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により3.1m水位が低下する時間 (①/②)	約1.6日間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約13時間
合計 (③+④)	約2.1日間

図1.1.4 「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

1.2 想定事故 2

1.2.1 想定事故 2 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の 1 つは、「添付書類十 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 2 として「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」である。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 2 では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断による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漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故 2 では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 2 における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を図 1.2.1 に、対応手順の概要を図 1.2.2 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 1.2.1 に示す。

想定事故 2 における 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 40 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は 4 名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 名である。この必要な要員と作業項目について図 1.2.3 に示

す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位低警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は、原因調査を行うとともに、燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定制及び隔離操作を実施するとともに、使用済燃料ピット水位計指示が EL. +10.75m 未満に低下している場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

b. 使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL. +9.46m、注水開始水位EL. +9.28mの範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

1.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「添付書類十 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故2として、「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」である。

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表1.2.2に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料 1.0.1)

a. 初期条件

想定事故2に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されている

サイフォンブレイカの効果を考慮し、NWLー約1.41mとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「添付書類十 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「添付書類十 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を図1.2.2に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約11時間で 100°C に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、図1.2.4に示すとおり事象発生から約1.4日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分（約0.3日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約1.4日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

（添付資料 1.2.1）

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生7時間50分後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

（添付資料 1.1.2、1.2.2）

1.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表1.2.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、崩壊熱、初期水温及び隣接するピットの状態を最確条件とした場合、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料1.2.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(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」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(添付資料1.2.3)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図1.2.3に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料1.2.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(添付資料1.2.3)

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「1.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約1.4日であり、使用済燃

料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

（添付資料1.2.3）

(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

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.2日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.5日短い約22時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定との差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料1.2.3）

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評

価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「添付書類十 7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は「1.1 想定事故1」と同様である。

1.2.5 結 論

想定事故2「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」では、使用済燃料ピット冷却系配管の破断による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漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故2について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員

(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「1.1 想定事故1」と同様であり供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2「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」に対して有効である。

表 1.2.1 「想定事故2」の重大事故等対策について（1/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下の確認	使用済燃料ピット水位低下警報の発信を確認する。	ディーゼル発電機* 燃料油貯蔵タンク* 燃料油貯蔵タンク*	タンクローリ*	使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	使用済燃料ピット水位低下の原因調査を行い、使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施する。	—	—	—
燃料取替用水タンク (ピット) 等からの注水準備	燃料取替用水タンク (ピット) 等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット水位計指示がEL. +10.75m未満に低下している場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計 (広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む] の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域)】 【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】】
使用済燃料ピット水温の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

表 1.2.1 「想定事故2」の重大事故等対策について（2/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）】 【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水確認を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。 使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +9.46m、注水開始水位 EL. +9.28m の範囲で維持する。 以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）】 【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表1.2.2 主要評価条件 (想定事故2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.496MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されており使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温 (初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
事故条件	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL一約 1.4lm	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフオン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフオンブレーカの効果を期待。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.4lm (NWL一約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱樹の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水ポンプ	25m ³ /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「添付書類 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の (5) に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件			

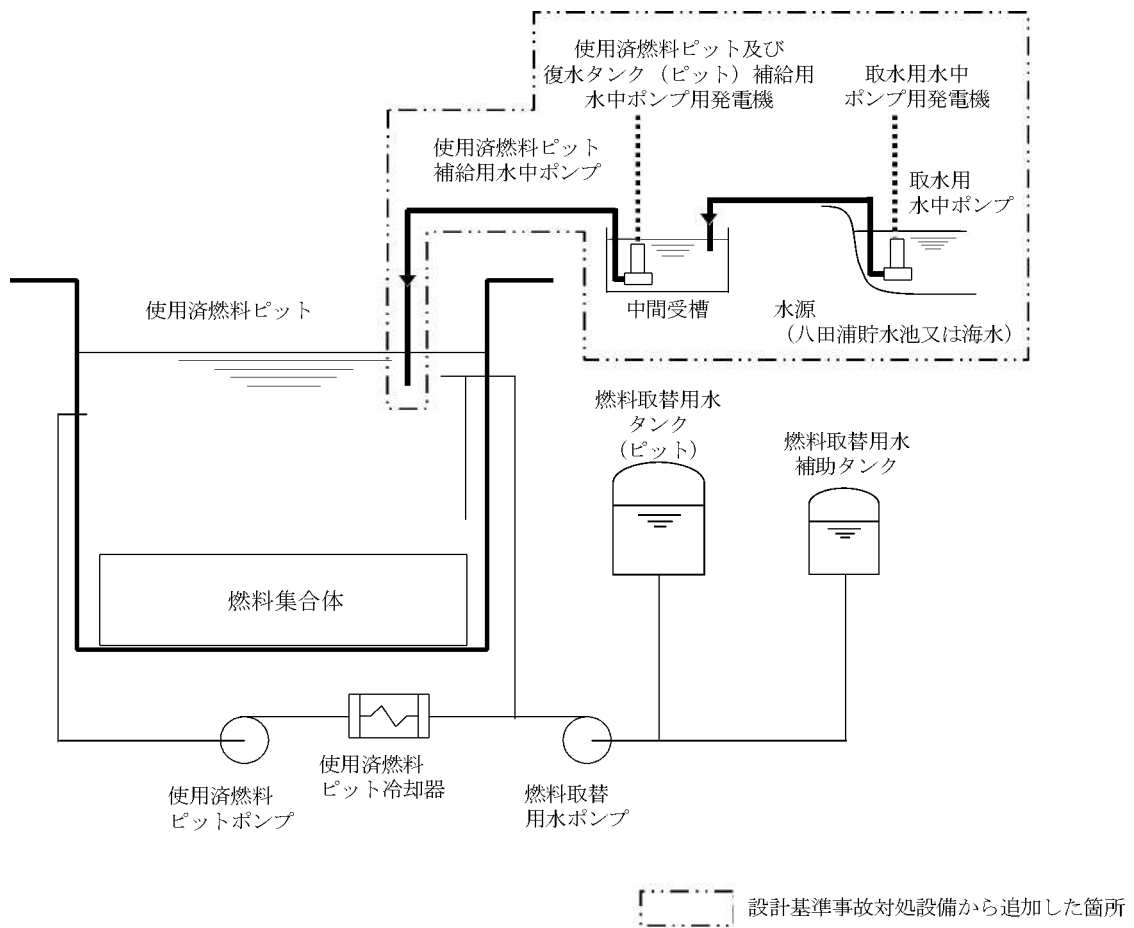


図1.2.1 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図

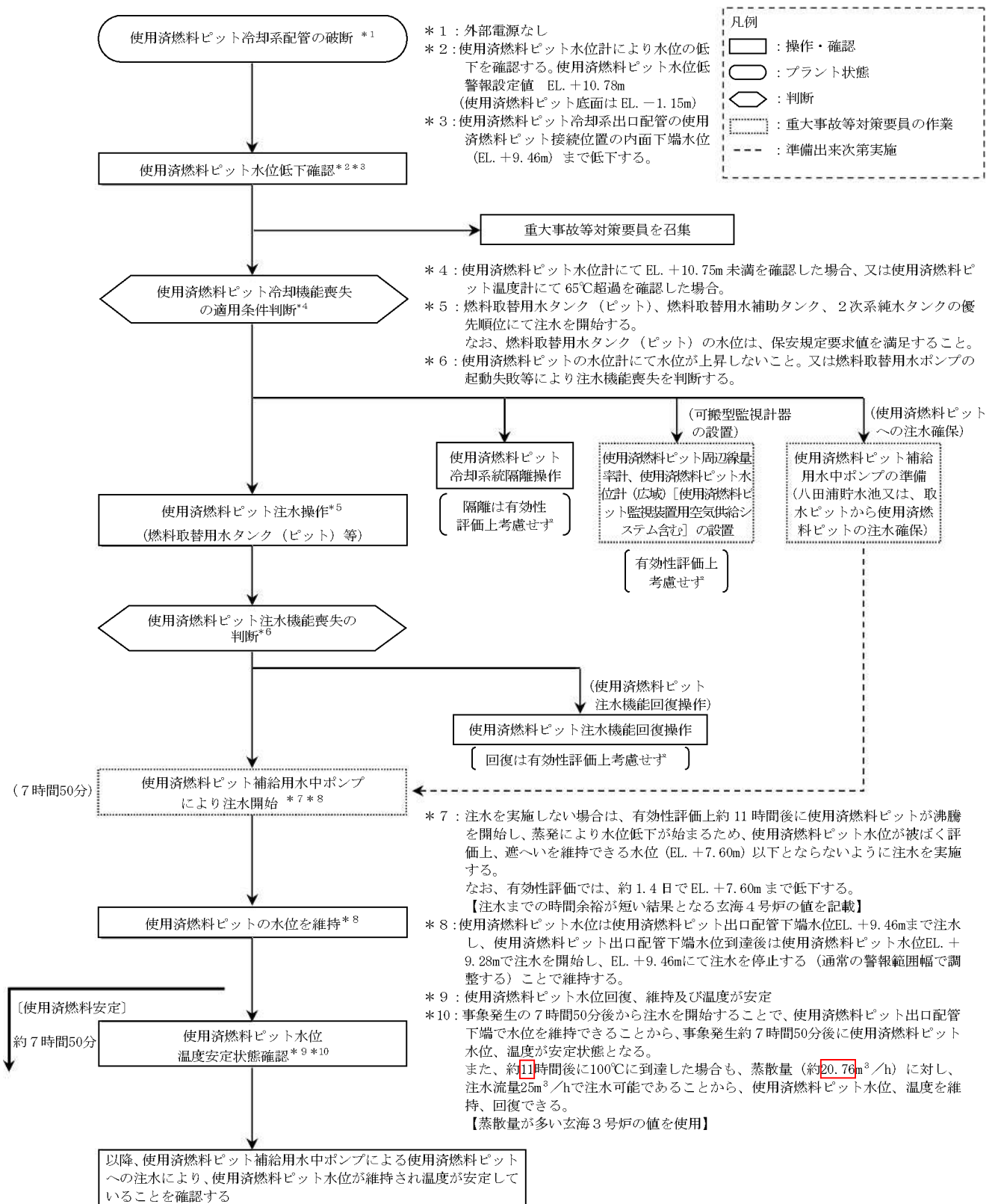


図 1.2.2 「想定事故 2」の対応手順の概要
(「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展)

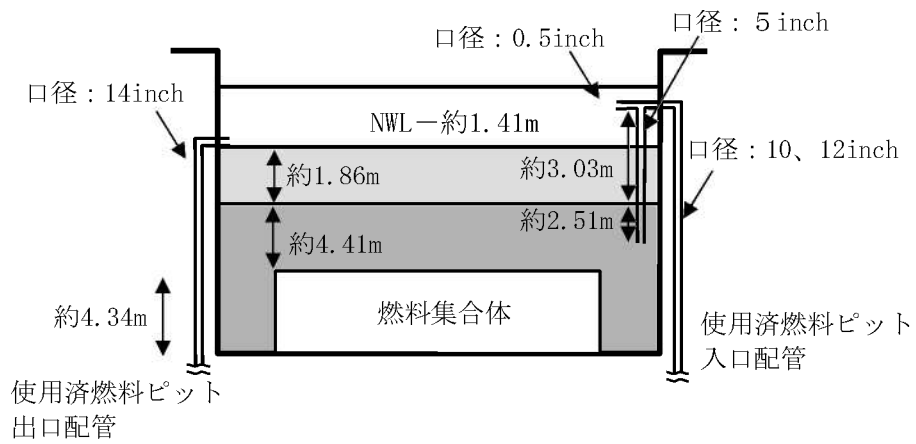
手順の項目	必要な要員と作業項目		手順の内容	経過時間(分)		経過時間(時間)		経過時間(日)	備考	
	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			3号	4号	7時既分迄 使用済燃料ピット補給用水中 ポンプによる注水開始 約1時間、油断開始 (注水なしの場合)	約7時既分以降 使用済燃料安定 (注水なしの場合)			約14日 同時基準水位 低下(注水なしの場合)
状況判断	当直副長	1	● プラント状況判断 使用済燃料ピット冷却配管 の遮断 ▽ 使用済燃料ピット注水機能喪失							
	当直主任 運転員	1								
使用済燃料ピット冷却 配管系統確認	運転員	1	● 使用済燃料ピット水位低下確認 (中央制御室確認)	10分						
	運転員 A	1	● 使用済燃料ピット水位低下原因調査、及び温度水位の監視 (中央制御室操作)						有効性評価上考慮せず	
使用済燃料ピット注 水操作	運転員 B、C	2	● 現地移動/使用済燃料ピット冷却系統確認操作、 水位低下原因調査、及び漏れ/通所の確認操作 (現場操作)							
	運転員 D	1	● 現地移動/燃料取替用水タンク(ピット)による注水操作 ● 現地移動/燃料取替用水補給タンクによる注水操作 ● 現地移動/2次系統水タンクによる注水操作 (現場操作)	20分	20分				有効性評価上考慮せず	
使用済燃料ピット周 辺緊急対策準備	重大事故対策作業員(初動) 係長対応要員	1	● 現地移動/使用済燃料ピット周辺経路量率計等設置 (現場操作)		80分				有効性評価上考慮せず	
	運転員 A	【1】	● 使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)						有効性評価上考慮せず	
使用済燃料ピット注 水機能回復操作	運転員 D	【1】	● 現地移動/燃料取替用水タンク(ピット)による注水機能回復操作、喪失原因調査						適宜実施	
			● 現地移動/燃料取替用水補給タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査							適宜実施
			● 現地移動/燃料取替用水補給タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査							適宜実施
			● 現地移動/2次系統水タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査 (現場操作)							適宜実施

図 1.2.3 「想定事故2」の作業と所要時間(1/2)
(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)

手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	必要な要員と作業項目		経過時間(時間)	備考
		3号	4号		
使用済燃料ピレットへの注水確保	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等 対策要員(初動) 係対応要員 10名 重大事故等 対策要員(初動後) 係対応要員 14名 	<ul style="list-style-type: none"> 【1】+1 【0】 【1】 【0】 【0】 【2】 	<ul style="list-style-type: none"> ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運転 ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置 ●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 ●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置 ●使用済燃料ピレット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置 ●給水、使用済燃料ピレット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 	<p>約1.4日 週へい設計基準水位</p>	<p>注水操作なしの場合、約1.4日で使用済燃料ピレットが約1.8日低下</p> <p>※使用済燃料ピレットの注水は、注水機能停止からなるため、注水標準水位以下となる。注水標準水位(約1.4日)までは、注水機能停止で対応可能である。注水標準水位を監視しながら注水を実施する。</p>
使用済燃料ピレットの監視		<ul style="list-style-type: none"> 【2】 【2】 【2】 	<ul style="list-style-type: none"> ●使用済燃料ピレット監視装置用空気供給システム、(発電機)等の運転 ●使用済燃料ピレット監視装置用空気供給システム、(発電機)等の設置 ●使用済燃料ピレット監視装置用空気供給システムの監視 	<p>1時間</p> <p>1時間</p> <p>約8時間40分に1回</p> <p>約8時間40分に1回</p> <p>約8時間20分に1回</p>	<p>有効な監視を考慮せず</p>

燃料補給間隔は発電機等定員用連続運転時の目安時間を記載

図 1.2.3 「想定事故2」の作業と所要時間(2/2)
(サイフォン現象等により使用済燃料ピレット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピレットの水位が低下する事故)



使用済燃料ピット水位概略図

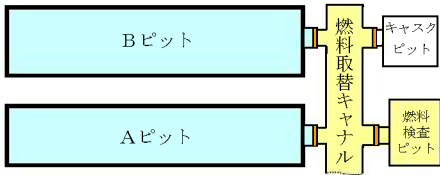
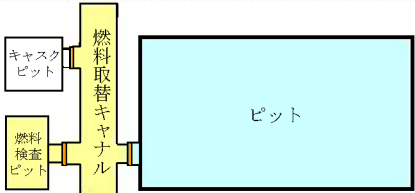
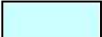


	評価結果
① 1.8m分の評価水量 (m ³)	約396m ³
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約17.48m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により1.8m水位が低下する時間 (①/②)	約22時間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約11時間
合計 (③+④)	約1.4日間

図1.2.4 「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

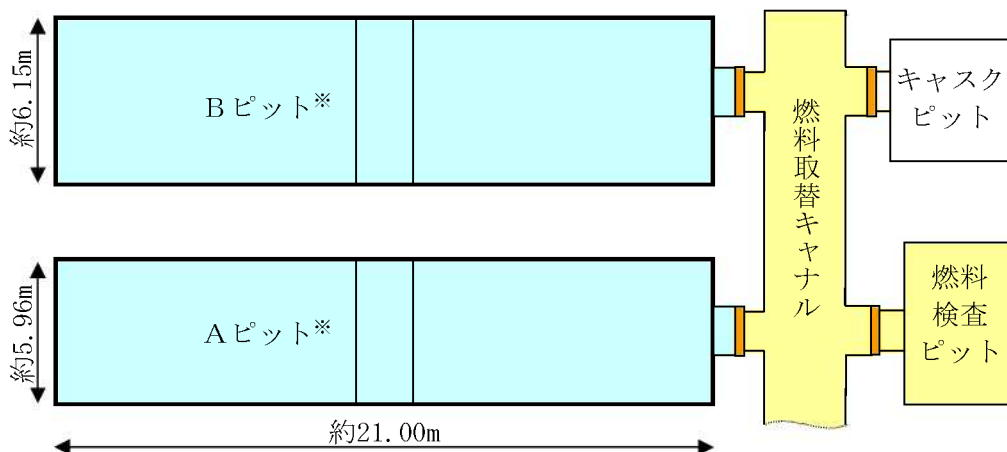
使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について

1. 玄海3号炉と玄海4号炉の使用済燃料ピット関連設備の相違について

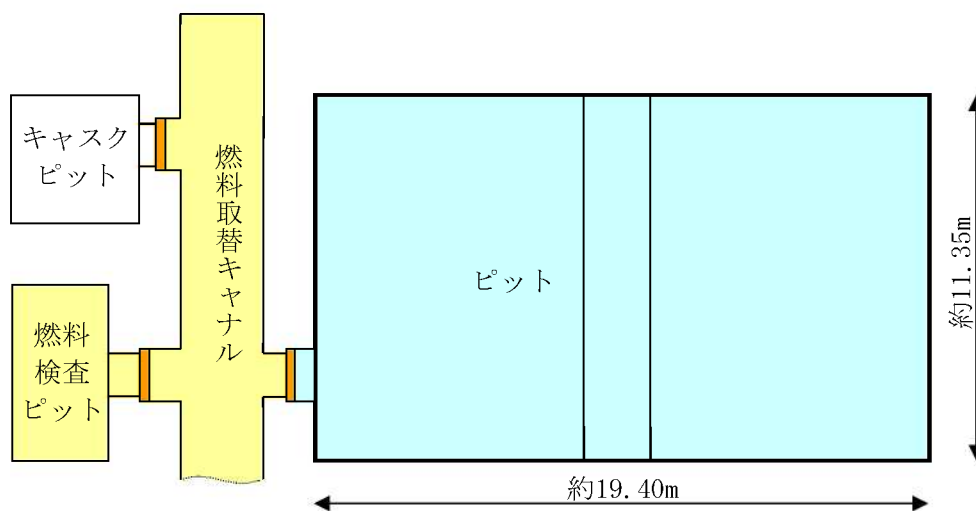
玄海3号炉SFPと玄海4号炉のSFP関連設備の相違は以下のとおりである。

	玄海3号炉	玄海4号炉
ピット数	2ピット 	1ピット 
水量 (ピットのみ)	2530.8m ³ (Aピット:1242.2m ³ 、Bピット:1288.6m ³)	2154.6m ³
共用化	玄海3号炉及び4号炉	玄海1号炉、2号炉及び4号炉
貯蔵燃料 (燃焼度)	玄海3号炉用燃料 ウラン燃料 (48GWd/t) MOX燃料 (45GWd/t) 玄海4号炉用燃料 ウラン燃料 (48GWd/t)	玄海4号炉用燃料 ウラン燃料 (48GWd/t) 玄海1、2号炉用燃料 ウラン燃料 (55GWd/t)
ラック容量	1,672体 (Aピット:836体、Bピット:836体)	1,504体 (1、2号炉用燃料の上限:560体)
ピット水張り	通常運転中…  部 定検中…  及び  部 (ゲート取外し)	

2. 使用済燃料ピット概要図



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

- ※ 通常運転時は、使用済燃料ピットのAピット及びBピット（上図の 箇所）は、それぞれ分離されている。
 定検中は、上図の 箇所に水張りを行うため、使用済燃料ピットが燃料取替キヤナルを介して接続される。

3. 使用済燃料ピットの崩壊熱及びピット水量

① 定検中

使用済燃料の崩壊熱の設定条件として、崩壊熱が高めとなるよう燃料取出し直後の状態を想定することから、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットには燃料取出しのために水張りを行っており、ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続されている状態である。

このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

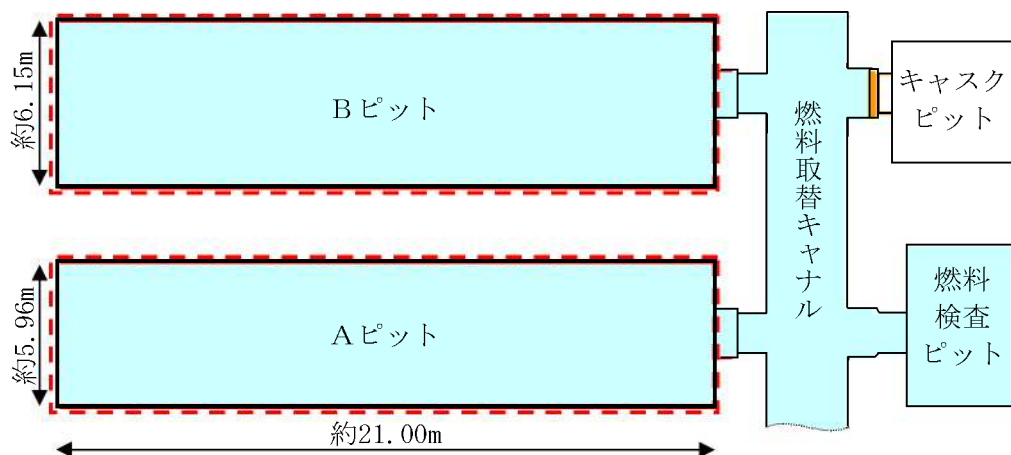
項目	有効性評価にて使用した設定値		設定の考え方
崩壊熱※1	玄海3号炉	12.464MW	Aピット、Bピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を8.5日とした場合の崩壊熱】
	玄海4号炉	10.496MW	ピットに貯蔵容量満杯に保管された場合の崩壊熱を考慮
ピット水量※2	玄海3号炉	2530.8m ³	Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットが接続された状態であるが、補給までの余裕時間が短くなる観点からA、Bピットのみ水量を考慮
		2195.8m ³	
	玄海4号炉	2154.6m ³	ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットが接続された状態であるが、補給までの余裕時間が短くなる観点からピットのみ水量を考慮
		1864.3m ³	

※1：崩壊熱の評価条件

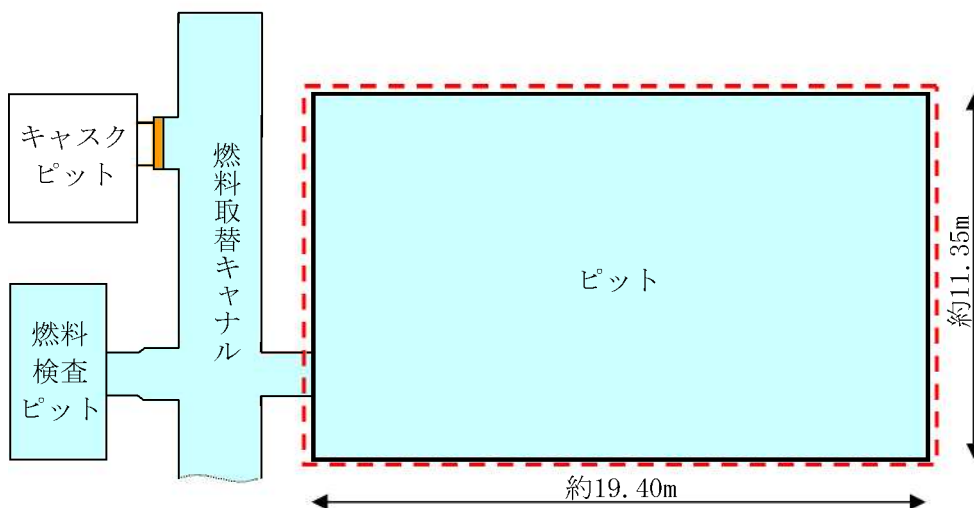
※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX 濃縮度：4.1wt% 共用燃料（4号炉） ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.1wt% 共用燃料（1号及び2号炉） ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713体※3	1,521体※3

※3：1/3炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

: 水張り範囲
 : 想定した水量の範囲

② 通常運転中

通常運転中は、ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットはゲートで仕切られており、接続されていない状態である。

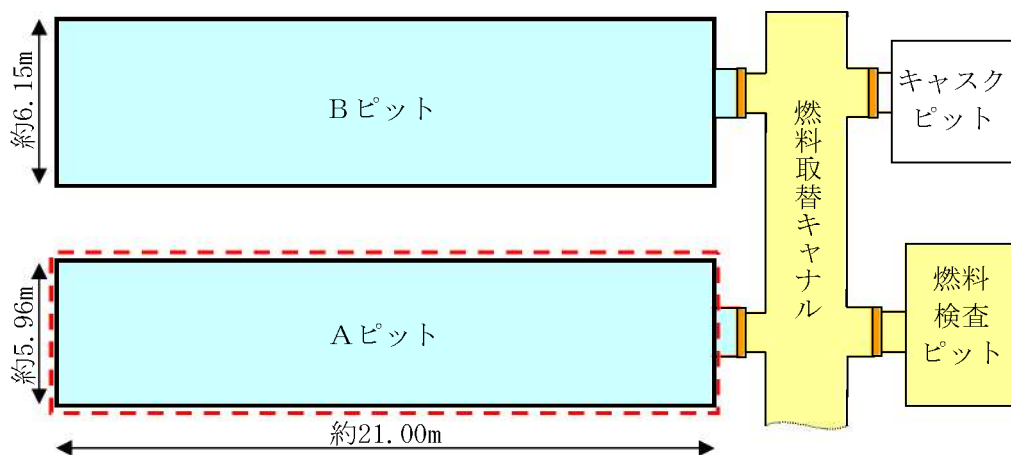
このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

項目	有効性評価にて使用した設定値		設定の考え方
崩壊熱※1	玄海3号炉	4.928MW (Aピット: 4.144MW)	崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した場合に、評価結果の厳しくなる(Aピット)の崩壊熱を設定 【原子炉から一時的に取り出された1回及び2回照射燃料を使用済燃料ピットから炉心に再装荷し、定検期間を30日とした場合の崩壊熱】 (Aピットの方がBピットに比べて厳しい評価結果となる)
	玄海4号炉	3.597MW	崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した場合の崩壊熱を設定
ピット水量※2	玄海3号炉	1242.2m ³ (Aピット)	上記の(Aピット)の水量を設定
		1077.3m ³ (Aピット)	
	玄海4号炉	2154.6m ³	ピットのみ水量を設定
		1864.3m ³	

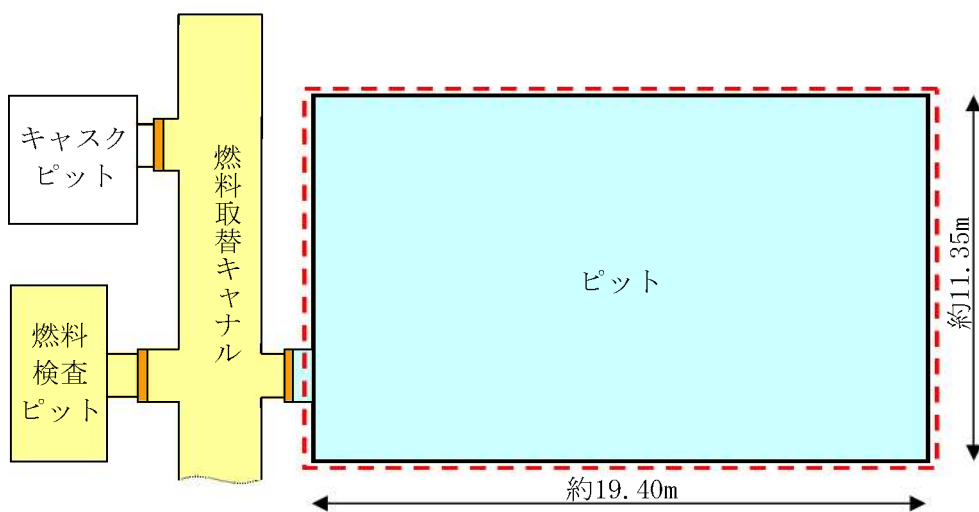
※1：崩壊熱の評価条件

※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX 濃縮度：4.1wt% 共用燃料（4号炉） ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.1wt% 共用燃料（1号及び2号炉） ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO ₂ 濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,585体	1,393体



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

□ : 水張り範囲 □ : 想定した水量の範囲

4. 「水遮へい厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」の計算条件について

「水遮へい厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」については、以下の計算方法により求めている。

(1) 使用済燃料の線源強度

玄海3、4号炉のSFPに貯蔵されている使用済燃料には、玄海3、4号炉用高燃焼度ステップ1ウラン燃料(最高燃焼度48,000MWd/t)、玄海3号炉用MOX燃料(最高燃焼度45,000MWd/t)及び、玄海4号炉SFPに貯蔵されている玄海1、2号炉用高燃焼度ステップ2ウラン燃料(最高燃焼度55,000MWd/t)があるが、本評価において用いている使用済燃料の線源強度は、これら全ての燃料集合体を包含するよう、一律に、工事計画認可申請書の生体遮へい装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用している。本線源強度はORIGEN2コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。

(2) 水面線量率

線量率は、点減衰核積分コードであるSPAN-SLABコードを用いて計算している。使用済燃料は直方体形状にモデル化し、燃料集合体1体あたりの水面線量率に対して、SFPの最大貯蔵体数をかけて水面線量率を求めている。

計算式は以下のとおりである。

$$D(E) = K(E) \int_V \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b} dV$$

ここで、

D(E) : 線量率 (mSv/h)

S(E) : 線源強度 (MeV/(cm³・s))

K(E) : 線量率の換算係数

$$((\text{mSv/h}) / (\text{MeV} / (\text{cm}^2 \cdot \text{s})))$$

B(E) : ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1 - A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$$

A、α₁、α₂は定数

r : 線源から計算点までの距離 (cm)

V : 線源体積 (cm³)

b : 減衰距離

$$b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$$

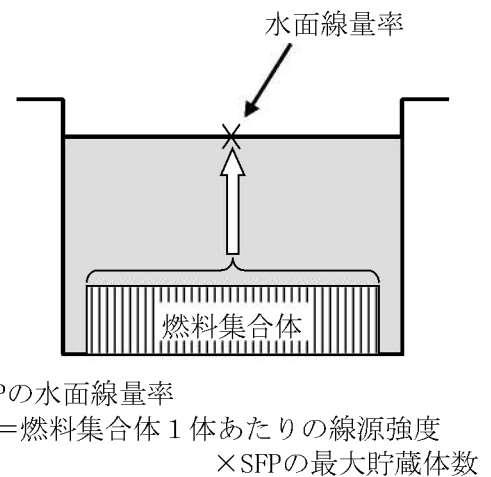
μ_i : 物質iの線減衰係数 (cm⁻¹)

$$\mu_i = (\mu / \rho)_i \times \rho_i$$

(μ/ρ)_i : 物質iの質量減衰係数 (cm²/g)

ρ_i : 物質iの密度 (g/cm³)

t_i : 物質iの透過距離 (cm)



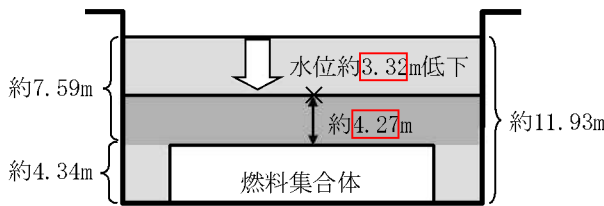
5. 放射線の遮へいが維持される水位について

放射線の遮へいが維持される水位については、以下のとおり SFP 保有水の水位が低下した場合でも、SFP 中央水面での線量率は、燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値を超えない範囲である。

(1) 玄海3号炉

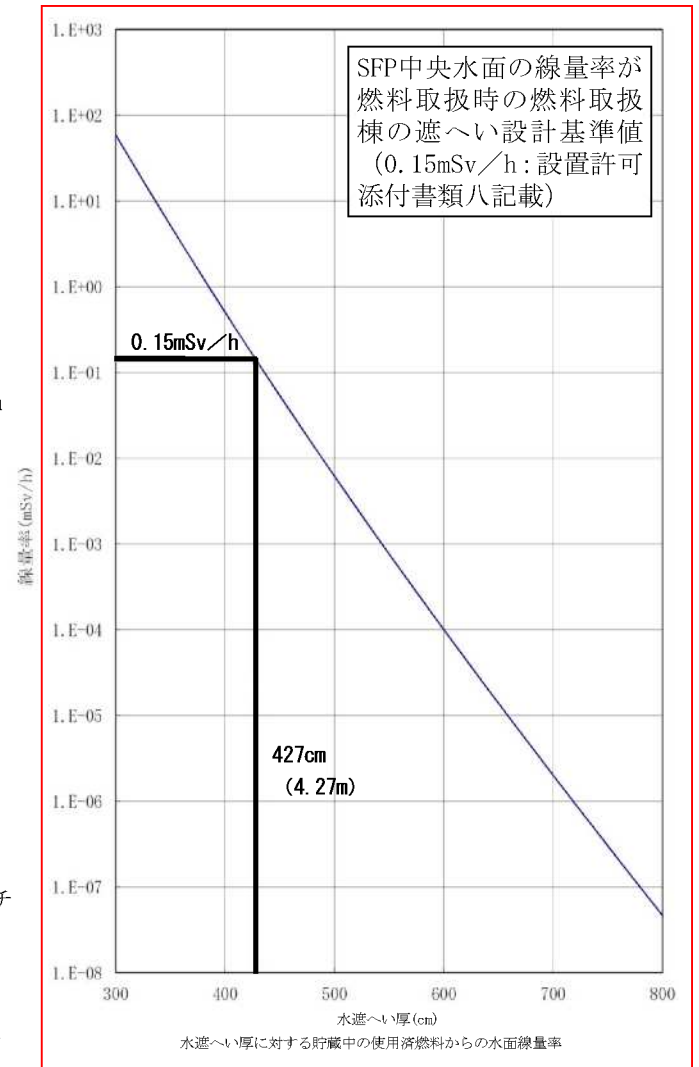
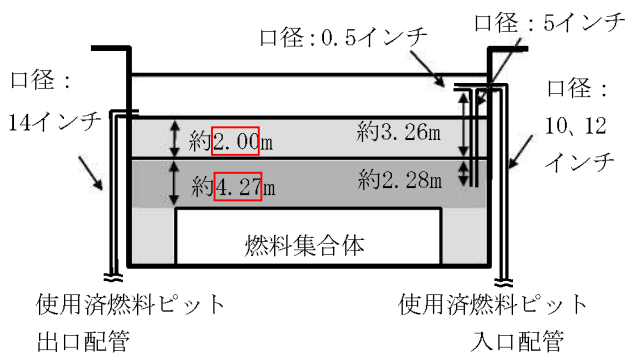
1) 想定事故1

- a. SFP 保有水高さ
燃料集合体より上の水の高さ=約 7.59m
- b. 必要遮へい厚
下記グラフから約 4.27m 以上
- c. 許容水位低下量
a-b=約 3.32m より 3.3m とする。



2) 想定事故2

- a. SFP 保有水高さ
燃料集合体より上の水の高さ=約 6.27m
- b. 必要遮へい厚
下記グラフから約 4.27m 以上
- c. 許容水位低下量
a-b=約 2.00m より 2.0m とする。



※水温52℃、燃料有効部からの評価値。

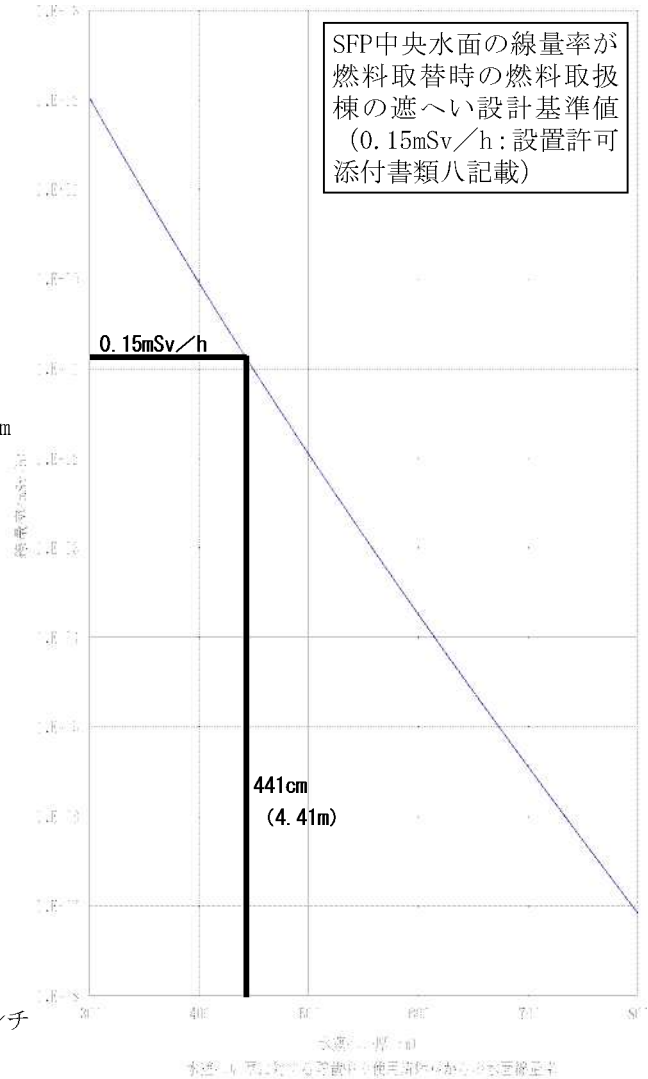
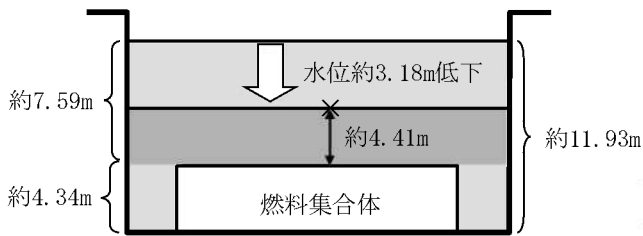
100℃の水を考慮した場合、必要水厚は、約12cm増加するが、本評価では、燃料有効部から 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮へいを考慮していないことから、評価上の余裕に含まれる。

部は商業機密につき、公開できません。

(2) 玄海4号炉

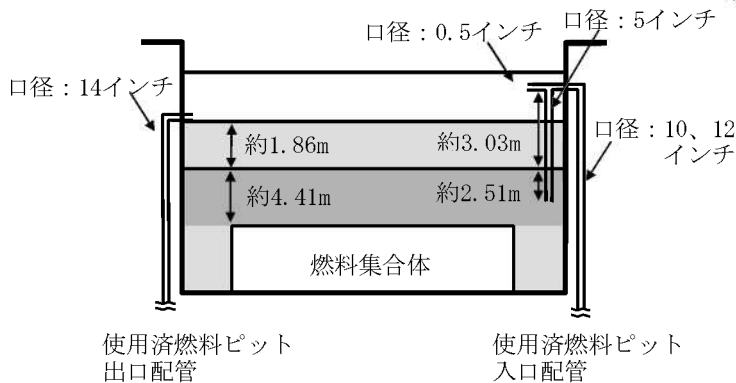
1) 想定事故1

- a. SFP 保有水高さ
燃料集合体より上の水の高さ
=約 7.59m
- b. 必要遮へい厚
下記グラフから約 4.41m 以上
- c. 許容水位低下量
a - b =約 3.18m
より 3.1m とする。



2) 想定事故2

- a. SFP 保有水高さ
燃料集合体より上の水の高さ
=約 6.27m
- b. 必要遮へい厚
下記グラフから約 4.41m 以上
- c. 許容水位低下量
a - b =約 1.86m
より 1.8m とする。



※水温52℃、燃料有効部からの評価値。

100℃の水を考慮した場合、必要水厚は、約12cm増加するが、本評価では、燃料有効部から[]余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮へいを考慮していないことから、評価上の余裕に含まれる。

[] 部は商業機密につき、公開できません。

6. 玄海3号炉 燃料取出スキーム

定期検査中等で原子炉から使用済燃料ピットに燃料を移動している場合

取出燃料	玄海3号からの発生分		冷却期間	ウラン燃料		MOX燃料	
	燃料数	崩壊熱 (MW)		燃料数	崩壊熱 (MW)		
31 サイクル冷却済燃料	31×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.036
30 サイクル冷却済燃料	30×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.037
29 サイクル冷却済燃料	29×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.037
28 サイクル冷却済燃料	28×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.038
27 サイクル冷却済燃料	27×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.038
26 サイクル冷却済燃料	26×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.038
25 サイクル冷却済燃料	25×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.040
24 サイクル冷却済燃料	24×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.040
23 サイクル冷却済燃料	23×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.041
22 サイクル冷却済燃料	22×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.041
21 サイクル冷却済燃料	21×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.041
20 サイクル冷却済燃料	20×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.042
19 サイクル冷却済燃料	19×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.042
18 サイクル冷却済燃料	18×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.042
17 サイクル冷却済燃料	17×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.043
16 サイクル冷却済燃料	16×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.043
15 サイクル冷却済燃料	15×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.043
14 サイクル冷却済燃料	14×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.044
13 サイクル冷却済燃料	13×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	—	—	16 ⁴¹	0.044
12 サイクル冷却済燃料	12×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.036	16 ⁴¹	0.044
11 サイクル冷却済燃料	11×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.037	16 ⁴¹	0.045
10 サイクル冷却済燃料	10×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.038	16 ⁴¹	0.045
9 サイクル冷却済燃料	9×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.040	16 ⁴¹	0.047
8 サイクル冷却済燃料	8×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.042	16 ⁴¹	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.044	16 ⁴¹	0.048
6 サイクル冷却済燃料	6×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.049	16 ⁴¹	0.050
5 サイクル冷却済燃料	5×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.055	16 ⁴¹	0.052
4 サイクル冷却済燃料	4×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.066	16 ⁴¹	0.057
3 サイクル冷却済燃料	3×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.090	16 ⁴¹	0.066
2 サイクル冷却済燃料	2×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.141	16 ⁴¹	0.093
1 サイクル冷却済燃料	1×	(13ヶ月+30日)+8.5日	+8.5日	48 ⁴²	0.267	16 ⁴¹	0.181
定検時取出燃料 3	—	—	8.5日	49 ⁴³	2.352	—	1.112
定検時取出燃料 2	—	—	8.5日	48 ⁴²	2.165	—	1.064
定検時取出燃料 1	—	—	8.5日	48 ⁴²	1.992	—	0.948
小計	—	—	—	—	7.414	—	4.669

原子炉に燃料がある場合

取出燃料	玄海3号からの発生分		冷却期間	ウラン燃料		MOX燃料	
	燃料数	崩壊熱 (MW)		燃料数	崩壊熱 (MW)		
31 サイクル冷却済燃料	31×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.036
30 サイクル冷却済燃料	30×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.037
29 サイクル冷却済燃料	29×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.037
28 サイクル冷却済燃料	28×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.038
27 サイクル冷却済燃料	27×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.038
26 サイクル冷却済燃料	26×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.038
25 サイクル冷却済燃料	25×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.040
24 サイクル冷却済燃料	24×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.040
23 サイクル冷却済燃料	23×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.041
22 サイクル冷却済燃料	22×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.041
21 サイクル冷却済燃料	21×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.041
20 サイクル冷却済燃料	20×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.042
19 サイクル冷却済燃料	19×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.042
18 サイクル冷却済燃料	18×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.042
17 サイクル冷却済燃料	17×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.043
16 サイクル冷却済燃料	16×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.043
15 サイクル冷却済燃料	15×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.043
14 サイクル冷却済燃料	14×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.044
13 サイクル冷却済燃料	13×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	—	—	16 ⁴¹	0.044
12 サイクル冷却済燃料	12×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.036	16 ⁴¹	0.044
11 サイクル冷却済燃料	11×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.037	16 ⁴¹	0.045
10 サイクル冷却済燃料	10×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.038	16 ⁴¹	0.045
9 サイクル冷却済燃料	9×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.040	16 ⁴¹	0.047
8 サイクル冷却済燃料	8×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.042	16 ⁴¹	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.044	16 ⁴¹	0.048
6 サイクル冷却済燃料	6×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.049	16 ⁴¹	0.050
5 サイクル冷却済燃料	5×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.055	16 ⁴¹	0.052
4 サイクル冷却済燃料	4×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.065	16 ⁴¹	0.056
3 サイクル冷却済燃料	3×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.087	16 ⁴¹	0.065
2 サイクル冷却済燃料	2×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.137	16 ⁴¹	0.091
1 サイクル冷却済燃料	1×	(13ヶ月+30日)+30日	+30日	48 ⁴²	0.256	16 ⁴¹	0.173
定検時取出燃料 3	—	—	30日	49 ⁴³	1.344	—	0.784
定検時取出燃料 2	—	—	—	—	—	—	—
定検時取出燃料 1	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	—	—	—	2.230	—	2.317

取出燃料	玄海4号からの発生分		冷却期間	燃料数		崩壊熱 (MW)
	燃料数	崩壊熱 (MW)				
6 サイクル冷却済燃料	6×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.048	
5 サイクル冷却済燃料	5×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.049	
4 サイクル冷却済燃料	4×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.051	
3 サイクル冷却済燃料	3×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.053	
2 サイクル冷却済燃料	2×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.056	
1 サイクル冷却済燃料	1×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.059	
0 サイクル冷却済燃料	—	—	—	—	0.065	
小計	—	—	—	—	0.381	

取出燃料	玄海4号からの発生分		冷却期間	燃料数		崩壊熱 (MW)
	燃料数	崩壊熱 (MW)				
6 サイクル冷却済燃料	6×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.048	
5 サイクル冷却済燃料	5×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.049	
4 サイクル冷却済燃料	4×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.051	
3 サイクル冷却済燃料	3×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.053	
2 サイクル冷却済燃料	2×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.056	
1 サイクル冷却済燃料	1×	(13ヶ月+30日)+7年	+7年	64 ⁴⁴	0.059	
0 サイクル冷却済燃料	—	—	—	—	0.065	
小計	—	—	—	—	0.381	

崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱: 12.464MW
------------	---------------

崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱: 4.928MW
------------	--------------

*1: 最大MOX燃料装荷体数 (48体) の1/3 *2: 玄海3号炉1/3炉心 (64体) -16体 *3: 玄海3号炉全炉心=193体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定

*4: 玄海4号炉1/3炉心

7. 玄海4号炉 燃料取出スキーム

定期検査中等で原子炉から使用済燃料ピットに燃料を移動している場合

取出燃料	玄海4号からの発生分		崩壊熱 (MW)
	冷却期間	燃料数	
12 サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.048
11 サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.049
10 サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.051
9 サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.053
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.087
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.119
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.188
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日) + 8.5日	64 ^{#1}	0.356
定検時取出燃料 3	8.5日	65 ^{#2}	3.121
定検時取出燃料 2	8.5日	64 ^{#1}	2.886
定検時取出燃料 1	8.5日	64 ^{#1}	2.655
小計	—	—	9.866

原子炉に燃料がある場合

取出燃料	玄海4号からの発生分		崩壊熱 (MW)
	冷却期間	燃料数	
12 サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.048
11 サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.049
10 サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.051
9 サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.053
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.087
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.116
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.184
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日) + 30日	64 ^{#1}	0.342
定検時取出燃料 3	30日	65 ^{#2}	1.784
定検時取出燃料 2	—	—	—
定検時取出燃料 1	—	—	—
小計	—	—	2.967

取出燃料	玄海1号からの発生分		崩壊熱 (MW)
	冷却期間	燃料数	
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.034
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.035
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.037
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.040
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.043
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.050
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.060
0 サイクル冷却済燃料	3年	40 ^{#3}	0.086
小計	—	—	0.385

取出燃料	玄海1号からの発生分		崩壊熱 (MW)
	冷却期間	燃料数	
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.034
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.035
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.037
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.040
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.043
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.050
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日) + 3年	40 ^{#3}	0.060
0 サイクル冷却済燃料	3年	40 ^{#3}	0.086
小計	—	—	0.385

取出燃料	玄海2号からの発生分		崩壊熱 (MW)
	冷却期間	燃料数	
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.034
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.036
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.037
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.041
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.045
0 サイクル冷却済燃料	5年	40 ^{#3}	0.052
小計	—	—	0.245

取出燃料	玄海2号からの発生分		崩壊熱 (MW)
	冷却期間	燃料数	
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.034
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.036
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.037
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.041
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月+30日) + 5年	40 ^{#3}	0.045
0 サイクル冷却済燃料	5年	40 ^{#3}	0.052
小計	—	—	0.245

崩壊熱合計 (MW) 崩壊熱: 10.496MW

崩壊熱合計 (MW) 崩壊熱: 3.587MW

*1: 玄海4号炉1/3炉心 *2: 玄海4号炉全炉心=193体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定

*3: 玄海1、2号炉1/3炉心

(参考) 事象発生時の SFP の水温設定について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水温は、実測値を踏まえ設定したものである。以下に、至近の燃料取出し完了後の SFP の水温の実測値を示す。

[玄海 3 号炉]

[単位 : °C]

項目 \ 定検回数 (年月日)	10回 (H18. 12. 27)	11回 (H20. 5. 12)	12回 (H21. 9. 9)	13回 (H23. 1. 11)
A使用済燃料ピット	33. 2	34. 7	37. 4	23. 6
B使用済燃料ピット	34. 0	35. 3	37. 1	23. 8

[玄海 4 号炉]

[単位 : °C]

項目 \ 定検回数 (年月日)	8回 (H20. 1. 16)	9回 (H21. 5. 26)	10回 (H22. 9. 14)	11回 (H24. 1. 11)
使用済燃料ピット	30. 3	35. 5	40. 5	27. 8

想定事故1での重大事故等対策の概略系統図について

「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」のうち、想定事故1の「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

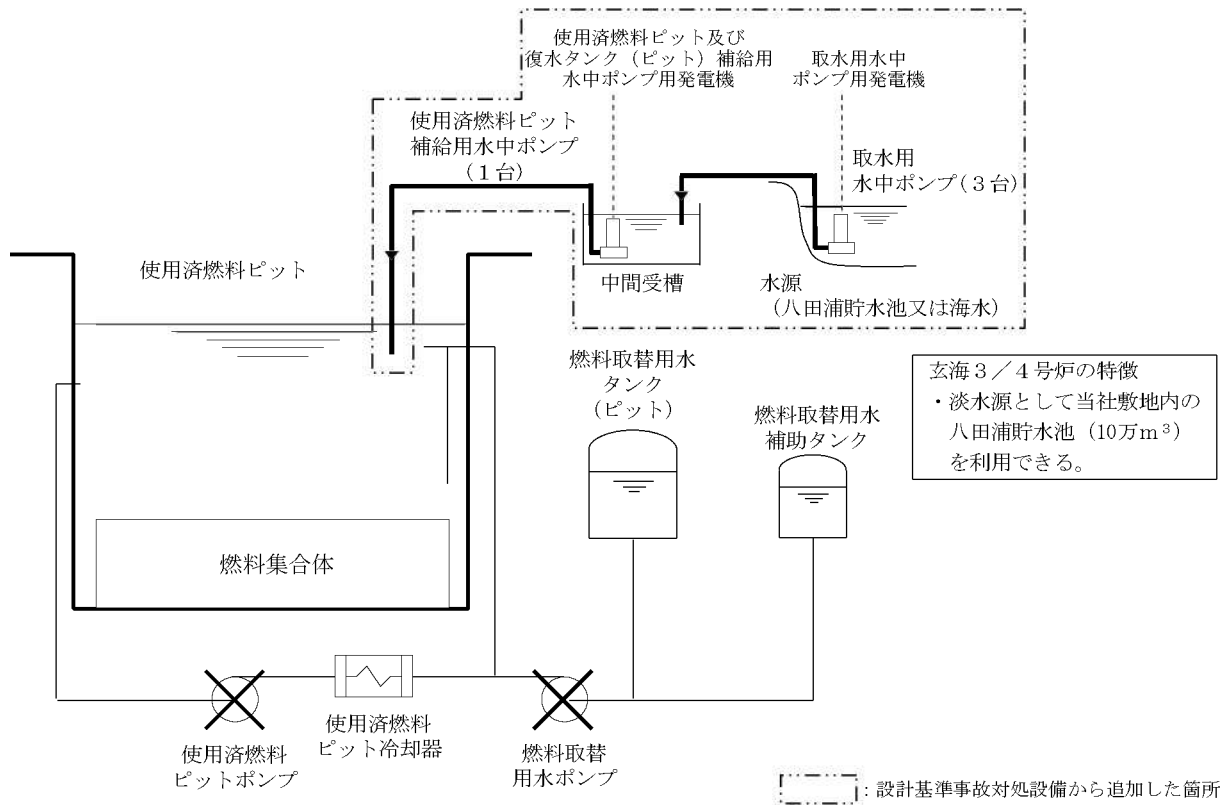


図1 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価について

1. 玄海 3, 4号機における評価結果

(1) 想定事故1

①玄海 3号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さや遮へい機能について

燃料頂部より約4.27m 水位を有していれば、使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟内の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) 以下となるため、許容水位低下量は約3.32m となり、評価においては3.3m と考えると、その水位差に相当する水量は約838m³となる。

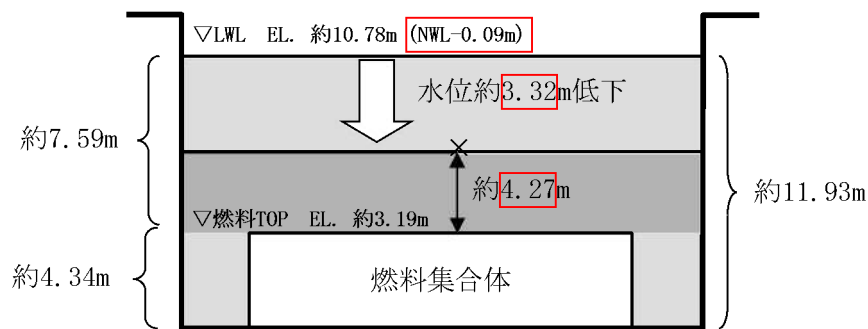


図 1. 1. 1 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①3.3m分の評価水量*1	
Aピット	約412.2m ³
Bピット	約425.3m ³
計	約838m ³
②崩壊熱による蒸散量	約20.76m ³ /h
③3.3m水位低下時間*2、*3 (①/②)	約1.6日間
④水温100℃までの時間*2、*4	約13時間
合計 (③+④)	約2.2日間

* 1 : 燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない

* 2 : 冷却材温度が 100℃の時の密度を用いて評価

* 3 : 水の潜熱変化のみを考慮

* 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約13時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約 $20.76\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から、必要遮へい水位までの3.3m低下分の水量約 838m^3 が蒸発するまで約2.2日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が3.3m低下するまでに給水を行うことで、放射線の遮へいが維持できる水位は確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定しても、実効増倍率はウラン燃料を貯蔵した場合は0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は0.933であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

玄海3号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定した実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は0.933(ともに水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$)であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット(使用済燃料ラック：B-SUS製ラック)内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態(水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$)から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合約13% Δk 、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合約11% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

②玄海4号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

燃料頂部より約4.41m水位を有していれば、使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟内の遮へい設計基準値(0.15mSv/h)以下となるため、許容水位低下量は約3.18mとなり、評価においては3.1mと考えるとその水位差に相当する水量は約682m³となる。

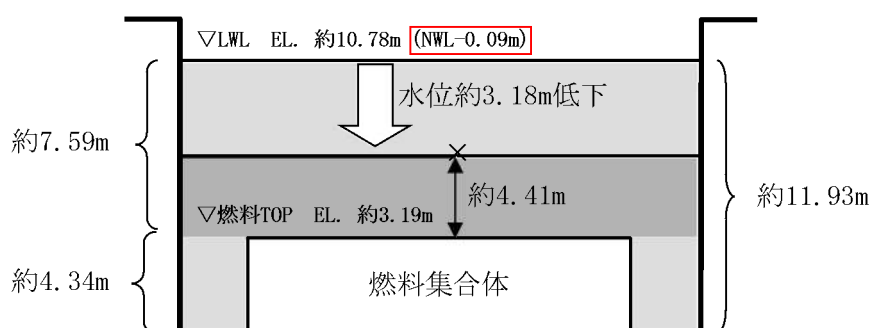


図 1.1.2 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①3.1m分の評価水量*1	約682m ³
②崩壊熱による蒸散量	約17.48m ³ /h
③3.1m水位低下時間*2、*3 (①/②)	約1.6日間
④水温100℃までの時間*2、*4	約13時間
合計 (③+④)	約2.1日間

- * 1 : 燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない
- * 2 : 冷却材温度が100℃の時の密度を用いて評価
- * 3 : 水の潜熱変化のみを考慮
- * 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約13時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約17.48m³/hであることから、事象発生から、必要遮へい水位までの3.1m低下分の水量約682m³が蒸発するまで約2.1日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は25m³/hであり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が3.1m低下するまでに給水を行うことで、放射線の遮へいを維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は 0.966 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

玄海 4 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は 0.966 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は約 14% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

(2) 想定事故2

①玄海3号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

使用済燃料ピット入口配管には、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフンブレーカ（合計2本）が設置されているため、その効果を考慮でき、使用済燃料ピット水位がこの配管高さまで低下すれば入口配管に生じるサイフォン効果は解除される。

そのため、最も水位が低下する事象として、使用済燃料ピット出口配管の破断を想定すると、出口配管高さ（EL. 約 9.46m）に水位が到達すれば冷却材の流出は停止する。漏えい停止後の水位と使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の遮へい基準値（0.15mSv/h）に相当する水位までの差は約2.00mとなり、評価においては2.0mと考えると、その水位差に相当する水量は約508m³となる。

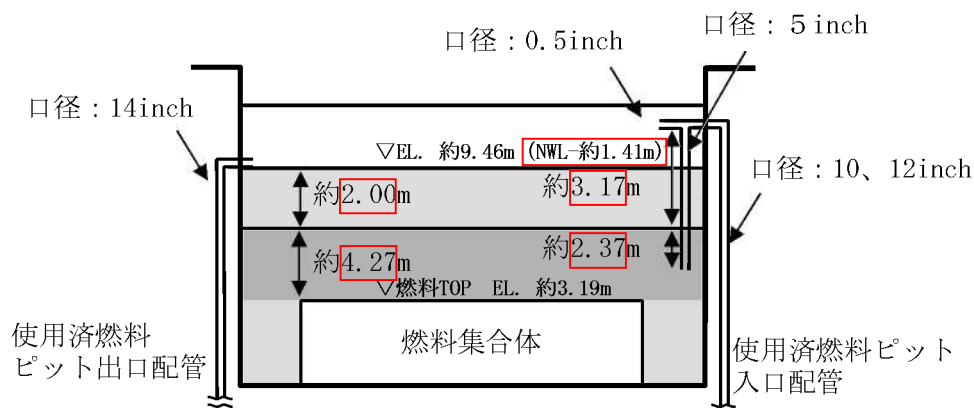


図 1.2.1 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①2.0m分の評価水量*1	
Aピット	約249.8m ³
Bピット	約257.8m ³
計	約508m ³
②崩壊熱による蒸散量	約20.76m ³ /h
③2.0m水位低下時間*2、*3 (①/②)	約1.0日間
④水温100℃までの時間*2、*4	約11時間
合計 (③+④)	約1.5日間

- * 1 : 燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない
- * 2 : 冷却材温度が100℃の時の密度を用いて評価
- * 3 : 水の潜熱変化のみを考慮
- * 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約11時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約20.76m³/hであることから、事象発生から、必要遮へい水位までの2.0m低下分の水量約508m³が蒸発するまで約1.5日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は25m³/hであり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が2.0m低下する水位に達するまでに給水を行なうことで、放射線の遮へいを維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定しても、実効増倍率はウラン燃料を貯蔵した場合は0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は0.933であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

玄海3号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定した実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は0.933(ともに水密度1.0g/cm³)であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット(使用済燃料ラック:B-SUS製ラック)内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態(水密度1.0g/cm³)から水密度が低下し0.5g/cm³となった場合、実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合約13%Δk、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合約11%Δk低下することから、十分に未臨界は維持される。

②玄海4号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

使用済燃料ピット入口配管には、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレイカ（合計1本）が設置されているため、その効果を考慮でき、使用済燃料ピット水位がこの配管高さまで低下すれば入口配管に生じるサイフォン効果は解除される。

そのため、最も水位が低下する事象として、使用済燃料ピット出口配管の破断を想定すると、出口配管高さ（EL. 約 9.46m）に水位が到達すれば冷却材の流出は停止する。漏えい停止後の水位と使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮へい基準値（0.15mSv/h）に相当する水位までの差は約 1.86m となり、評価においては1.8m と考えると、その水位差に相当する水量は約 396m³となる。

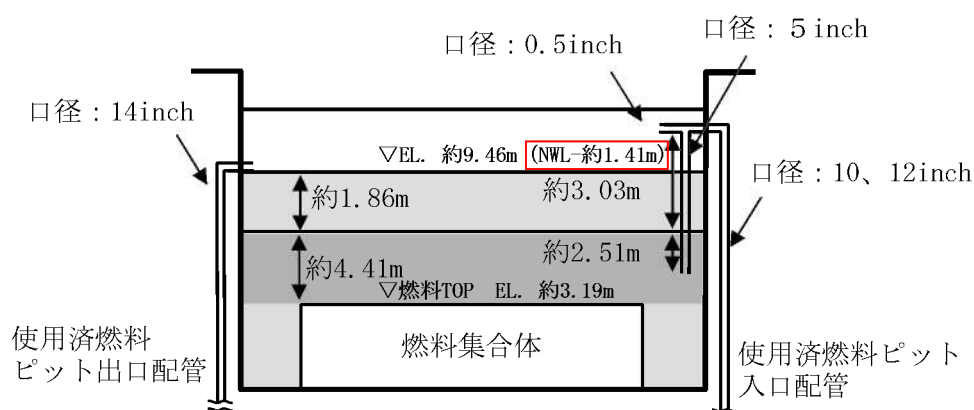


図 1.2.2 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①1.8m分の評価水量*1	約396m ³
②崩壊熱による蒸散量	約17.48m ³ /h
③1.8m水位低下時間*2、*3 (①/②)	約22時間
④水温100℃までの時間*2、*4	約11時間
合計 (③+④)	約1.4日間

* 1 : 燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない

* 2 : 冷却材温度が 100℃の時の密度を用いて評価

* 3 : 水の潜熱変化のみを考慮

* 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

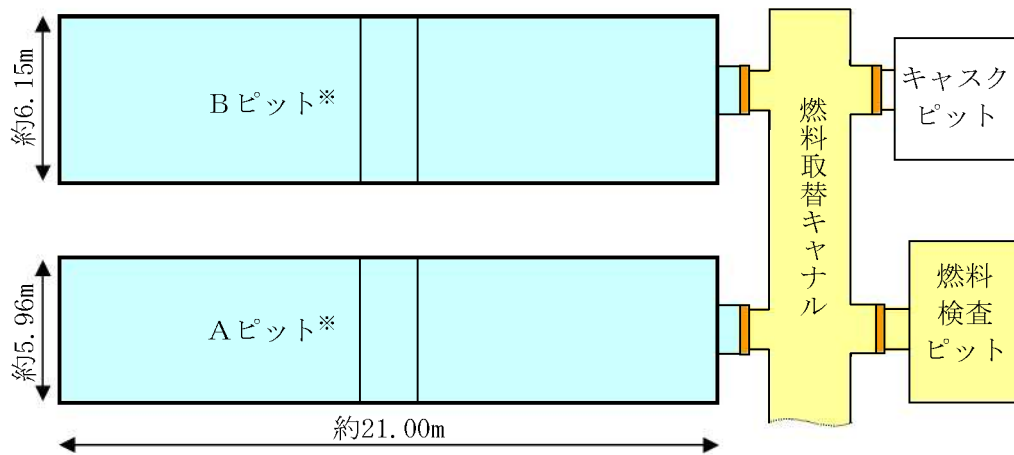
給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約 11 時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約 $17.48\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から、必要遮へい水位までの 1.8m 低下分の水量約 396m^3 が蒸発するまで約 1.4 日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 1.8m 低下する水位に達するまでに給水を行なうことで、放射線の遮へいを維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は 0.966 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

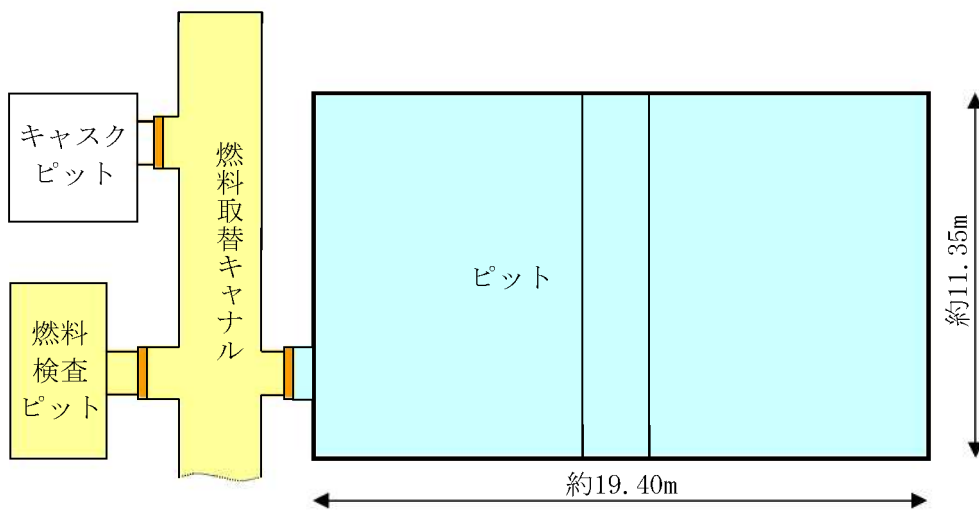
玄海 4 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は 0.966 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は約 14% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

2. 使用済燃料ピット概要図



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

※：通常運転時は、使用済燃料ピットのAピット及びBピット（上図の 箇所）は、それぞれ分離されている。

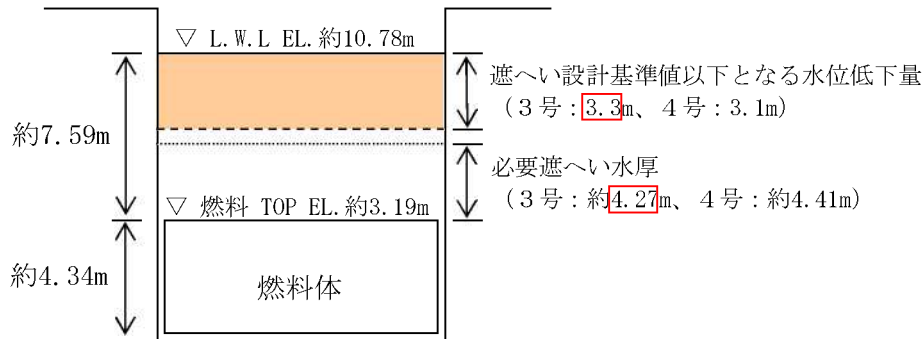
定検中は、上図の 箇所に水張りを行うため、使用済燃料ピットが燃料取替キヤナルを介して接続される。

3. 使用済燃料ピットの水位低下時間評価

(1) 想定事故1（使用済燃料ピット冷却系及び補給系の故障）

1) 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却系及び補給系の故障を仮定した場合に、燃料体等の損傷防止及び被ばく防止の観点から代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水が必要となることから、代替注水開始までの時間余裕について以下のとおり確認した。



評価条件

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度: 48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度: 45GWd/t MOX MOX燃料定Pu組成: Pu含有率 10.9wt% 共用燃料(4号) ウラン燃料 最高燃焼度: 48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度: 48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.1wt% 共用燃料(1号及び2号炉) ウラン燃料 最高燃焼度: 55GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.8wt%
貯蔵方式	MOX 支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713 体*	1,521 体*

※: 1/3炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

2) 算定方法、算定条件

使用済燃料ピットの遮へい設計基準値（ピット水面線量率 0.15mSv/h）以下となる水位低下量は、3号炉が約3.32m、4号炉が約3.18mであるため、それぞれ3.3m、3.1mの水位低下量にて時間余裕を算定する。

冷却機能停止から沸騰するまでの時間、及び沸騰開始から遮へい設計基準値水位となる時間については以下の計算式にて算定する。

①冷却機能停止から沸騰までの時間

沸騰までの時間[h]

$$= \frac{\text{ピット水量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

※：水密度については、温度が100°Cの時の密度を用いて評価

②沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間

水位低下時間[日]

$$= \frac{\text{ピット水低下量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和蒸気エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - 100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

※：水密度については、温度が100°Cの時の密度を用いて評価

上記計算式を用いて以下の条件にて算定した。

		ピット水量 [m ³]	ピット水低下量 [m ³]	使用済燃料ピット熱負荷 [MW]
玄海 3号炉	定検中	2530.8	約 838	12.464
	通常運転中	1242.2(Aピット) (1288.6(Bピット))	約 412(Aピット) (約 425(Bピット))	4.928(Aピット:4.144MW) ((Bピット:4.144MW))
玄海 4号炉	定検中	2154.6	約 682	10.496
	通常運転中	2154.6	約 682	3.597

※：SFP 初期温度は定検中を40°C、通常運転中を30°Cとする。

3) 算定結果

		定検中	通常運転時
玄海 3号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 13 時間	約 23 時間(Aピット) (約 24 時間(Bピット))
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.6 日	約 2.4 日(Aピット) (約 2.5 日(Bピット))
	代替注水開始までの時間的余裕 ① + ② [日]	約 2.2 日	約 3.4 日(Aピット) (約 3.5 日(Bピット))
玄海 4号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 13 時間	約 46 時間
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.6 日	約 4.7 日
	代替注水開始までの時間的余裕 ① + ② [日]	約 2.1 日	約 6.6 日

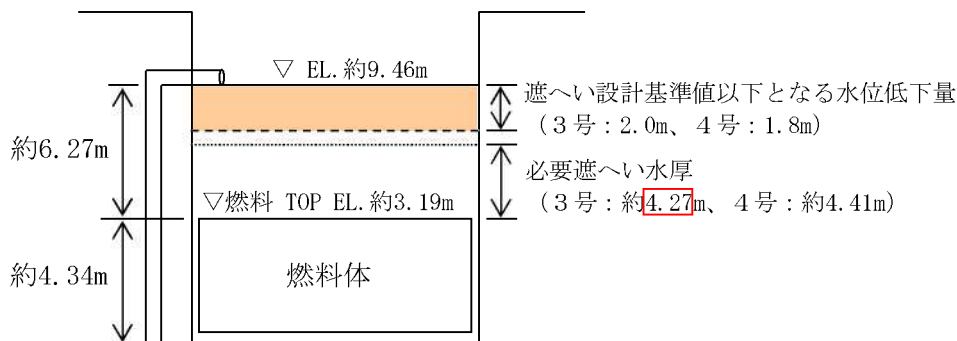
4) まとめ

使用済燃料ピットの冷却機能停止から、遮へい設計基準水位以下までピット水が蒸発するのに、最短で約2.1日を要する。

(2) 想定事故2 (使用済燃料系配管の破断)

1) 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却系配管が破断し、同時に使用済燃料ピット補給系の故障を仮定した場合に、燃料体等の損傷防止及び被ばく防止の観点から代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水が必要となることから、代替注水開始までの時間余裕について以下のとおり確認した。



評価条件

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX MOX燃料定Pu組成： Pu含有率10.9wt% 共用燃料(4号) ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt% 共用燃料(1号及び2号炉) ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX 支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713体*	1,521体*

※：1/3炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

2) 算定方法、算定条件

使用済燃料ピットの遮へい設計基準値(ピット水面線量率 0.15mSv/h)以下となる水位低下量は、3号炉が約2.00m、4号炉が約1.86mであるため、それぞれ2.0m、1.8mの水位低下量にて時間余裕を算定する。

冷却機能停止から沸騰するまでの時間、及び沸騰開始から遮へい設計基準値水位となる時間については以下の計算式にて算定する。

①冷却機能停止から沸騰までの時間

沸騰までの時間[h]

$$= \frac{\text{ピット水量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

※：水密度については、温度が100°Cの時の密度を用いて評価

②沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間

水位低下時間[日]

$$= \frac{\text{ピット水低下量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和蒸気エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - 100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

※：水密度については、温度が100°Cの時の密度を用いて評価

上記計算式を用いて以下の条件にて算定した。

		ピット水量 [m ³]	ピット水低下量 [m ³]	使用済燃料ピット熱負荷 [MW]
玄海 3号炉	定検中	2195.8	約 508	12.464
	通常運転中	1077.3(Aピット) (1118.5(Bピット))	約 250(Aピット) (約 258(Bピット))	4.928(Aピット:4.144MW) ((Bピット:4.144MW))
玄海 4号炉	定検中	1864.3	約 396	10.496
	通常運転中	1864.3	約 396	3.597

※：SFP 初期温度は定検中を40°C、通常運転中を30°Cとする。

3) 算定結果

		定検中	通常運転時
玄海 3号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 11 時間	約 20 時間(Aピット) (約 21 時間(Bピット))
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.0 日	約 1.5 日(Aピット) (約 1.5 日(Bピット))
	代替注水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 1.5 日	約 2.3 日(Aピット) (約 2.4 日(Bピット))
玄海 4号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 11 時間	約 40 時間
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 22 時間	約 2.7 日
	代替注水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 1.4 日	約 4.4 日

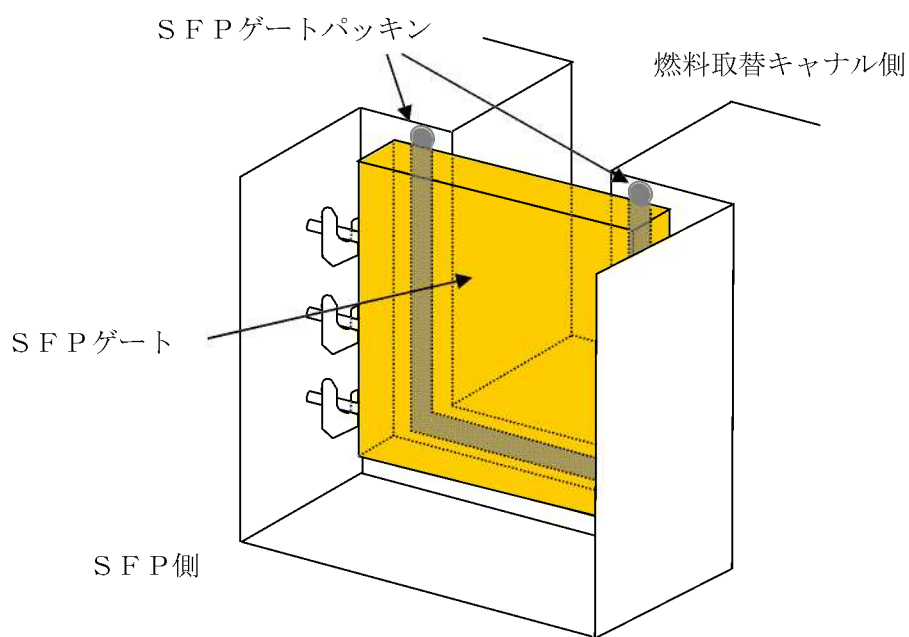
4) まとめ

使用済燃料ピット水冷却系配管破断事象から、遮へい設計基準水位以下までピット水が蒸発するのに、最短で約 1.4 日を要する。

4. 使用済燃料ピット（SFP）ゲートについて

使用済燃料ピットゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- SFPゲートは、吊り掛ける方式で取り付け、SFP側からの水圧が掛かっているため、地震発生時でも外れることはない。
- SFPゲートについて基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い強度上問題ないことを確認している。
- SFPが沸騰しても、SFPゲートパッキンの耐熱温度は 150°C であり、耐性は十分確保される。



SFPゲート部概略図

(参考) SFPゲートが外れた場合の評価

万一、SFPゲートが外れることによりSFP水が燃料取替チャンネル側へ流出した場合の水位及び線量等に関して以下に評価した。

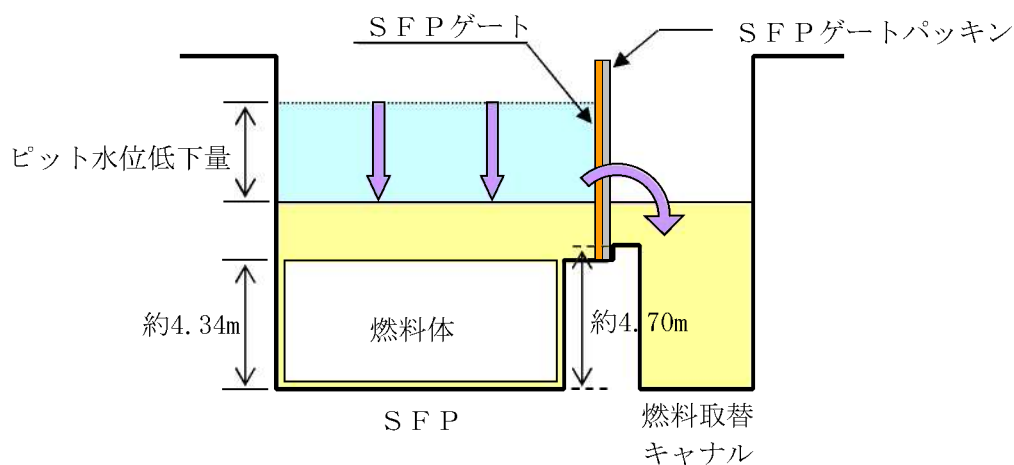
○ 評価条件

- ・ SFPゲートは、地震等により外れることはないものの、通常運転時SFP水位がL.W.Lの状態において、保守的にSFPゲートが外れた場合を想定する。
- ・ 3号炉は、A、Bピットの熱負荷が同じため、保有水量の少ないAピットで評価する。

	SFP保有水量 (流出前)	燃料取替チャンネルへの流出量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量	SFP熱負荷
3号炉	1242.2m ³	387.3m ³	854.9m ³	3.1m	4.144MW
4号炉	2154.6m ³	373.8m ³	1780.8m ³	1.7m	3.597MW

○ 算定結果

	3号炉	4号炉
冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	16.1時間	38.6時間



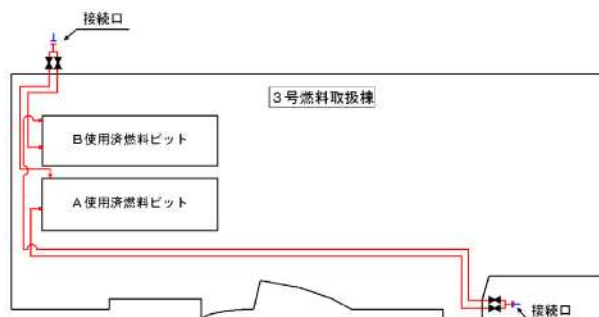
○ ピット水位低下後の水面線量率

	水面線量率 (mSv/h)
3号炉	3.77E-2
4号炉	2.81E-4

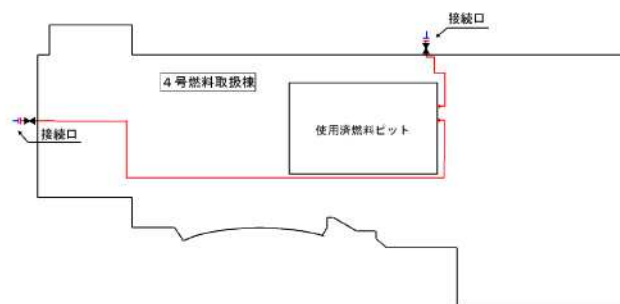
○ 作業場所の線量率及び被ばく線量

作業員の被ばく線量については、保守的にピット水面での線量を作業エリア線量と想定し「ホース接続+漏えいピット補給弁開操作=約5分×2人」として算出した。
(作業場所の概略を下図に示す)

	被ばく線量 (mSv)
3号炉	0.00314
4号炉	0.0000234



玄海3号炉 SF P給水ライン概略図



玄海4号炉 SF P給水ライン概略図

○ まとめ

ゲートシールからリークがあった場合、SF P水位が3号で3.1m、4号で1.7m低下するものの、遮へい設計基準水位を満足できる。

また、SF P水位が低下し沸騰が開始するまでの時間は、3号で16.1時間及び4号で38.6時間であり、沸騰前の約8.0時間後までに給水作業が可能である。

安定停止状態について

想定事故1（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）時の安定状態については以下のとおり。

使用済燃料ピット水位、温度安定状態：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を使った注水により使用済燃料ピット水位が回復、維持され、温度が安定した時点

使用済燃料ピット水位、温度安定状態の確立について

事象発生約7時間50分後に使用済燃料ピット水位低警報レベルから補給流量 $25\text{m}^3/\text{h}$ （使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量）で補給を開始することで、事象発生約8時間55分後に通常水位に回復、維持できる。この使用済燃料ピット水位、温度が安定した時点を安定状態とする。なお、補給に時間を要する3号炉の時間を使用する。

また、約13時間後に 100°C に到達した場合も、蒸散量（約 $20.76\text{m}^3/\text{h}$ ）に対し、補給流量 $25\text{m}^3/\text{h}$ （使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量）で補給可能であることから、使用済燃料ピット水位、温度を維持、回復できる。なお、蒸散量の多い3号炉の値を記載する。

【3号炉】

補給開始後約1時間5分で補給完了となる。

- ・通常水位までの補給量：約 26m^3 **
- ・補給流量：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量の $25\text{m}^3/\text{h}$

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約1時間5分を足した時間の事象発生約8時間55分後に安定状態となる。

【4号炉】

補給開始後約50分で補給完了となる。

- ・通常水位までの補給量約： 21m^3 **
- ・補給流量：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量の $25\text{m}^3/\text{h}$

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約50分を足した時間の事象発生約8時間40分後に安定状態となる。

※補給に寄与する水量は、A、B-SFP、FH/Bチャンネル及び検査ピット接続を考慮

<参考>

最も厳しい状況を仮定した場合の安定状態までに必要な時間

【事故の仮定】

事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備が完了した時点（事象発生約7時間50分後）のピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下したと仮定

【3号炉】（水位回復まで時間を要する3号炉で計算）

補給開始後約94時間で補給完了となる。

- ・通常水位までの補給量：約 400m^3 **
- ・蒸散量：約 $20.76\text{m}^3/\text{h}$
- ・補給流量：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量の $25\text{m}^3/\text{h}$

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約94時間を足した時間の事象発生約101時間50分後に安定状態となる。

※補給に寄与する水量は、A、B-SFP、FH/Bチャンネル及び検査ピット接続を考慮

<その他>

【中間受槽について】

補給用水中ポンプサクションである中間受槽には、ポンプ容量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ ）の取水用水中ポンプにより、供給することができることから、長期にわたり補給が可能である。

なお、恒設系統からの補給も使用可能であれば、要員を削減することが可能となり、更に余裕を持った補給対応が可能である。

使用済燃料ピットにおける重大事故発生時の補給頻度について

1. 使用済燃料ピット冷却系及び補給水系故障

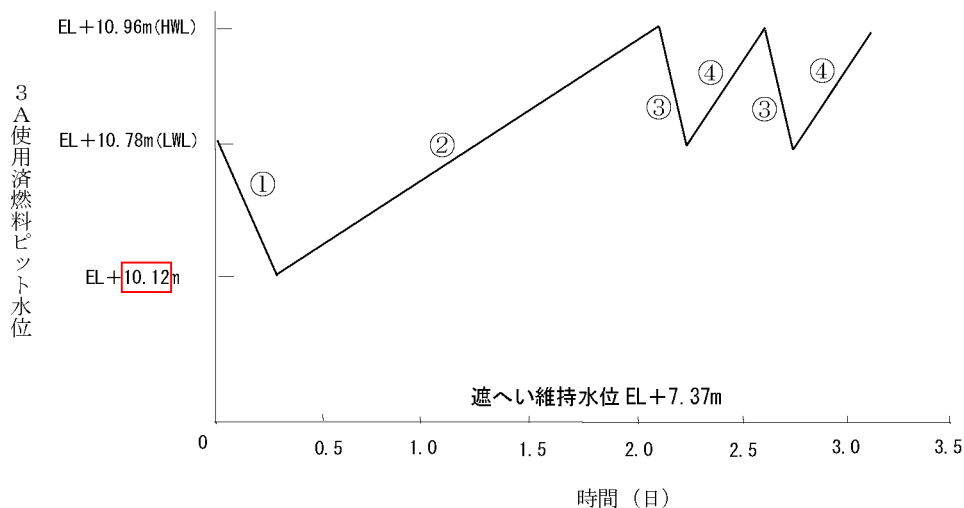
(1) 3号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 $20.76 \text{ m}^3/\text{h}$) を用いる。
- ・ 事故発生 8 時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により $\text{EL}+10.12\text{m}$ とする。
- ・ 補給は事故発生 8 時間後、使用済燃料ピット水位 $\text{EL}+10.12\text{m}$ から開始し、HWL. $\text{EL}+10.96\text{m}$ まで行う。
なお、2 回目以降の補給は LWL. $\text{EL}+10.78\text{m}$ から HWL. $\text{EL}+10.96\text{m}$ とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 ($25 \text{ m}^3/\text{h}$) から崩壊熱による蒸発 ($20.76 \text{ m}^3/\text{h}$) を引いた $4.24 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

- ① 事故発生から 8 時間後の水位 ($\text{EL}+10.78\text{m} \searrow \text{EL}+10.12\text{m}$)
 $\text{EL}+10.78\text{m} - 0.66\text{m}$ (蒸発による水位低下量) $\doteq \text{EL}+10.12\text{m}$
- ② 補給 1 回目 ($\text{EL}+10.12\text{m} \nearrow \text{EL}+10.96\text{m}$)
 213.3 m^3 (補給水量) $\div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \doteq 50.31 \Rightarrow$ 約 50 時間 18 分 24 秒
- ③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 ($\text{EL}+10.96\text{m} \searrow \text{EL}+10.78\text{m}$)
 45.7 m^3 (蒸発水量) $\div 20.76 \text{ m}^3/\text{h} \doteq 2.20 \Rightarrow$ 約 2 時間 12 分 5 秒
- ④ 補給 2 回目 ($\text{EL}+10.78\text{m} \nearrow \text{EL}+10.96\text{m}$)
 45.7 m^3 (補給水量) $\div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \doteq 10.78 \Rightarrow$ 約 10 時間 46 分 42 秒

以降の補給は③、④を繰り返し行う。

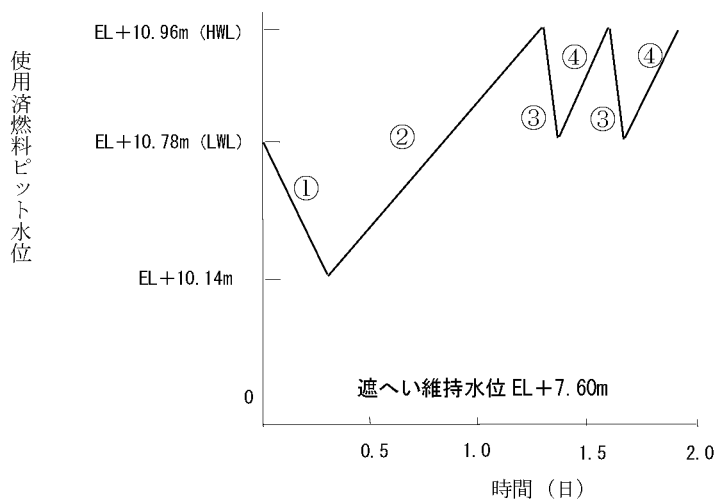


(2) 4号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 17.48 m³/h) を用いる。
- ・ 事故発生 8 時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により EL+10.14m とする。
- ・ 補給は事故発生 8 時間後、使用済燃料ピット水位は EL+10.14m から開始し、HWL.EL+10.96m まで行う。
なお、2 回目以降の補給は LWL.EL+10.78m から HWL.EL+10.96m とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 (25 m³/h) から崩壊熱による蒸発 (17.48 m³/h) を引いた 7.52 m³/h とする。

- ① 事故発生から 8 時間後の水位 (EL+10.78m ↘ EL+10.14m)
EL+10.78m - 0.64m (蒸発による水位低下量) ≒ EL+10.14m
 - ② 補給 1 回目 (EL+10.14m ↗ EL+10.96m)
180.4 m³ (補給水量) ÷ 7.52 m³/h ≒ 23.98 ⇒ 約 23 時間 59 分 21 秒
 - ③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 (EL+10.96m ↘ EL+10.78m)
39.6 m³ (蒸発水量) ÷ 17.48 m³/h ≒ 2.26 ⇒ 約 2 時間 15 分 55 秒
 - ④ 補給 2 回目 (EL+10.78m ↗ EL+10.96m)
39.6 m³ (補給水量) ÷ 7.52 m³/h ≒ 5.26 ⇒ 約 5 時間 15 分 57 秒
- 以降の補給は③、④を繰り返し行う。



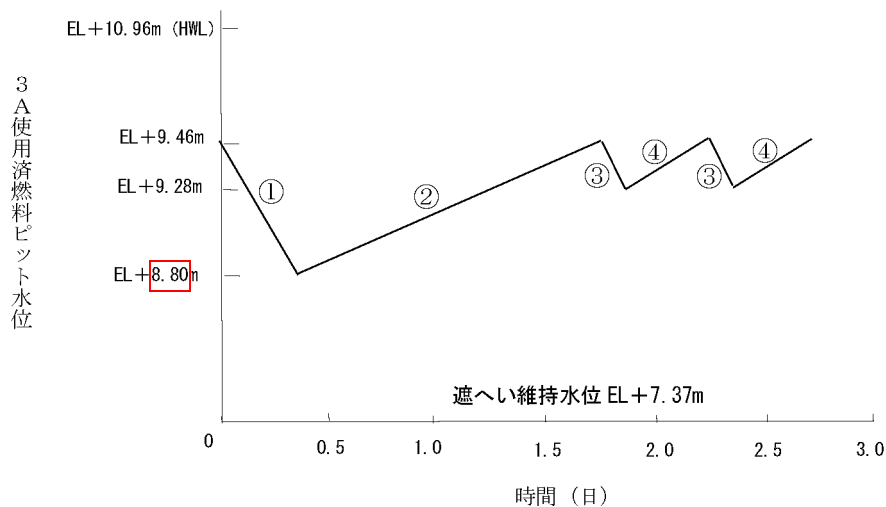
2. 使用済燃料ピット冷却系配管の破断

(1) 3号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 $20.76 \text{ m}^3/\text{h}$) を用いる。
- ・ 事故発生8時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により $\text{EL}+8.80\text{m}$ とする。
- ・ 補給は事故発生8時間後、使用済燃料ピット水位 $\text{EL}+8.80\text{m}$ から開始し、使用済燃料ピット冷却系出口配管の接続位置 (内面下端水位) $\text{EL}+9.46\text{m}$ まで行う。
なお、2回目以降の補給は通常の警報範囲 (0.18m) とし、 $\text{EL}+9.28\text{m}$ から $\text{EL}+9.46\text{m}$ とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 ($25 \text{ m}^3/\text{h}$) から崩壊熱による蒸発 ($20.76 \text{ m}^3/\text{h}$) を引いた $4.24 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

- ① 事故発生から8時間後の水位 ($\text{EL}+9.46\text{m} \searrow \text{EL}+8.80\text{m}$)
 $\text{EL}+9.46\text{m} - 0.66\text{m}$ (蒸発による水位低下量) $\doteq \text{EL}+8.80\text{m}$
 - ② 補給1回目 ($\text{EL}+8.80\text{m} \nearrow \text{EL}+9.46\text{m}$)
 167.6 m^3 (補給水量) $\div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \doteq 39.53 \Rightarrow$ 約 39 時間 31 分 42 秒
 - ③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 ($\text{EL}+9.46\text{m} \searrow \text{EL}+9.28\text{m}$)
 45.7 m^3 (蒸発水量) $\div 20.76 \text{ m}^3/\text{h} \doteq 2.20 \Rightarrow$ 約 2 時間 12 分 5 秒
 - ④ 補給2回目 ($\text{EL}+9.28\text{m} \nearrow \text{EL}+9.46\text{m}$)
 45.7 m^3 (補給水量) $\div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \doteq 10.78 \Rightarrow$ 約 10 時間 46 分 42 秒
- 以降の補給は③、④を繰り返し行う。

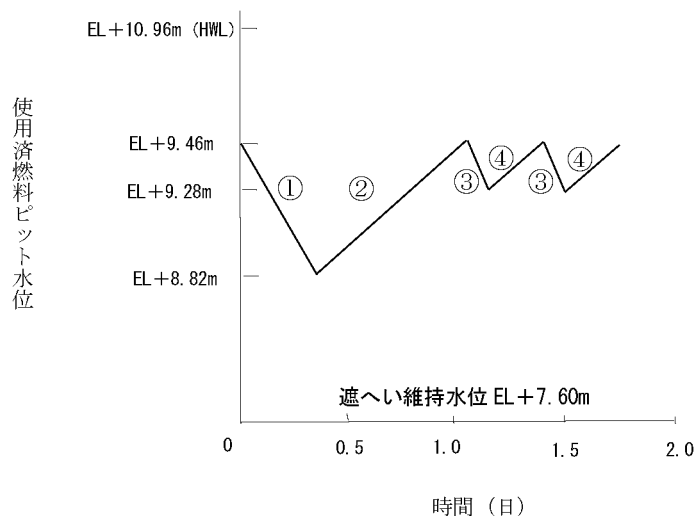


(2) 4号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 17.48 m³/h) を用いる。
- ・ 事故発生 8 時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により EL+8.82m とする。
- ・ 補給は事故発生 8 時間後、使用済燃料ピット水位 EL+8.82m から開始し、使用済燃料ピット冷却系出口配管の接続位置 (内面下端水位) EL+9.46m まで行う。
なお、2 回目以降の補給は通常の警報範囲 (0.18m) とし、EL+9.28m から EL+9.46m とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 (25 m³/h) から崩壊熱による蒸発 (17.48 m³/h) を引いた 7.52 m³/h とする。

- ① 事故発生から 8 時間後の水位 (EL+9.46m ↘ EL+8.82m)
 $EL+9.46m - 0.64m$ (蒸発による水位低下量) $\div EL+8.82m$
 - ② 補給 1 回目 (EL+8.82m ↗ EL+9.46m)
 $140.8 m^3$ (補給水量) $\div 7.52 m^3/h \div 18.72 \Rightarrow$ 約 18 時間 43 分 24 秒
 - ③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 (EL+9.46m ↘ EL+9.28m)
 $39.6 m^3$ (蒸発水量) $\div 17.48 m^3/h \div 2.26 \Rightarrow$ 約 2 時間 15 分 55 秒
 - ④ 補給 2 回目 (EL+9.28m ↗ EL+9.46m)
 $39.6 m^3$ (補給水量) $\div 7.52 m^3/h \div 5.26 \Rightarrow$ 約 5 時間 15 分 57 秒
- 以降の補給は③、④を繰り返し行う。



評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故1)

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (1/2)

項目	評価条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット 崩壊熱	10.496MW	使用済燃料ピット貯蔵体 数、原子炉停止からの冷却 期間等による	原子炉停止後に取り出されたい全炉心分の 燃料体及び以前から貯蔵されている使用 済燃料が、使用済燃料ピット貯蔵熱が最 大となるような組合せで貯蔵される場合 を想定し設定。 使用済燃料ピット貯蔵熱の計算に当って は、移分裂生成物については日本原子 力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2を用いて算出。	評価条件として設定している使用済燃料ピット の水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしな がら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点と している運転員等操作時間には遅くなる。運転員 等操作時間と与える影響はない。	評価条件として設定している使用済燃料ピット の水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価 項目に対する余裕が小さくなる。
	40℃	使用済燃料ピット貯蔵体 数、原子炉停止からの冷却 期間等による	使用済燃料ピット水温の標準的な温度と して設定。	評価条件として設定している初期水温より、高 く又は低くなる。しかしながら、使用済燃料ピ ット水温を起点としている運転員等操作時間には 遅くなる。運転員等操作時間と与える影響はない。	評価条件として設定している初期水温より、高 く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、 使用済燃料ピットの水が早く下がること、 ことから、評価項目に対する余裕は大きくなる。 一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃 料ピットの水が早く下がること、ことから、評価 項目に対する余裕は小さくなること、を考慮され る。初期水温を使用済燃料ピット水温の上限である65℃ を境として評価した結果、事象発生から使用済燃 料ピット水位が放射線の遮へい維持できる最低 水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合 と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用 済燃料ピットへの注水は、事象発生による使用済燃 料ピットへの注水は、事象発生後の約0.3日以後から 可能なためである。したがって、十 分な時間余裕を持って注水を開始すること、が、 評価項目と与える影響は小さい。 なお、使用済燃料ピット水はわずかながらあるが 常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット 水温の上昇の過程においても、沸騰に至らな くても蒸発により水位は少しずつ低下している。 この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価 した場合においても、事象発生から使用済燃 料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低 水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合 と比較して約0.5日短い約1.6日となるが、使用 済燃料ピットへの注水は、事象発生後の約0.3日 以後から可能なためである。したがって、十 分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注 水を開始すること、が、使用済燃料ピット水 の蒸発開始の想定の影響は小さい。
事象発生前 使用済燃料ピット 水位 (初期水位)	使用済燃料ピット 水位低警報レベル (NWL-0.09m)	使用済燃料ピット貯蔵体 数、原子炉停止からの冷却 期間等による	使用済燃料ピット水位の美運用に基づき 設定。	評価条件として設定している初期水位より高く なる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を 起点としている運転員等操作時間には遅くなる。 運転員等操作時間と与える影響はない。	評価条件として設定している初期水位より高 く又は低くなる。初期水位が低くなる場合には、 使用済燃料ピットの水が早く下がること、 ことから、評価項目に対する余裕は大きくなる。 一方、初期水位が高くなる場合には、使用済燃 料ピットの水が早く下がること、ことから、評価 項目に対する余裕は小さくなること、を考慮され る。初期水位を使用済燃料ピット水位の上限である65℃ を境として評価した結果、事象発生から使用済燃 料ピット水位が放射線の遮へい維持できる最低 水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合 と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用 済燃料ピットへの注水は、事象発生による使用済燃 料ピットへの注水は、事象発生後の約0.3日以後から 可能なためである。したがって、十 分な時間余裕を持って注水を開始すること、が、 評価項目と与える影響は小さい。 なお、使用済燃料ピット水はわずかながらあるが 常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット 水温の上昇の過程においても、沸騰に至らな くても蒸発により水位は少しずつ低下している。 この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価 した場合においても、事象発生から使用済燃 料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低 水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合 と比較して約0.5日短い約1.6日となるが、使用 済燃料ピットへの注水は、事象発生後の約0.3日 以後から可能なためである。したがって、十 分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注 水を開始すること、が、使用済燃料ピット水 の蒸発開始の想定の影響は小さい。
使用済燃料ピット に隣接する ピットの状態	使用済燃料ピット 水位低警報レベル (NWL-0.09m)	使用済燃料ピット貯蔵体 数、原子炉停止からの冷却 期間等による	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を 取り出した直後の状態を想定すること、か ら、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態 に基づき設定。なお、蒸発による燃料体 水量は、補給までの余裕時間の観点から 厳しくなるとして、ピットのみを考慮して設定。 また、水量は使用済燃料ピットの状態を 除いて算出。	評価条件として設定しているピットの状態より 水量が多くなる。使用済燃料ピットの状態より 水量が多くなる。しかしながら、使用済燃 料ピット水位を起点としている運 転員等操作時間には遅くなる。運転員等 操作時間と与える影響はない。	評価条件として設定しているピットの状態より 水量が多くなる。使用済燃料ピットの状態より 水量が多くなる。しかしながら、使用済燃 料ピット水位を起点としている運 転員等操作時間には遅くなる。運転員等 操作時間と与える影響はない。

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (2/2)

項目	評価条件 (事故条件、機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL-約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取替の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m ³ /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとす。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。

表 2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等	評価上に見込まれる操作開始時間				
使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始 操作条件	使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始に際して、使用済燃料ピット水位が最低水位に到達する前に注水操作を開始する必要があるため、運転員等操作時間には余裕がある。	使用済燃料ピット水位を放射線が保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる限り、放射線の遮へいが維持できる前までに注水操作を実施するとして、事後発生後、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。	現場における使用済燃料ピット補給用水ポンプへの注水は、中央制御室で監視を行い、他の操作との重複もありません。また、要員の配置による他の操作に与える影響は少ない。	評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合は、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できるまでの時間に対して余裕を確保することから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、事後発生から約2.1日であり、使用済燃料ピット補給用水ポンプによる注水を開始する時間分 (約0.3日) に対して十分な操作時間余裕を確保できる。	

燃料評価結果について

1. 燃料消費に関する評価

想定する事故【想定事故1】

プラント状況：3、4号炉 停止中。

事象：使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障は、全ユニット発災を想定する。

前提：保守的に事象発生直後からの運転を想定する。

燃料種別	重油	
号炉	3号炉	4号炉
事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機（3号炉用2台起動） （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{10,000 \times 0.15 \times 168}{0.85} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 593.0 \text{ k}\ell$	ディーゼル発電機（4号炉用2台起動） （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{10,000 \times 0.15 \times 168}{0.85} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 593.0 \text{ k}\ell$
事象発生直後～7日間 (=168h)	代替緊急時対策所用発電機 (3/4号炉共用2台) 起動 燃費約 23.0 ℓ/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 7.8kℓ	代替緊急時対策所用発電機 (3/4号炉共用2台) 起動 燃費約 23.0 ℓ/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 7.8kℓ
事象発生直後～7日間 (=168h) <使用済燃料ピットへの注水>	水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） (3号炉用1台) 起動。 燃費約 23.0 ℓ/h (定格負荷) × 1台 × 168h = 約 3.9kℓ 水中ポンプ用発電機（取水用） (3号炉用1台) 起動。 燃費約 23.0 ℓ/h (定格負荷) × 1台 × 168h = 約 3.9kℓ	水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） (4号炉用1台) 起動。 燃費約 23.0 ℓ/h (定格負荷) × 1台 × 168h = 約 3.9kℓ 水中ポンプ用発電機（取水用） (4号炉用1台) 起動。 燃費約 23.0 ℓ/h (定格負荷) × 1台 × 168h = 約 3.9kℓ
事象発生直後～7日間 (=168h)	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (3号炉用1台) 起動 燃費約 23.1ℓ/h (定格負荷) × 1台 × 168h = 約 3.9kℓ	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (4号炉用1台) 起動 燃費約 23.1ℓ/h (定格負荷) × 1台 × 168h = 約 3.9kℓ
合計	7日間 3号炉で消費する重油量の合計 約 612.5kℓ	7日間 4号炉で消費する重油量の合計 約 612.5kℓ
結果	3号炉に備蓄している重油量の合計はディーゼル発電機燃料油貯油そう（2基）及び燃料油貯蔵タンク（2基）の合計より約 620.0kℓであることから、7日間は十分に対応可能。	4号炉に備蓄している重油量の合計はディーゼル発電機燃料油貯油そう（2基）及び燃料油貯蔵タンク（2基）の合計より約 620.0kℓであることから、7日間は十分に対応可能。

※ ディーゼル発電機重油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 重油必要容量 (ℓ)	
N : 発電機定格出力 (PS) = 8,014	(= 5,700 (kW))
H : 運転時間 (h)	= 168 (7日間)
γ : 燃料油の密度 (kg/ℓ)	= 0.85
c : 燃料消費率 (kg/PS-h)	= 0.15

想定事故2での重大事故等対策の概略系統図について

「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」のうち、想定事故2の「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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

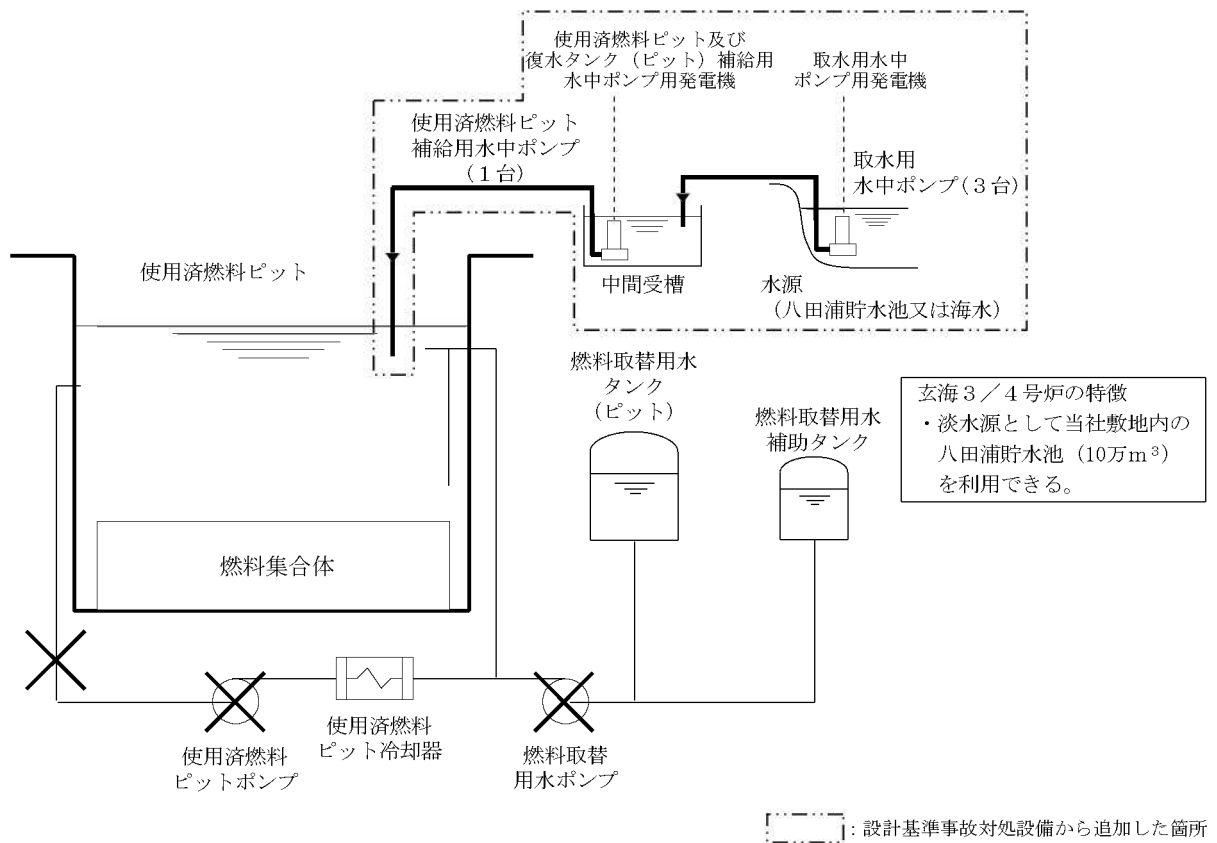


図1 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図

安定停止状態について

想定事故2（使用済燃料ピット冷却配管の破断）時の安定状態については以下のとおり。

使用済燃料ピット水位、温度安定状態：使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使った注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定した時点

使用済燃料ピット水位、温度安定状態の確立について

事象発生約7時間50分後から補給を開始することで、使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持でき、使用済燃料ピット水位、温度は安定する。この、使用済燃料ピット水位、温度が安定した時点の事象発生約7時間50分後を安定状態とした。

また、約11時間後に100℃に到達した場合も、蒸散量（約20.76 m³/h）に対し、補給流量25m³/h（使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量）で補給可能であることから、使用済燃料ピット水位、温度を維持、回復できる。なお、蒸散量の多い3号炉の値を記載する。

<参考>

最も厳しい状況を仮定した場合の安定状態までに必要な時間

【事故の仮定】

事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備が完了した時点（事象発生約7時間50分後）のピット水位が、放射線の遮へいが維持できる水位（3号炉：EL+7.46m、4号炉：EL+7.60m）まで低下したと仮定する。

【3号炉】

補給開始後約141時間30分で補給完了となる。

- ・使用済燃料ピットポンプ出口配管下端までの補給量：約600m³**
- ・蒸散量：約20.76 m³/h
- ・補給流量：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量の25 m³/h

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約141時間30分を足した時間の事象発生約149時間20分後に安定状態となる。

【4号炉】

補給開始後約58時間30分で補給完了となる。

- ・使用済燃料ピット出口配管下端までの補給量：約440m³**
- ・蒸散量：約17.48 m³/h
- ・補給流量：補給用水中ポンプ容量の25 m³/h

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約58時間30分を足した時間の事象発生約66時間20分後に安定状態となる。

※補給に寄与する水量は、A、B-SFP、FH/Bチャンネル及び検査ピット接続を考慮

<その他>

【中間受槽について】

補給用水中ポンプサクションである中間受槽には、ポンプ容量（50m³/h）の取水用水中ポンプにより、供給することができることから、長期にわたり補給が可能である。

なお、恒設系統からの補給も使用可能であれば、要員を削減することが可能となり、更に余裕を持った補給対応が可能である。

評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (1/2)

項目	評価条件(初期条件)の不確かさ		評価の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット 前換熱	10.4063MPa	使用済燃料ピット貯蔵体数、原子炉停止からの冷却期間等による	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び炉心から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット前換熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合の使用済燃料ピット貯蔵量を想定し設定。また、核分裂生成物については日本原子力安全推進機構、アタラクシア2DについてはORIGEN2を用いて算出。	<p>使用済燃料ピットの水面上昇及び水位低下時間 は変動する。使用済燃料ピット補給用水ポンプによる使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット水位に到達した時点から開始するが、事故発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット水位に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間には与える影響は小さい。</p>	<p>評価条件として設定している「使用済燃料ピット前換熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水面上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。」</p>
	40℃	使用済燃料ピット貯蔵体数、原子炉停止からの冷却期間等による	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。		
初期条件					
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取扱キヤナル及び燃料検査ピット接続(評価においては、ピットのみを考慮)	ピット、燃料取扱キヤナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発による水量は、補給までの余裕時間を観点から検討し、ピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。		<p>評価条件として設定している「ピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水面上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。」</p>

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (2/2)

項目	評価条件 (事故条件、機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	冷却系配管の破断 によって 想定される初期水位	NWL一約 1.41m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカを期待。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
		使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と同等であることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより、外部電源がある場合と同等であることから、運転員等操作時間を与える影響はない。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と同等であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL一約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱規則の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) とする水位を設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
		25m ³ /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとす。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。

表 2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等	評価上の操作開始時間				
操作条件						
使用済燃料ピットポンプ補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から7時間50分以内	事象発生から7時間50分以内	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できたり、放射線の遮へいが維持できる前までに注水操作を実施するとして、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するものとし、要員の移動及び注水準備に必要十分な時間を考慮して設定。	現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合は、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できるまでの時間(約0.3日)に対し十分なる余裕は大きくなる。	使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、事象発生から約1.4日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分(約0.3日)に対し十分なる操作時間余裕を確保できる。
		解析コードの不確かさによる影響 解析コードは使用していないため対象外。				
		評価条件 (操作条件を除く) の不確かさによる影響 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生を起点に準備を開始することから、運転員等操作時間には与える影響はない。				

39条

地震による損傷の防止

<目 次>

- 39-1 設置許可基準規則に対する適合

- 39-2 設備分類及び設計方針について
 - I. 設備分類
 - II. 設計方針

- 39-3 重大事故等対処施設の耐震設計
 - 1. 使用済燃料ピットの耐震設計の基本方針
 - 2. 地震力の算定方法
 - 3. 荷重の組合せと許容限界
 - 4. 設計における留意事項
 - 5. 構造計画と配置計画

39-1 設置許可基準規則に対する適合

(地震による損傷の防止)

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

一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

適合のための設計方針

1 について

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、施設区分に応じて耐震設計を行う。

一 常設耐震重要重大事故防止設備である使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

三 常設重大事故緩和設備である使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを

含む。)は、基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

39-2 設備分類及び設計方針について

重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて「Ⅰ．設備分類」のとおり分類し、設備分類に応じて「Ⅱ．設計方針」に示す設計方針に従って耐震設計を行う。耐震設計において適用する地震動、当該地震動による地震力等については、設計基準対象施設のものを設備分類に応じて適用する。

なお、「Ⅱ．設計方針」の(1)及び(2)に示す設計方針が、それぞれ第1項の第一号及び第三号の要求事項に対応するものである。

Ⅰ．設備分類

(1) 常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

a. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、a. 以外のもの

(2) 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、令和元年9月25日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の「添付資料八 1.4.2.2

重大事故等対処施設の設備の分類」に基づき、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類される。

従って、使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）については、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の設計方針及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の設計方針を適用する。

II. 設計方針

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設
基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (2) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設
基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

なお、上記設計において適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設が、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

39-3 重大事故等対処施設の耐震設計

1. 使用済燃料ピットの耐震設計の基本方針

重大事故等対処施設については、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等における運転状態、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として、設備分類に応じた耐震設計を行う。

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。以下「使用済燃料ピット」という。）は、令和元年9月25日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の「添付書類八 1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に基づき、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類し、以下の項目に従って耐震設計を行う。なお、以下に「添付資料八」の呼び込みがあるものは、同原子炉設置変更許可申請書の該当箇所を示す。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設である使用済燃料ピットは、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (2) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設である使用済燃料ピットは、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。
- (3) 使用済燃料ピットに適用する動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。

なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、影響が考えられる施設、設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。

- (4) 使用済燃料ピットが、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設（以下「下位クラス施設」という。）の波及的影響によって、重大事故等に対

処するために必要な機能を損なわないように設計する。

- (5) 使用済燃料ピットの構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

2. 地震力の算定方法

使用済燃料ピットの耐震設計に用いる地震力の算定方法は、「添付資料八 1.4.1.3 地震力の算定方法」に示す設計基準対象施設の動的地震力及び設計用減衰定数について、以下のとおり適用する。

(1) 動的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に適用する動的地震力とし、「添付資料八 1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震応答解析による地震力を適用する。

なお、重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析又は加振試験等を実施する。

(2) 設計用減衰定数

「添付資料八 1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(3) 設計用減衰定数」を適用する。

3. 荷重の組合せと許容限界

使用済燃料ピットの耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

(1) 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

a. 建物・構築物

(a) 運転時の状態

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(a) 運転

時の状態」を適用する。

(b) 設計基準事故時の状態

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(b) 設計基準事故時の状態」を適用する。

(c) 重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(d) 設計用自然条件

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 a. 建物・構築物」に示す「(c) 設計用自然条件」を適用する。

b. 機器・配管系

(a) 通常運転時の状態

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(a) 通常運転時の状態」を適用する。

(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(b) 運転時の異常な過渡変化時の状態」を適用する。

(c) 設計基準事故時の状態

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1) 耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(c) 設計基準事故時の状態」を適用する。

(d) 重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(e) 設計用自然条件

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)

耐震設計上考慮する状態 b. 機器・配管系」に示す「(d) 設計用自然条件」を適用する。

(2) 荷重の種類

a. 建物・構築物

- (a) 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重
- (b) 運転時の状態で施設に作用する荷重
- (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
- (e) 地震力、風荷重、積雪荷重等

ただし、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b. 機器・配管系

- (a) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重
- (c) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (d) 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重
- (e) 地震力、風荷重、積雪荷重等

(3) 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

a. 建物・構築物

- (a) 常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (b) 常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされる

おそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で設定する。

- (c) 常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動又は弾性設計用地震動による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上、設定する。なお、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ、使用済燃料ピットについては、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。

b. 機器・配管系

- (a) 通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。
- (b) 運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で設定する。
- (c) 運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動又は弾性設計用地震動による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上、設定する。な

お、継続時間については、対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ、使用済燃料ピットについては、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。

c. 荷重の組合せ上の留意事項

- (a) 動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ、算定するものとする。
- (b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明している場合には、その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないことがある。
- (c) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。
- (d) 重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合には、支持される施設の設備分類に応じた地震力と常時作用している荷重、重大事故等時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

(4) 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する使用済燃料ピットの許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。

a. 建物・構築物

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

b. 機器・配管系

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「添付資料八 1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4) 許容限界」に示すSクラスの機器・配管系の基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

4. 設計における留意事項

「添付資料八 1.4.1.5 設計における留意事項」を適用する。

ただし、適用に当たっては、「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替える。

なお、下位クラス施設の波及的影響については、Bクラス及びCクラスの施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の影響についても評価する。

5. 構造計画と配置計画

使用済燃料ピットの構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は、原則として剛構造とし、重要な建物・構築物は、地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は、剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

機器・配管系は、応答性状を適切に評価し、適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは、耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし、かつ、安定性のよい据付け状態になるよう配置する。

また、建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても、建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

下位クラス施設は、原則、使用済燃料ピットに対して離隔をとり配置する、若しくは基準地震動に対し構造強度を保つようにし、使用済燃料ピットの重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

4 3 条

重大事故等対処設備

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性説明

2. 使用済燃料ピットに対する適合性

別添資料1 使用済燃料ピットの貯蔵能力増強前後における要求事項に
対する適合性

< 概 要 >

1. において、玄海原子力発電所3号炉における使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化にあたり、使用済燃料貯蔵設備のうち、重大事故等対処設備である使用済燃料ピットの、設置許可基準規則の要求事項に対する適合性を示す。

2. において、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化にあたり、重大事故等対処設備である使用済燃料ピットの、要求事項に対する適合性を説明する。

1. 基本方針

1. 1 要求事項に対する適合性説明

(重大事故等対処設備)

1. 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
 - 三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
 - 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

- 一 燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震）による荷重を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に応じて、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

三 燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

五 燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備のうち使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2. 使用済燃料ピットに対する適合性

使用済燃料ピットは、重大事故等対処設備のうち、重大事故等時に流路として使用するものである。今回の変更は、貯蔵能力の増強のために使用済燃料ピット内の使用済燃料ラックを取替えるものであり、使用済燃料ピットの設置場所・系統構成に変更はない。

第43条にて使用済燃料ピットが求められている、環境条件、試験・検査内容及び他の設備への影響に関する要求への適合性については、別添1に示すとおり、令和元年9月25日に許可を受けた内容から変更はない。

玄海原子力発電所 3 号炉

使用済燃料ピットの貯蔵能力増強前後に
おける要求事項に対する適合性

目 次

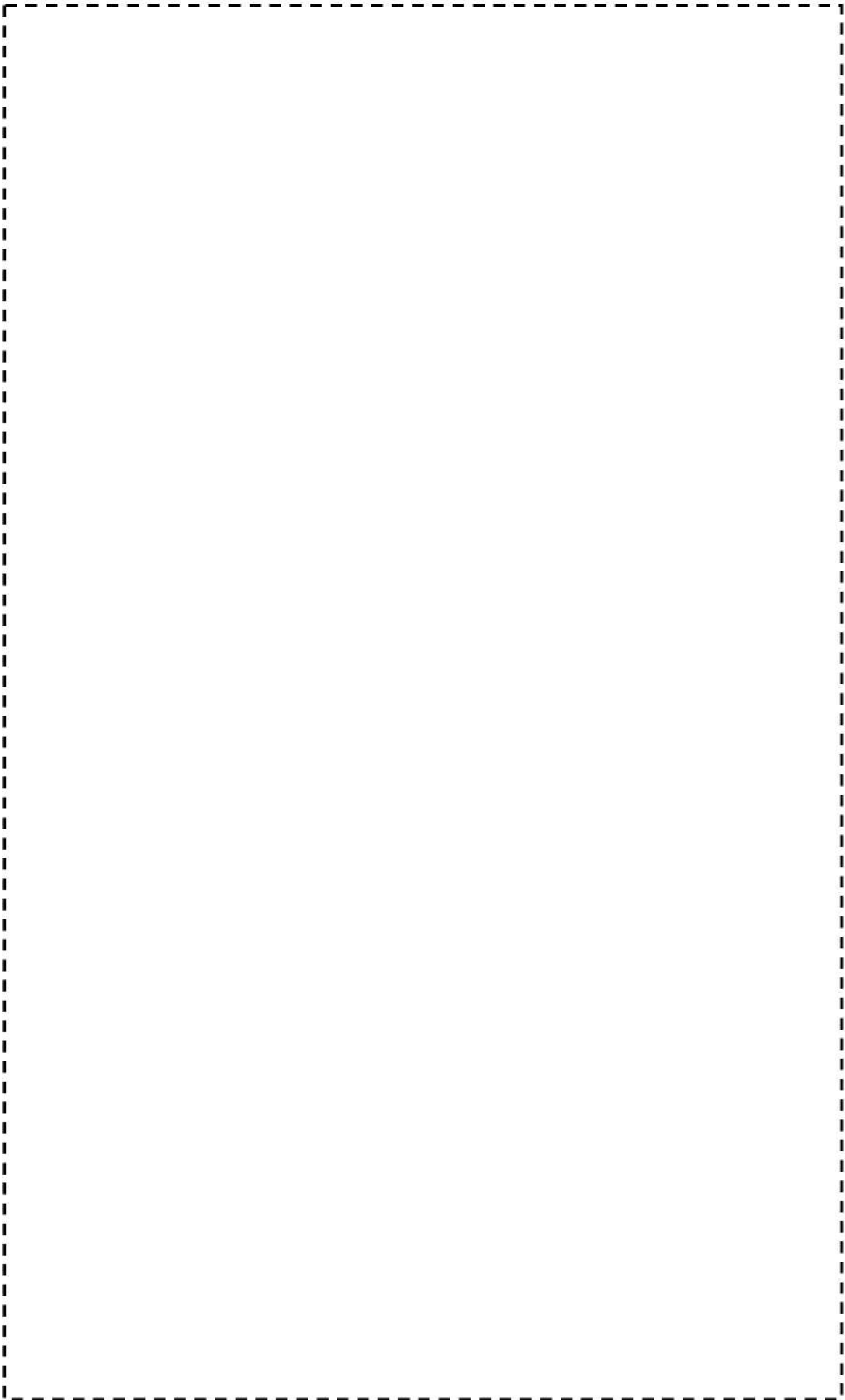
番号	表題	内容
別添1-1	SA設備基準適合性一覧表	設置許可基準規則43条への適合性について、平成31年4月3日に許可を受けた43条補足説明資料「43-3（類型化区分及び適合内容）」における類型区分を示すとともに、対応する補足説明資料を紐付ける。
別添1-2	配置図	当該SA設備の配置を示す。 環境条件（設備を設置する建屋）及び悪影響防止（設備の周辺状況）の補足説明にも用いる。
別添1-3	試験・検査説明資料	試験・検査性を示す。 設計基準対象施設を兼ねる設備は、過去の施設定期検査申請に添付した点検計画において試験・検査項目の記載があることで試験・検査性を示す。 なお、施設定期検査申請において定期事業者検査の設定がない設備は、構造図等を添付することで試験・検査性を示す。
別添1-4	系統図	当該SA設備を使用する場合の概略系統を示す。 操作性の確保（切り替え性）や他の設備への悪影響防止の補足説明に用いる。
参考資料	43条補足説明資料「43-3（類型化区分及び適合内容）」（抜粋）	平成31年4月3日に許可を受けた当該資料のうち、別添1-1 SA設備基準適合性一覧表の内容を補足する部分を抜粋したものを示す。

別添 1 - 1 S A設備基準適合性 一覧表

S A 設備基準適合性一覧表

		使用済燃料ピット				備考
		リラッキング前	リラッキング後	類型化区分	類型化区分	
第1号	環境条件における健全性	温度・圧力・湿度 屋外の天候 放射線 (被ばく・設備) 荷重	原子炉格納容器外の屋内設備 (その他) (3・4号：原子炉周辺建屋)	B d	B d	
		海水	海水を通水する可能性のあるもの	II	II	リラッキング 前後で変更なし
		電磁波	(電磁波により機能が損なわれない)	—	—	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能が失うおそれがない)	—	—	
第3号	試験・検査	エビデンス	第2-1図 使用済燃料ピット配置図		第2-1図 使用済燃料ピット配置図	
		エビデンス	容器 (タンク類)	C	C	リラッキング 前後で変更なし
第5号	悪影響防止	系統設計	設計基準対象施設と同じ系統構成	A d	設計基準対象施設と同じ系統構成	
		配置設計	(地震、火災、溢水、風 (台風) により他の設備に悪影響を及ぼさない)	—	(地震、火災、溢水、風 (台風) により他の設備に悪影響を及ぼさない)	
		内部発生飛散物	(内部発生飛散物による影響なし)	—	(内部発生飛散物による影響なし)	
		エビデンス	第2-1図 使用済燃料ピット配置図 第4-1図 燃料貯蔵設備 概略系統図		第2-1図 使用済燃料ピット配置図 第4-1図 燃料貯蔵設備 概略系統図	

別添 1 - 2 配置図



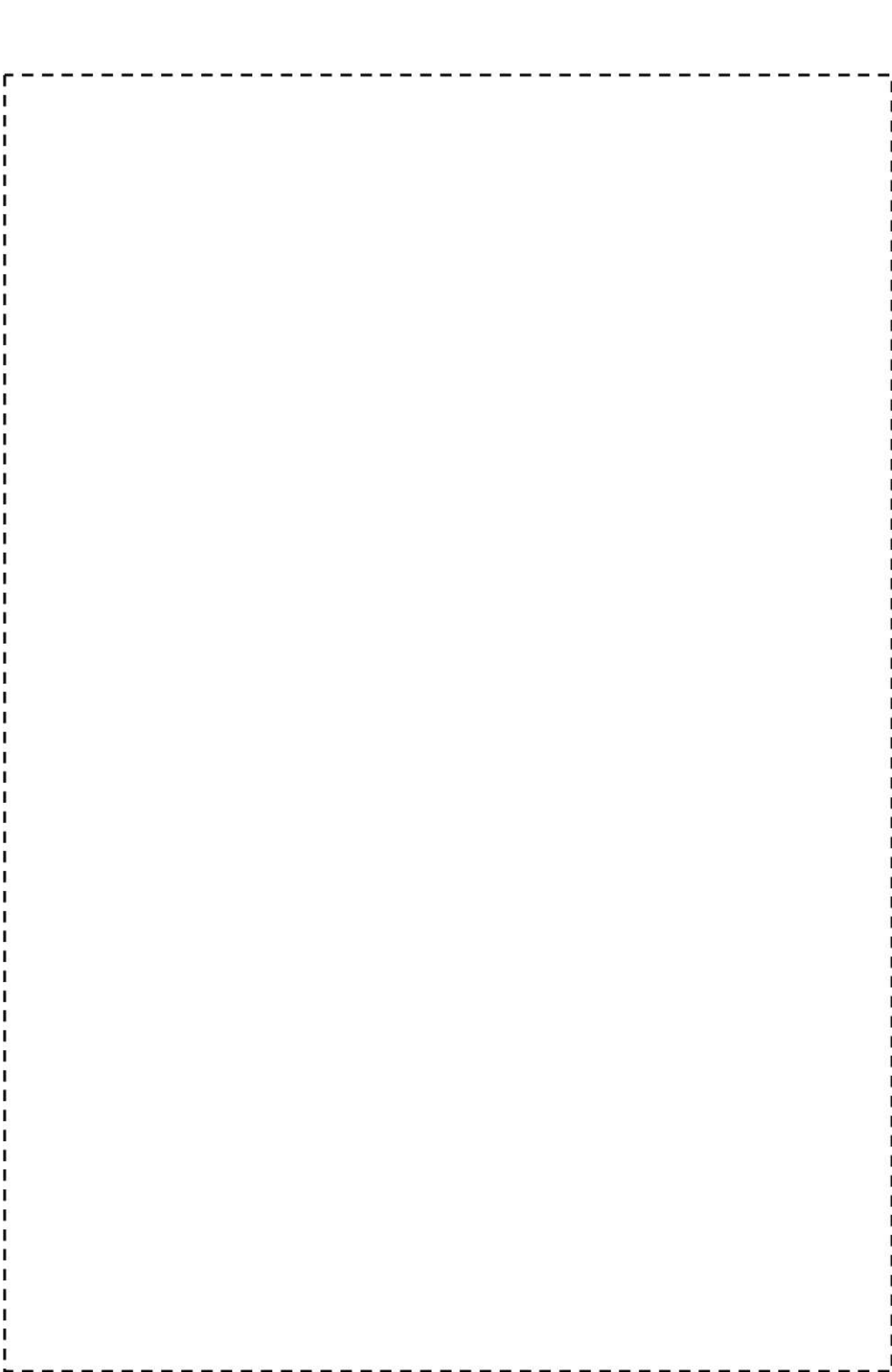
第2-1-1 図 使用済燃料ピット配置図

枠囲みの範囲は防護上の観点
から、公開できません。

別添 1－3 試験・検査説明資料

第3-1表 点検計画 (抜粋)

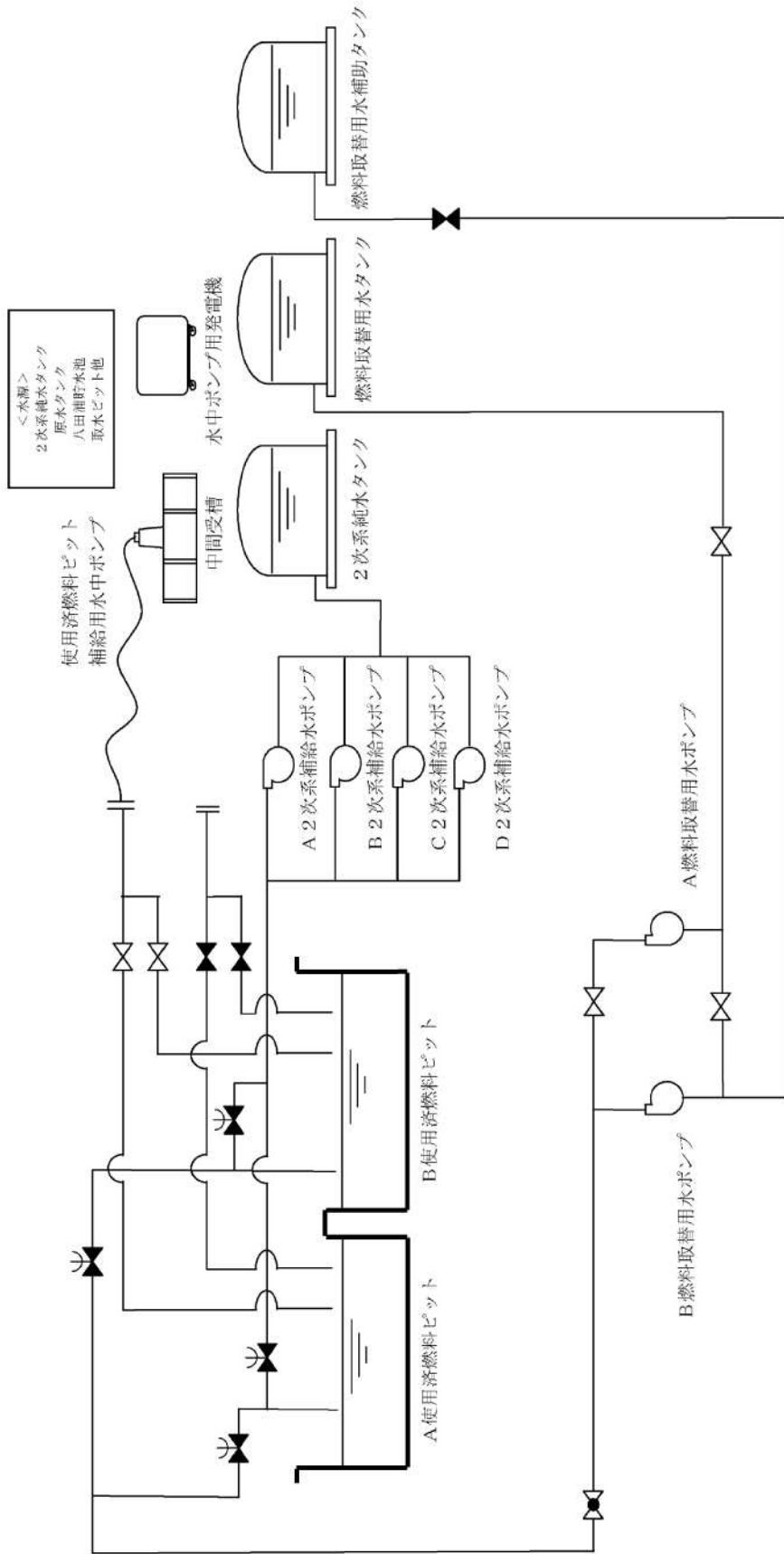
機器又は系統名	実施数 (機器名)	保重要度	保全の方式	点検及び試験の項目	保全方式又は頻度	点検内容	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	燃料取替アレーン制御装置 1式	高	時間監視保全	機能・性能試験	IC	電-20		
	使用済燃料ピットクレーン	高	時間監視保全	分解点検	IM	電-1		一部アプラント運転中
	使用済燃料ピットクレーン制御装置 1式	高	時間監視保全	機能・性能試験	IC	電-20		一部アプラント運転中
	1. 燃料取替機 (リフティングアレーン) 2台 2. 燃料取替機 3. 使用済燃料ピットクレーン	高	時間監視保全	機能・性能試験	IC	燃-2	GN3-36 燃料取替機機能検査	
	1. 新燃料エレベーター 2. 燃料取扱機クレーン	低	時間監視保全	機能・性能試験	IC	燃-2	GN3-75 燃料取扱機機能検査	
	1. 燃料取替機クレーン 2. 燃料取扱機 3. 使用済燃料ピットクレーン	高	時間監視保全	機能・性能試験	IC	燃-3 燃-4	GN3-96 燃料取扱機機能検査 (動作・インターロック試験等)	
	4. 燃料取扱機クレーン 5. 燃料エレベーター	低	時間監視保全	機能・性能試験	IC	燃-4		
	原子炉キャビティ	高	時間監視保全	外観点検	IC	電-11		
	燃料取替機キャナル (原子炉格納容器内/燃料取扱機側)	高	時間監視保全	外観点検	IC	電-11		
	キャスクピット	高	時間監視保全	外観点検	IC	電-11		
	新燃料貯蔵庫	高	時間監視保全	外観点検	IC	技-6		
	1. 新燃料取替機 2. 使用済燃料取扱機 3. 燃料取扱機クレーン	低	時間監視保全	外観点検	IC	燃-5 燃-6	GN3-96 燃料取扱機機能検査 (動作・インターロック試験等)	
使用済燃料ピット浄化・高圧系 (燃料設備)	使用済燃料ピット浄化・高圧系	高	時間監視保全	機能・性能試験	IC	電-16 電-18	GN3-76 使用済燃料ピット高圧設備機能検査	使用済燃料ピット含む
	3A 使用済燃料ピットポンプ	低	時間監視保全	簡易点検 (油入替地)	IV	回-6		プラント運転中
	3A 使用済燃料ピットポンプ用電動機	低	時間監視保全	分解点検	4V	回-3		
	3A 使用済燃料ピットポンプ用電動機	低	時間監視保全	分解点検	4V	電-2		プラント運転中
	3B 使用済燃料ピットポンプ	低	時間監視保全	簡易点検 (油入替地)	IV	回-6		プラント運転中
	3B 使用済燃料ピットポンプ	低	時間監視保全	分解点検	4V	回-3		
	3A 使用済燃料ピットポンプ用電動機	低	時間監視保全	分解点検	4V	電-2		プラント運転中
	3A 使用済燃料ピット冷却器	低	時間監視保全	簡易点検	10V	電-1		プラント運転中
	3B 使用済燃料ピット冷表器	低	時間監視保全	簡易点検	10V	電-1		プラント運転中
	3A 使用済燃料ピットフィルタ	低	時間監視保全	簡易点検 (油入替地)	10V	電-7		プラント運転中
	3B 使用済燃料ピットフィルタ	低	時間監視保全	簡易点検	10V	電-7		プラント運転中
	3A 使用済燃料ピット配管塔	低	時間監視保全	外観点検	IC	電-11		プラント運転中
	3B 使用済燃料ピット配管塔	低	時間監視保全	外観点検	IC	電-11		
	3号 使用済燃料ピットシステムキャビン	低	時間監視保全	簡易点検 (油入替地)	IV	回-6		プラント運転中
	3号 使用済燃料ピットシステムキャビン	低	時間監視保全	分解点検	6V	回-3		
	3号 使用済燃料ピットシステムキャビン	低	時間監視保全	分解点検	4V	電-2		プラント運転中
	3号 使用済燃料ピットシステムキャビン	低	時間監視保全	簡易点検	10V	電-7		プラント運転中



第3-1-1図 使用済燃料ピット全体図

枠囲みの範囲は防護上の観点
から、公開できません。

別添 1 - 4 系統図



第4-1図 玄海3号炉 燃料貯蔵設備 概略系統図

43条補足説明資料

「43-3（類型化区分及び適合内容）」（抜粋）

次頁以降の「1.（1）基本設計方針」の記載方針について以下に示す。

- まとめ資料「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」のうち「○基本的な設計方針」に記載する箇所については、で示す。
- まとめ資料「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」のうち「○基本的な設計方針」及び「○個別機能の設計方針」の両方に記載する箇所（共通事項の例外、類型化に該当しない事項、個別設備の議論における約束事項）については、で示す。
- 申請書本文五号に記載する箇所については、下線部で示す。

■設置許可基準規則 第43条 第1項 第1号

重大事故等時の環境条件における健全性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等時の環境条件における健全性を確保するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度(環境温度^①、使用温度^②)、放射線^③、荷重^④に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響^①、屋外の天候による影響(凍結及び降水)^②、重大事故等時に海水を通水する系統への影響^④、電磁的障害^⑤及び周辺機器等からの悪影響^⑥を考慮する。荷重^④としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象(地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響)による荷重を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風(台風)、積雪及び火山の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響^①、屋外の天候による影響(凍結及び降水)^②、重大事故等時の放射線による影響^③及び荷重^④に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

中央制御室内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、燃料取替用水タンク建屋内、代替緊急時対策室内、緊急時対策所(緊急時対策棟内)内及び緊急時対策棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。

海水を通水する系統への影響^④に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。設計基準対象施設として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、八田浦貯水池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁的障害^⑤に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風(台風)及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響^⑥により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。

地震による荷重を含む耐震設計については、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については、「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

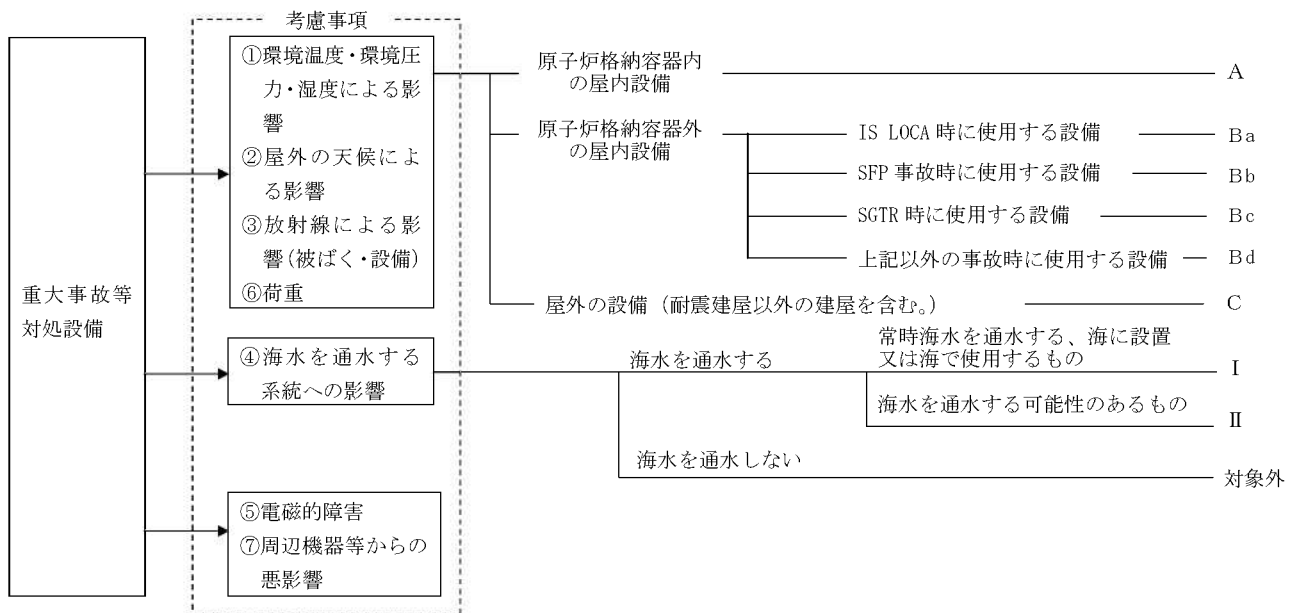
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・ ①重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響
- ・ ②屋外の天候による影響（凍結及び降水）
- ・ ③重大事故等時の放射線による影響（被ばく・設備）
- ・ ④重大事故等に海水を通水する系統への影響
- ・ ⑤電磁的障害
- ・ ⑥荷重（重大事故等が発生した場合における圧力、温度、機械的荷重及び地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重）
- ・ ⑦周辺機器等からの悪影響

b. 類型化

- ・ ①～③、⑥の項目については、影響を受ける区分として、A：原子炉格納容器内、B：原子炉格納容器外、C：屋外（耐震建屋以外の建屋内を含む。）に分類すると共に、原子炉格納容器外については、更に重大事故等発生（Ba：IS LOCA、Bb：SFP 事故、Bc：SGTR、Bd：その他）を想定し、それら事故時に使用する設備を分類する。
- ・ ④海水を通水する系統については、I：通常時に海水を通水する系統、II：淡水又は海水から選択できる系統で分類する。
- ・ ⑤、⑦は、共通事項であるため区分しない。



・ 類型化区分と考慮事項の対応

区分	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外				屋外
	A	Ba	Bb	Bc	Bd	C
①③	○	○	○	○	○	○
②		×				○
⑥		○（地震）				○（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）

区分	常時海水を通水する、海に設置又は海で使用するもの	海水を通水する可能性のあるもの
	I	II
④	○	○

○：考慮必要 ×：考慮不要

- ・重大事故等時による環境温度、環境圧力、湿度の影響範囲

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

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
2次冷却系からの除熱機能喪失	○	○	○	○	C/V内	
全交流動力電源喪失	○	○	○	○	C/V内	
原子炉補機冷却機能喪失	○	○	○	○	C/V内	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○	○	○	○	C/V内	
原子炉停止機能喪失	×	×	×	×	—	
ECCS 注水機能喪失	○	○	○	○	C/V内	
ECCS 再循環機能喪失	○	○	○	○	C/V内	
格納容器バイパス (IS LOCA,SGTR)	◎	○	◎	◎	C/V外	

運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損モード	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	◎	○	◎	◎	C/V内	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	◎	○	○	○	C/V内	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	◎	○	○	○	C/V内	
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	◎	○	◎	○	C/V内	
水素燃焼	○	○	○	○	C/V内	
溶融炉心・コンクリート相互作用	◎	○	◎	○	C/V内	

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

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
崩壊熱除去機能喪失	○	○	○	○	C/V内	
全交流動力電源喪失	○	○	○	○	C/V内	
原子炉冷却材流出	○	○	○	○	C/V内	
反応度の誤投入	×	×	×	×	—	

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

想定事故	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
想定事故1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	○	○	○	○	C/V外 (SFP 事故時)	
想定事故2 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	◎	○	◎	◎	C/V外 (SFP 事故時)	初期水位の観点から厳しい

◎：環境条件として想定する事故

○：影響あり ×：影響なし —：該当なし

2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

(1) ①重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響 ②屋外の天候による影響（凍結及び降水）

③重大事故等時の放射線による影響（被ばく・設備）

⑥荷重（重大事故等が発生した場合における圧力、温度、機械的荷重及び地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重）

* 重大事故等時の環境条件については下表に示す。

類型化区分		設計方針	エビデンス	備考	
屋内	原子炉格納容器内	A	配置図 仕様表 健全性説明書 (工認)		
	原子炉格納容器外	共通			<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。 操作は中央制御室で可能な設計とする。 地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。
		IS LOCA 時に使用			<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。 地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。 操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。
		SFP 事故時に使用			<ul style="list-style-type: none"> インターフェイスシステム LOCA 時の環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。 使用済燃料ピットに係る重大事故等時の環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。 特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。
		SGTR 時に使用			<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。
	上記以外の事故時に使用	B d			<ul style="list-style-type: none"> （共通に加え追加考慮事項なし）
屋外	C	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。 操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとる。 			

(2) ④重大事故等時に海水を通水する系統への影響

類型化区分	設計方針	エビデンス	備考
常時海水を通水する、海に設置又は海で使用するもの	I	系統図 健全性説明書 (工認)	
海水を通水する可能性のあるもの	II		
海水を通水しない	—		

(3) ⑤電磁的障害 ⑦周辺機器等からの悪影響

考慮事項	設計方針	エビデンス	備考
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。 	健全性説明書 (工認)	
周辺機器等からの悪影響	<ul style="list-style-type: none"> 事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備や風（台風）及び竜巻等を考慮して当該設備に対し必要により講じた落下防止、転倒防止、固縛等の措置を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。 周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。 溢水に対しては、溢水によりその機能を喪失しないように、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置又は保管する。 地震による荷重を含む耐震設計については、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については、「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。 		

■設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号

試験又は検査性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等対処設備の試験・検査性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

多様化自動作動設備は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

重大事故等対処設備のうち電源は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

重大事故等対処設備の試験・検査性は、「(1) 基本設計方針」に示す基本的な設計方針に従うことで、設置許可基準規則第 12 条第 4 項の解釈に準じた設計とする。

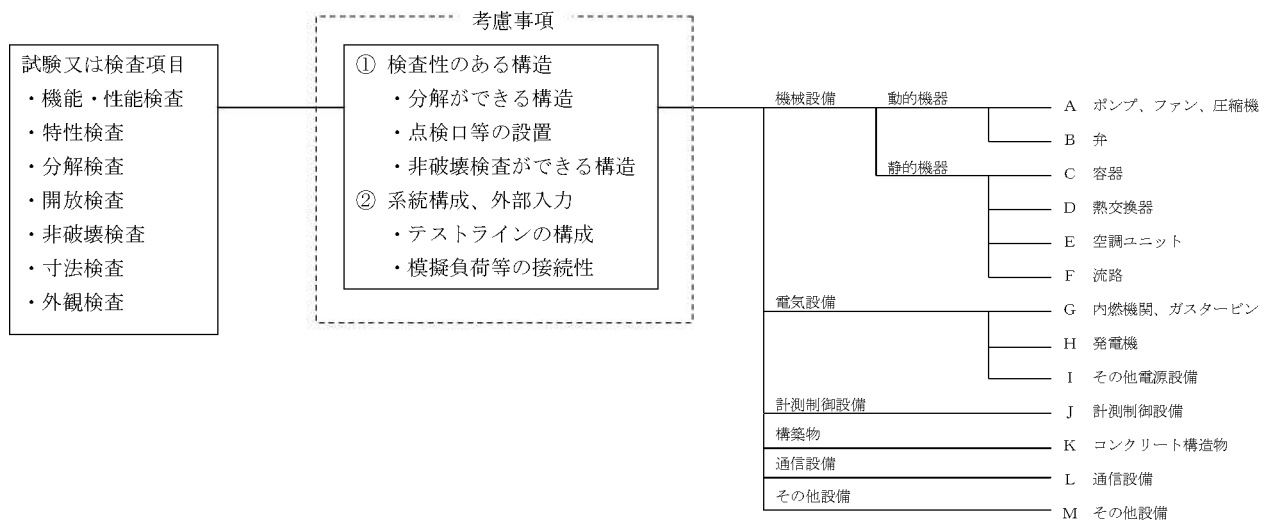
試験・検査性を考慮する対象の具体的な試験・検査項目は、これまでの類似設備の保守経験等を基に策定することとし、「2. (2) 設備区分ごとの設計方針の整理」に示す。「2. (2) 設備区分ごとの設計方針の整理」においては、機器種類ごとに試験・検査性に関する設計方針を具体的に定め、これらの方針に従うことで「(1) 基本設計方針」に示す基本的な設計方針に従う設備設計を実現する。

設備設計にあたっては試験又は検査項目を踏まえた上で以下を考慮する。

- ①検査性のある構造
 - ・分解ができる構造
 - ・点検口等の設置
 - ・非破壊検査ができる構造
- ②系統構成、外部入力
 - ・テストラインの構成
 - ・模擬負荷等の接続性

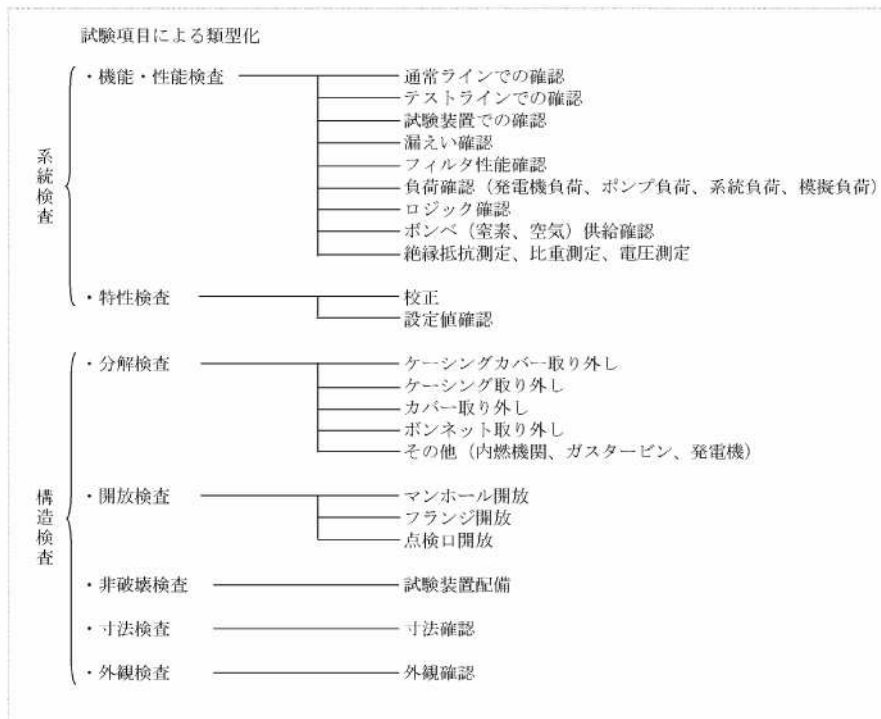
b. 類型化

- (a) 設置許可基準規則で要求されている設備における試験又は検査項目を抽出する。
- (b) 考慮事項を踏まえて、分解点検を行うことができる構造であること、開放点検を行うためのマンホールや点検口等が設置されていること、非破壊検査ができる構造であること、機能・性能検査を行うためのテストラインの系統構成ができること、機能・性能及び特性検査を行うための模擬負荷等の接続ができる構造であることの整理を行う。
- (c) 設備区分は、設置許可基準規則で要求されている設備を機械設備（動的機器、静的機器）、電気設備、計測制御設備、構築物及び通信設備に分類し、分類した設備を代表的な設備区分ごとにA～Lに分類する。
- (d) 試験及び検査項目に対する設計ができない場合は、その他設備としてMに分類し、個別に理由及び個別の設計方針を定める。



c. 試験項目による類型化

- (a) 設置許可基準規則で要求されている設備における試験又は検査項目を抽出する。
- (b) 各設備の試験又は検査項目を考慮し、機能・性能検査、特性検査、分解検査、開放検査、非破壊検査、寸法検査及び外観検査に分類し、各検査における確認内容を分類する。
- (c) 分類に対して、試験及び検査項目に対する設計ができない場合は、個別に理由及び個別の設計方針を定める。



2. 設計方針について

【要求事項：健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。】

(1) 設備区分ごとにおける試験又は検査項目の抽出について

設置許可基準規則で要求されている設備を代表的な設備区分ごとに、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を考慮し、試験又は検査項目を抽出する。

設備区分	使用前社内検査	定期事業者検査	保全プログラム		溶接事業者検査	PSI	ISI	
			停止時	運転時				
A	ポンプ	構造検査 機能・性能検査	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査	分解点検又は取替え (非破壊試験含む) 機能・性能試験	起動試験	○	○	○
	ファン、圧縮機	構造検査 機能・性能検査	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査	分解点検又は取替え (非破壊試験含む) 機能・性能試験	起動試験	—	—	—
B	弁 (手動弁 電動弁 空気作動弁 安全弁)	構造検査 機能・性能検査 (開閉検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (開閉検査) 漏えい検査	分解点検 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 (開閉試験) 漏えい試験	開閉試験	○	○	○
C	容器 (タンク類)	構造検査 機能・性能検査 (容量確認検査)	—	開放点検 漏えい試験	水量、濃度、 漏えい確認	○	○	○
D	熱交換器	構造検査 機能・性能検査	開放検査 (非破壊検査含む)	開放点検 (非破壊試験含む)	漏えい確認	○	○	○
E	空調ユニット	構造検査 機能・性能検査	機能・性能検査	開放点検 機能・性能試験	差圧確認 (フィルタを設置するもの)	—	—	—
F	流路	構造検査 機能・性能検査	—	開放点検 外観点検	差圧確認 (フィルタを設置するもの)	○ (配管)	○ (配管)	○ (配管)
G	内燃機関 ガスタービン	機能・性能検査 (負荷検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (負荷検査)	分解点検 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 (負荷試験)	起動試験 負荷試験	—	—	—
H	発電機	機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	分解点検 (非破壊試験含む) 機能・性能試験 (模擬負荷による負荷試験)	起動試験 負荷試験	—	—	—
I	その他電源設備	機能・性能検査	機能・性能検査	機能・性能試験	電圧、比重確認等	—	—	—
J	計測制御設備	機能・性能検査 (ロジック検査、校正) 特性検査 (設定値 確認検査、校正)	機能・性能検査 (ロジック検査、校正) 特性検査 (設定値 確認検査、校正)	機能・性能試験 (ロジック試験、校正) 特性試験 (設定値 確認試験、校正)	パラメータ確認	—	—	—
K	コンクリート構造物	構造検査	—	外観点検	外観点検	—	—	—
L	通信設備	機能・性能検査	機能・性能検査	外観点検	外観点検	—	—	—
M	その他設備	(個別の設計)	(個別の設計)	(個別の設計)	(個別の設計)	—	—	—

(2) 設備区分ごとの設計方針の整理

(1) で抽出した設備区分ごとにおける試験又は検査項目について、試験又は検査を可能とする設計方針について以下に整理する。

類型化区分		設計方針	エビデンス	備考
A	ポンプ※	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 分解又は取替えが可能な設計とする。 	試験・検査 説明資料	
	ファン 圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能の確認が可能な設計とする。 分解又は取替えが可能な設計とする。 		
B	弁	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 余熱除去ポンプ入口弁は、手動による開閉確認及び専用工具で規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。 分解が可能な設計とする。 		
C	容器(タンク類)※	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成等により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 内部の確認が可能なように、マンホール等を設ける設計とする。 窒素ボンベは、規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 燃料取替用水タンク(ピット)等は、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。 燃料油貯蔵タンク等は、油量の確認が可能なように油面計を設ける設計とする。 中間受槽は、組立て及び水張りが可能な設計とする。 ほう酸フィルタ等は、差圧確認が可能な設計とする 原子炉格納容器等は、外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 		
D	熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 内部の確認が可能なように、マンホール等を設ける設計とする。 伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。 再生熱交換器等は、外観の確認が可能な設計とする。 		
E	空調ユニット	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 差圧確認が可能な設計とする。 内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。 性能の確認が可能なように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。 分解又は取替えが可能な設計とする。 		
F	流路	<ul style="list-style-type: none"> 他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 格納容器再循環サンプ等は、外観の確認が可能な設計とする。 		
G	内燃機関 ガスタービン	<ul style="list-style-type: none"> 模擬負荷又は系統負荷による機能・性能確認が可能な設計とする。 分解又は取替えが可能な設計とする。 		
H	発電機※	<ul style="list-style-type: none"> 模擬負荷又は系統負荷による機能・性能確認が可能な設計とする。 分解又は取替えが可能な設計とする。 		
I	その他電源設備	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型バッテリーは、電源供給により機能・性能の確認が可能な設計とする。また、電圧測定が可能な設計とする。 絶縁抵抗測定又は電圧及び比重測定等による機能・性能確認が可能な設計とする。 		
J	計測制御設備	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認(特性の確認)及び校正が可能なように、模擬入力ができる設計とする。 機能・性能の確認が可能なように、動作確認又は模擬入力可能な設計とする。 		
K	コンクリート 構造物	<ul style="list-style-type: none"> 外観の確認が可能な設計とする。 遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。 取水ピットは、非破壊試験が可能な設計とする。 		
L	通信設備	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。 		
M	その他設備	<ul style="list-style-type: none"> 個別の設計とする。 		

※一部は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等対処設備の他の設備に対する悪影響を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、系統的な影響（電氣的な影響を含む。）、設備兼用時の容量に関する影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。

系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けるか、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるように可搬型ホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

設備兼用時の容量に関する影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については「1.1.7.2 容量等」に記載する。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし、また、地震により火災源又は溢水源とならない設計とする。常設重大事故等対処設備については耐震設計を行い、可搬型重大事故等対処設備については転倒しないことを確認するか又は固縛等が可能な設計とする。（「1.1.7.3 環境条件等」）また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。

常設重大事故等対処設備の耐震設計については「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に示す。

地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。

火災防護については「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に設置又は保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。（「1.1.7.3 環境条件等」）

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。

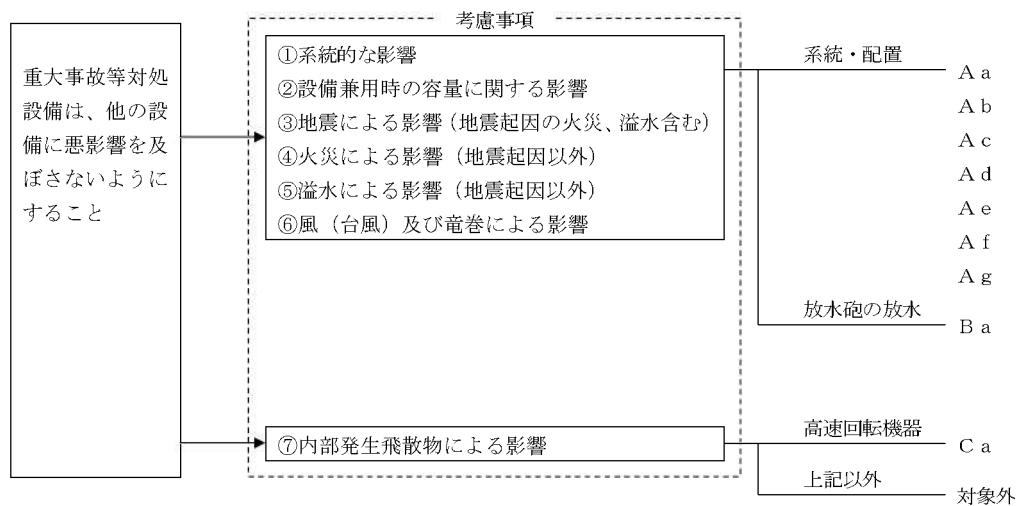
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- 系統設計的考慮事項
 - ① 系統的な影響
 - ② 設備兼用時の容量に関する影響
- 配置設計的考慮事項
 - ③ 地震による影響（地震起因の火災、溢水含む）
 - ④ 火災による影響（地震起因以外）
 - ⑤ 溢水による影響（地震起因以外）
 - ⑥ 風（台風）及び竜巻による影響
- その他の考慮事項
 - ⑦ 内部発生飛散物による影響

b. 類型化

- ・ 悪影響防止については、①～⑥は同時に考慮すべき事項として考慮事項を類型化した。また、内部発生飛散物(⑦)について考慮する。



2. 設計方針について

【要求事項：工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

①～⑥ 系統的な影響、設備兼用時の容量に関する影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響

項目	常設 SA 設備		可搬型 SA 設備	
	屋外	屋内	屋外	屋内
系統設計的考慮事項	他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下のうちいずれかの設計とする。 ・弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること ・重大事故等発生前（通常時）の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること ・他の設備から独立して単独で使用可能なこと ・設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること 特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下のうちいずれかを設ける設計とする。 ・通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるディスタンスピース ・通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできる可搬型ホース			
	要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。			
配置設計的考慮事項	地震による影響 (地震起因の火災、溢水含む)		転倒しないことを確認するか又は固縛等が可能な設計とする。また、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。	
	火災による影響 (地震起因以外)		火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。	
	溢水による影響 (地震起因以外)		想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	
	風（台風）及び竜巻による影響		風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛等の措置をとることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。	

⑦ 内部発生飛散物による影響

項目	設計方針
内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管は設置しない。(対象外) ポンベは高圧ガス保安法に適合する容器弁により飛散物が発生しない。(対象外)
高速回転機器の破損	飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
ガス爆発	爆発性のガスを内包する機器は設置しない。(対象外)
重量機器の落下	落下により他の設備に悪影響を及ぼすような重量機器は設置しない。(対象外)

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針		エビデンス	備考	
系統設計的考慮事項	① 系統的な影響	Aa	弁等の操作で系統構成	<ul style="list-style-type: none"> 弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 	系統図 配置図	
		Ab	通常時は分離	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等発生前（通常時）の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 		
		Ac	他の設備から独立	<ul style="list-style-type: none"> 他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 		
		Ad	設計基準対象施設と同じ系統構成	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 		
		Ae	放射性物質又は海水を含む系統との分離	<ul style="list-style-type: none"> 特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けるか、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるように可搬型ホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 		
		Af	その他	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとの設計により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 		
② 設備兼用時の容量に関する影響	—	複数の機能で同時使用しない	<ul style="list-style-type: none"> 要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。 	—	容量設定 根拠書	
	Ag	複数の機能で同時使用	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。 			
配置設計的考慮事項	③ 地震による影響（地震起因の火災、溢水含む）	—	地震による影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とし、また、地震により火災源又は溢水源とならない設計とする。 常設重大事故等対処設備については耐震設計を行い、可搬型重大事故等対処設備については転倒しないことを確認するか又は固縛等が可能な設計とする。また、可搬型重大事故等対処設備は、設置場所でのアウトリガの設置、車輪止め等による固定又は固縛が可能な設計とする。 	—	
		—	火災による影響（地震起因以外）	<ul style="list-style-type: none"> 火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。 	—	
		—	溢水による影響（地震起因以外）	<ul style="list-style-type: none"> 想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 	—	
		Ba	放水砲の放水による影響	<ul style="list-style-type: none"> 放水砲による建屋への放水により、放水砲と同時にその機能が必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 	—	
⑦ 内部発生飛散物による影響	—	Ca	高速回転機器の破損	<ul style="list-style-type: none"> 飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 	評価書 (工認)	
		—	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断	<ul style="list-style-type: none"> 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管、爆発性のガスを内包する機器、並びに落下により他の設備に悪影響を及ぼすような重量機器は設置しない。(対象外) 	—	
		—	ガス爆発			
		—	重量機器の落下			

5 4 条

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

目 次

番号	表題	内容
54-1	使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）	<p>使用済燃料ピット監視設備について、基準規則への適合性を説明する。今回、使用済燃料貯蔵能力を増強し、共用化する計画としているが、使用済燃料ピット監視設備については、既存の施設で要求事項を満足することから、使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）に変更はなく、及びそれらの運用の変更は伴わない。</p> <p>資料中において、貯蔵能力の増強・共用化に伴い、算定条件や評価結果の数値が令和元年9月25日に許可を受けた際の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。</p>
54-2	使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価	<p>使用済燃料ピットへのスプレイを実施した場合に、スプレイや蒸気条件においても貯蔵燃料体が未臨界性を維持できることを説明する。</p> <p>資料中において、貯蔵能力の増強・共用化に伴い、算定条件や評価結果の数値が令和元年9月25日に許可を受けた際の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。</p>
54-3	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮へい能力について	<p>使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合においても、燃料取替時における使用済燃料ピット周辺の基準線量率を満足することを説明する。</p> <p>資料中において、貯蔵能力の増強に伴い、算定条件や評価結果の数値が令和元年9月25日に許可を受けた際の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。</p>

設置許可基準規則第54条の解釈と整合を図った個別機能の設計方針における使用用語については、以下のとおり。

設置許可基準規則の解釈	個別機能の設計方針における使用用語	系統機能	重大事故等対処設備	常設、可搬型の区分
<p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、<u>可搬型代替注水設備</u>（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) <u>スプレイ設備</u>として、<u>可搬型スプレイ設備</u>（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) <u>スプレイ設備</u>は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>可搬型代替注水設備</p>	<p>使用済燃料ピット補給用 水中ポンプによる使用済 燃料ピットへの注水</p>	<p>使用済燃料ピット補給用 水中ポンプ</p> <p>水中ポンプ用発電機</p> <p>中間受槽</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプ</p> <p>中間受槽</p> <p>使用済燃料ピットヘッ ダ</p>	<p>可搬</p> <p>可搬</p> <p>可搬</p> <p>可搬</p> <p>可搬</p> <p>可搬</p>

設置許可基準規則の解釈	個別機能の設計方針における使用用語	系統機能	重大事故等対処設備	常設、可搬型の区分
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要なる場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	計測設備	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピット水位 (SA)	常設
			使用済燃料ピット温度 (SA)	常設
			使用済燃料ピット状態監視カメラ	常設
			使用済燃料ピット水位 (広域) (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)	可搬
			使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)	可搬
		可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)	可搬
		計測設備	使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)	可搬

(2/2)

54-1 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）

使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）

1. 概要

今回、玄海3号使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強及び共用化することから、使用済燃料ピット監視設備について、増強後の貯蔵量に対しても、規制基準への適合性が確保されていることを確認した。

2. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準」という。）第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）解釈第4項にて要求されている「a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。」に対して、変動する可能性のある範囲は、以下のとおりである。

- ・ 水位 : 通常水位～使用済燃料ピット底部付近
(大量の水の漏えいを確認するため)
- ・ 水温 : 100℃以下 (水の沸騰状態を確認するため)
- ・ 空間線量率 : 水位変動する可能性のある範囲における空間線量率



これらは、第1表 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）に示す監視設備により測定可能である。

同解釈第4項 「b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。」については、これらの設備は、非常用所内電源から電源供給するとともに、代替電源設備から電源供給が可能である。また、「c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。」については、使用済燃料ピット状態監視カメラを設置することにより監視可能である。

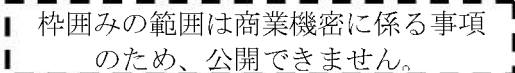
設置許可基準第五十四条において想定する重大事故等は以下のとおりである。

- ・ 想定事故1（【第五十四条第1項】使用済燃料貯蔵槽冷却系及び補給系の故障）
使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。
- ・ 想定事故2（【第五十四条第1項】使用済燃料系統配管などの破断）
サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。
- ・ 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故【第五十四条第2項】。

第1表 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
使用済燃料ピット水位 (SA)	電波式水位検出器		使用済燃料ピットA, B	2
使用済燃料ピット温度 (SA)	測温抵抗体	0~100℃	使用済燃料ピットA, B	2
使用済燃料ピット水位 (広域)	差圧式水位検出器 (バブラ式)		保管場所： 使用済燃料ピット区域 取付場所： 使用済燃料ピットA, B	4
使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)	半導体式検出器	0.001~99.99mSv/h	保管場所 原子炉補助建屋 (EL. +11.3m)	1
使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)	電離箱式検出器	0.1~10 ⁴ mSv/h	取付箇所 使用済燃料ピット区域 監視・記録の場所 中央制御室 (原子炉補助建屋 (EL. +11.3m))	1
使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)	電離箱式検出器	10 ³ ~10 ⁸ mSv/h		1

名称	種類	取付箇所	個数
使用済燃料ピット状態監視カメラ	赤外線カメラ	使用済燃料ピット区域	2



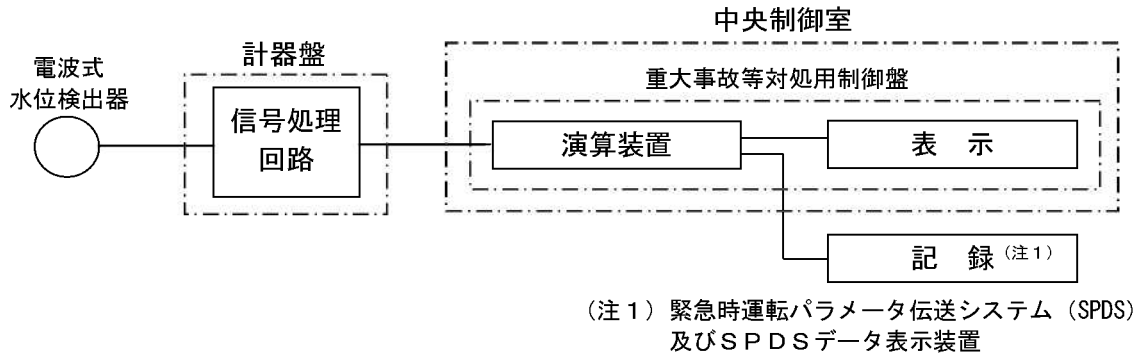
<参考> 使用済燃料ピット監視設備（設計基準対象施設）

名称	種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料 ピット水位	浮力式水位 検出器	EL. +10.05 ~ +11.30 m	EL. +10.05 ~ +11.30 m	使用済燃料 ピットA、B	2
使用済燃料 ピット温度	測温抵抗体	0~100℃	0~100℃	使用済燃料 ピットA、B	2
使用済燃料 ピット エリアモニタ	半導体式 検出器	1~10 ⁵ μSv/h	1~10 ⁵ μSv/h	使用済燃料 ピット区域 (監視・記録 場所： 中央制御室)	1

(1) 使用済燃料ピット水位 (SA)

計測目的は、重大事故等により変動する可能性のある水位のうち、燃料貯蔵ラック上端近傍から使用済燃料ピット上端近傍までの範囲の水位監視である。

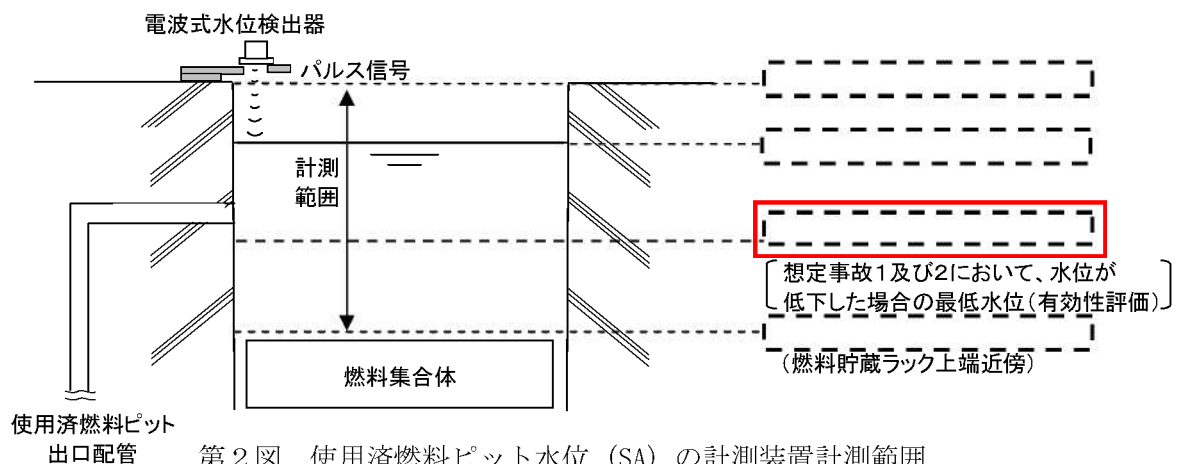
使用済燃料ピット水位 (SA) の計測装置は、電波式水位検出器からの電流信号を、計器盤内の信号処理回路を介して重大事故等対処用制御盤に伝送する。重大事故等対処用制御盤では演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位 (SA) を中央制御室に表示し、記録装置にて記録する。(「第1図 使用済燃料ピット水位 (SA) の計測装置概略構成図」参照。)



第1図 使用済燃料ピット水位 (SA) の計測装置概略構成図

使用済燃料ピット水位 (SA) の計測装置は、パルス信号を水面に向けて発信し、水位の変動により変化する水面からの反射の往復時間を検知することにより、水位を連続的に計測する。

当該計測装置の計測範囲は、設置許可基準第五十四条で要求される想定事故1及び想定事故2において水位が低下した場合の最低水位 (使用済燃料ピット水浄化冷却系配管が破断した場合の水位) の監視が可能であり、さらに水位が燃料貯蔵ラック上端近傍まで低下しても監視可能としている。(「第2図 使用済燃料ピット水位 (SA) の計測装置計測範囲」参照。)



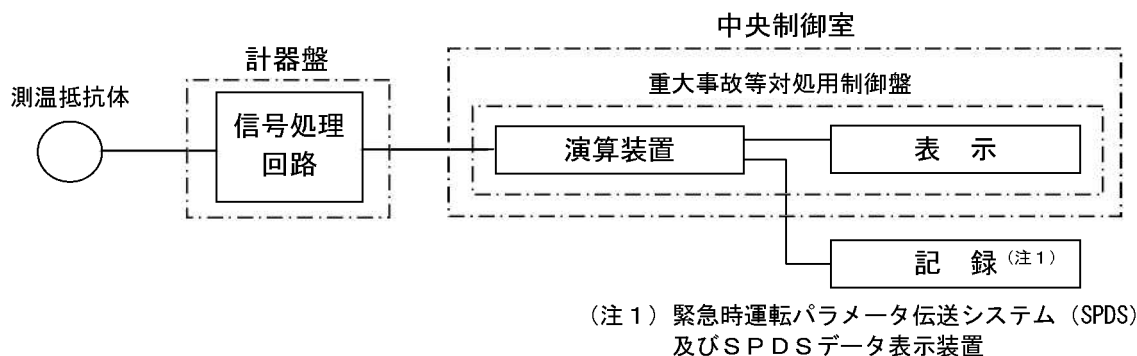
第2図 使用済燃料ピット水位 (SA) の計測装置計測範囲

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

(2) 使用済燃料ピット温度 (SA)

計測目的は、重大事故等により変動する可能性のある水温のうち、使用済燃料ピット水が沸騰するまでの過熱状態の監視である。

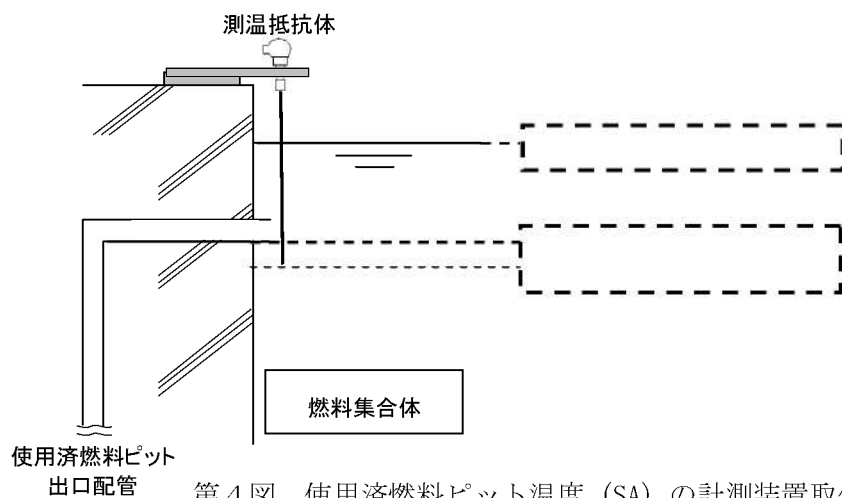
使用済燃料ピット温度 (SA) の計測装置は、测温抵抗体の抵抗値を、計器盤内の信号処理回路を介して電流信号に変換し重大事故等対処用制御盤に伝送する。重大事故等対処用制御盤では演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度 (SA) を中央制御室に表示し、記録装置にて記録する。「第3図 使用済燃料ピット温度 (SA) の計測装置概略構成図」参照。）



第3図 使用済燃料ピット温度 (SA) の計測装置概略構成図

使用済燃料ピット温度 (SA) の計測装置は、使用済燃料ピット内における冷却水の沸騰までの過熱状態を監視できるよう、0~100℃の温度を計測可能としている。

当該計測装置の測定位置は、設置許可基準第五十四条で要求される想定事故2において想定する使用済燃料ピット水浄化冷却系統配管の破断により、使用済燃料ピット出口配管下端部まで水位が低下した場合においてもピット水の温度計測ができる設置位置としている。「第4図 使用済燃料ピット温度 (SA) の計測装置取付図」参照。）



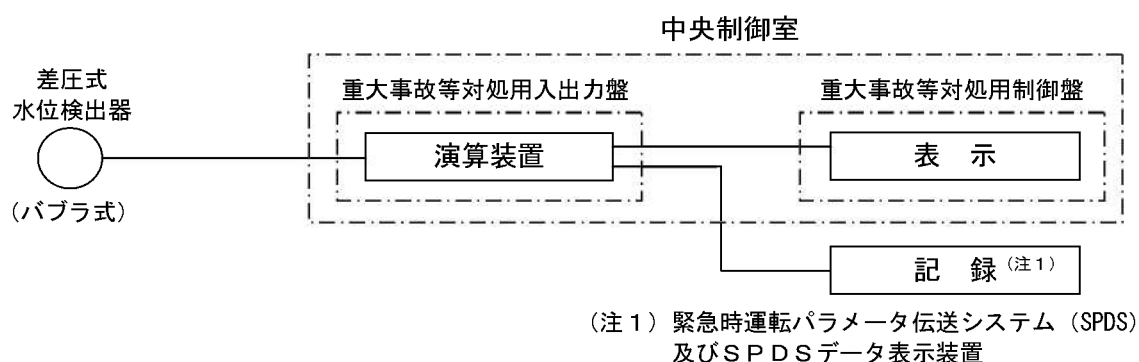
第4図 使用済燃料ピット温度 (SA) の計測装置取付図

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

(3) 使用済燃料ピット水位（広域）（可搬型）

計測目的は、重大事故等により変動する可能性のある水位のうち、使用済燃料ピット底部近傍から使用済燃料ピット上端近傍までの範囲の水位監視である。

使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置は、差圧式水位検出器からの電流信号を重大事故等対処用入出力盤の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（広域）を中央制御室に表示し、記録装置にて記録する。（「第5図 使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置概略構成図」参照。）

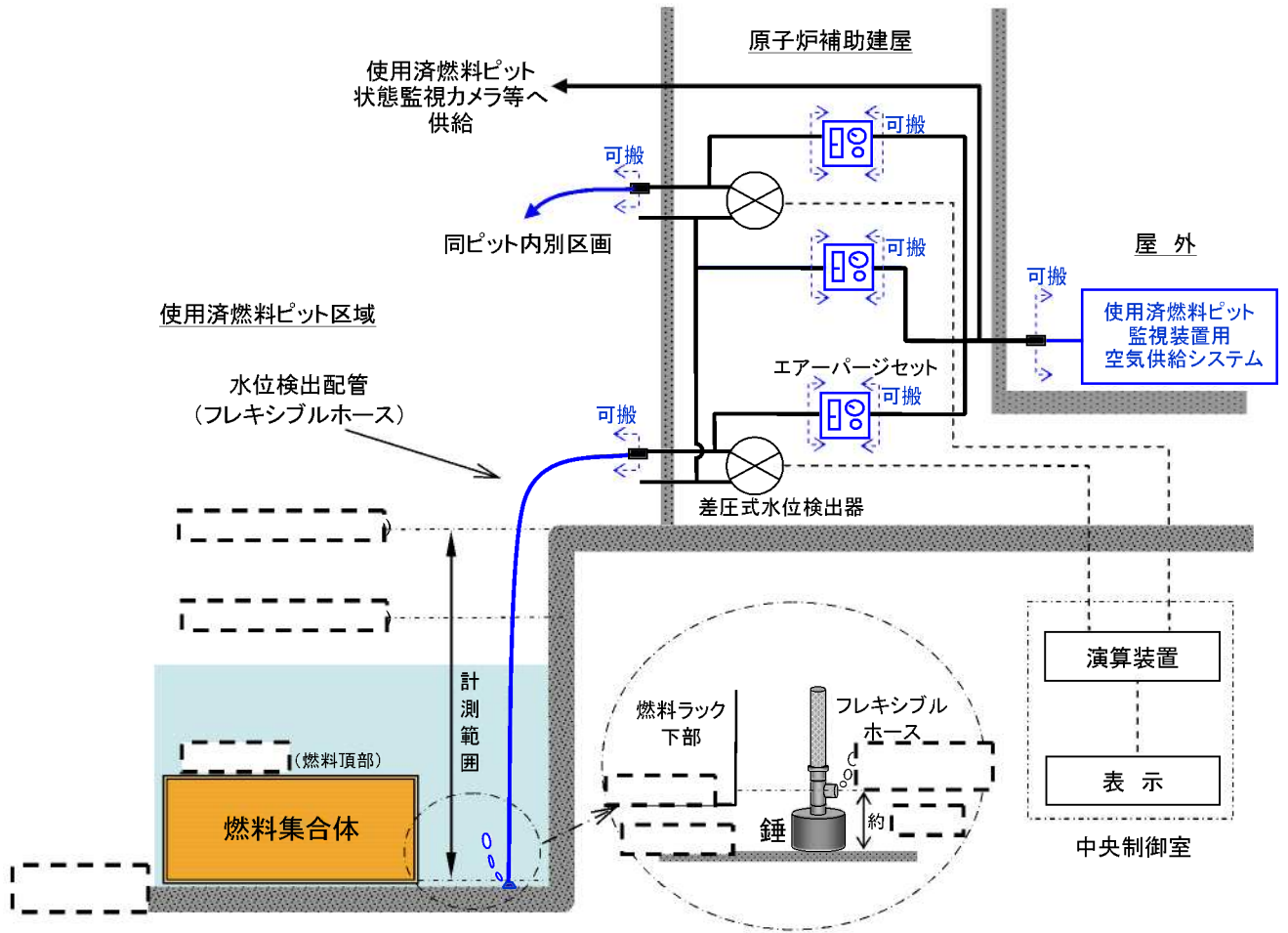


第5図 使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置概略構成図

使用済燃料ピットの水中に一定流量の気体（空気）を流し、水位変動による圧力変動（大気圧との差）を検出することにより、水位を連続的に計測する。

なお、水位検出配管に一定流量の気体（空気）を供給する設備は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（コンプレッサ（排気ファン含む）、エアコン、発電機）（以下「使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム」という。）を使用するとともに、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率等の耐環境性向上を目的として、空気を供給する。

当該計測装置の計測範囲は、設置許可基準第五十四条第2項にて要求されている使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピット内の水位が異常に低下した場合において、水位が使用済燃料ピット底部近傍まで低下しても監視可能としている。（「第6-1図 使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置計測範囲図」及び「第6-2図 使用済燃料ピット水位（広域）フレキシブルホース外観図」参照。）



第6-1図 使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置計測範囲図



第6-2図 使用済燃料ピット水位（広域）フレキシブルホース外観図

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

使用済燃料ピット水位（広域）検出管（フレキシブルホース）の投込み位置を第7図に示す。



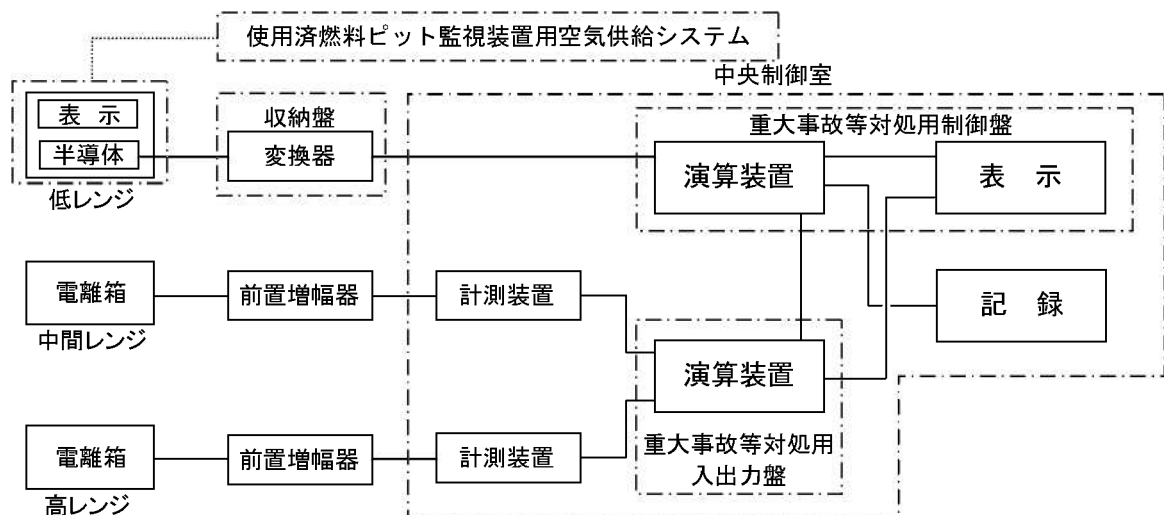
第7図 使用済燃料ピット水位（広域）検出管（フレキシブルホース）の投込み位置

枠囲みの範囲は防護上の観点
から、公開できません。

(4) 使用済燃料ピット周辺線量率（可搬型）

計測目的は、重大事故等において使用済燃料ピット区域の空間線量率について変動する可能性のある範囲を測定し把握する。

使用済燃料ピット周辺線量率は、使用済燃料ピット区域の空間線量率を半導体式検出器及び電離箱検出器により検出する。使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）は半導体式検出器（本体の信号処理部含む）からの電圧信号を、収納盤内の変換器を介して電流信号に変換し重大事故等対処用制御盤に伝送する。使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び（高レンジ）は電離箱検出器からの電流信号を、前置増幅器及び可搬型の計測装置を介して電圧信号に変換し重大事故等対処用入出力盤に伝送する。重大事故等対処用制御盤及び入出力盤では演算装置にて空間線量率信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット周辺線量率を中央制御室に表示し、可搬型の記録計にて記録する。（「第8図 使用済燃料ピット周辺線量率の計測装置概略構成図」参照。）



第8図 使用済燃料ピット周辺線量率の計測装置概略構成図

使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合には、使用済燃料ピット区域の空間線量率が非常に高くなるとともに、使用済燃料ピット水の蒸散により環境状態が悪化することが想定される。従って、使用済燃料ピットの空間線量率の監視設備は、重大事故等が発生した場合に変動する範囲にわたり空間線量率が測定できるとともに、重大事故等発生時の環境状態においても監視機能を維持できる必要がある。

使用済燃料ピット周辺線量率は、使用済燃料ピット区域の想定している3箇所に設置し、使用済燃料ピットの空間線量率を直接計測するが、使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）については、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムから空気を供給する。また、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び（高レンジ）については、格納容器内高レンジエリアモニタにて使用実績のある耐環境に優れている電離箱検出器（事故時監視計器）を採用することで、使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合にも環境の悪化に左右されず計測することが可能である。

想定している3箇所以外の場所では、使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）を使用し、

離隔距離や遮へい物による計測場所までの減衰率をあらかじめ評価しておくことにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定することが可能である。（「補足説明資料7」参照。）

使用済燃料ピット周辺線量率を想定している3箇所に設置した場合の線量率と、使用済燃料ピット水位との関係性を評価した結果を第9図に示す。

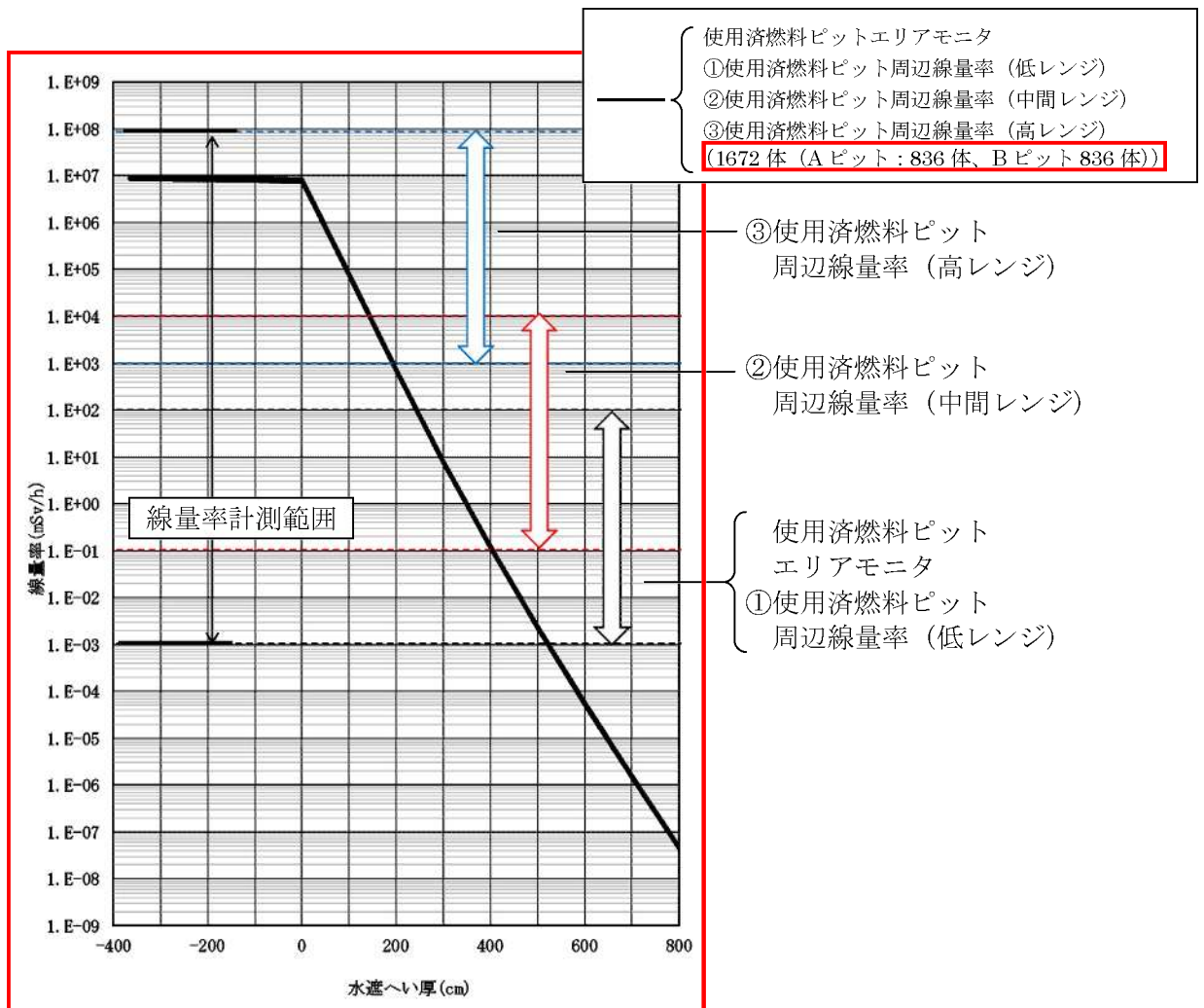
第9図にある空間線量率の評価結果より、通常水位から燃料集合体が露出に至るまでの水位変動範囲に対し、使用済燃料ピットの空間線量率の計測が可能である。

使用済燃料ピット水位（水遮へい厚）と定点設置位置での空間線量率の関係性を示した第9図、第10図は、原子炉停止後100時間の燃料集合体1体からの影響を算出したのち、使用済燃料ピットに保管できる最大燃料集合体の数（1,672体）を掛けることにより評価している*。

使用済燃料ピット周辺線量率の設置に際しては、検出器の検出面を使用済燃料ピット方向へ向け設置し測定を実施する。

以上より、使用済燃料ピット周辺線量率の運用では重大事故等発生時の環境悪化に左右されず計測でき、想定している3箇所以外の複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる。

※：燃料集合体の線源強度は、既工認に示される設計用線源強度（照射時間を無限大とし使用済燃料の核分裂生成物の蓄積量を最大まで考慮した線源強度）を用いる。



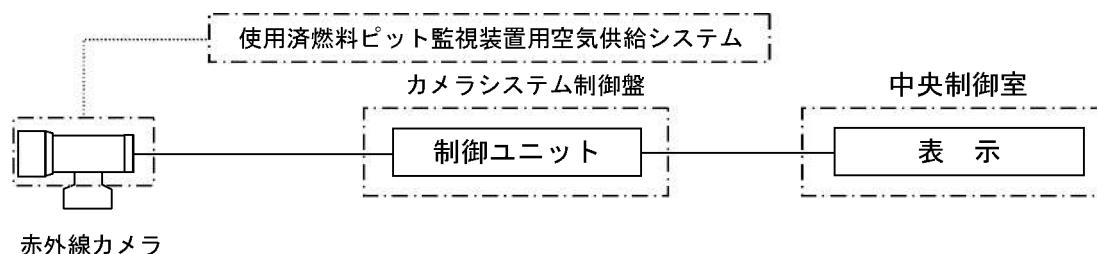
第9図 使用済燃料ピット周辺線量率の計測範囲
 (貯蔵中の使用済燃料からの線量率分布)

(5) 使用済燃料ピット状態監視カメラ

監視目的は、重大事故等発生時の使用済燃料ピットの状態を監視することである。

使用済燃料ピット状態監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室の監視用モニタに表示する。

また、当該カメラは、照明が無くとも状態監視が可能な赤外線カメラであり、使用済燃料ピット水の表面温度も監視可能（測定温度範囲： -40°C ～ 120°C 、温度測定精度： $\pm 15^{\circ}\text{C}$ 又は読み値の $\pm 15\%$ の大きい方）である。（「第10図 使用済燃料ピット状態監視カメラの概略構成図」参照。）



第10図 使用済燃料ピット状態監視カメラの概略構成図

使用済燃料ピット状態監視カメラは、水位の異常な低下において、使用済燃料ピット区域の状態や使用済燃料ピット保有水の水温の傾向を監視できる位置に設置している。燃料貯蔵ラック上端近傍まで水位が低下した場合においても、使用済燃料ピット保有水の状態及び水溫の傾向が監視できる位置に設置している。（「第11図 使用済燃料ピット状態監視カメラの視野概要図」参照。）



第11図 使用済燃料ピット状態監視カメラの視野概要図

枠囲みの範囲は防護上の観点から、公開できません。

(6) 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事象においては、主として使用済燃料ピットの水位及び空間線量率による監視を継続し、使用済燃料ピット状態監視カメラは、必要に応じて使用済燃料ピットの状態及び水温の傾向を監視する補完的な役割として使用する。なお、使用済燃料ピット状態監視カメラは、多重性はないが、当該カメラに対して多様性を有する使用済燃料ピットの水位及び空間線量率等においても、監視を行うことで使用済燃料ピットの状態を推定することが可能である。

【水位監視】

使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における水位監視については、可搬型の使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置により使用済燃料ピット底部近傍までの水位監視を行う。

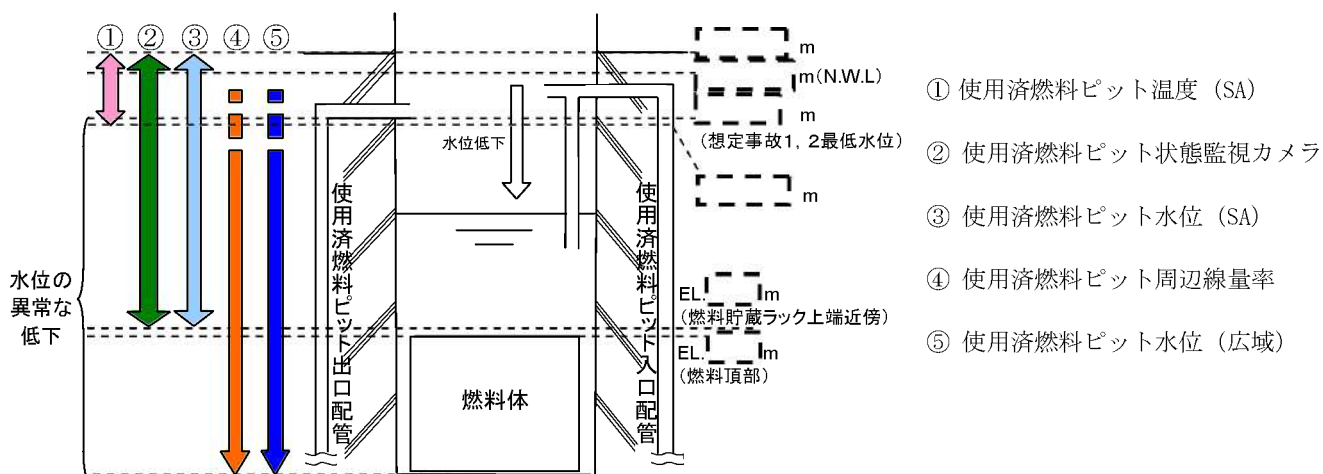
【温度監視】

主として使用済燃料ピットの水位監視を継続し、必要に応じて使用済燃料ピット状態監視カメラにより水温の傾向監視を行う。

【空間線量率監視】

可搬型の使用済燃料ピット周辺線量率の計測装置により、使用済燃料ピット区域の空間線量率の監視を行う。

使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備を、第12図 使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図に示す。

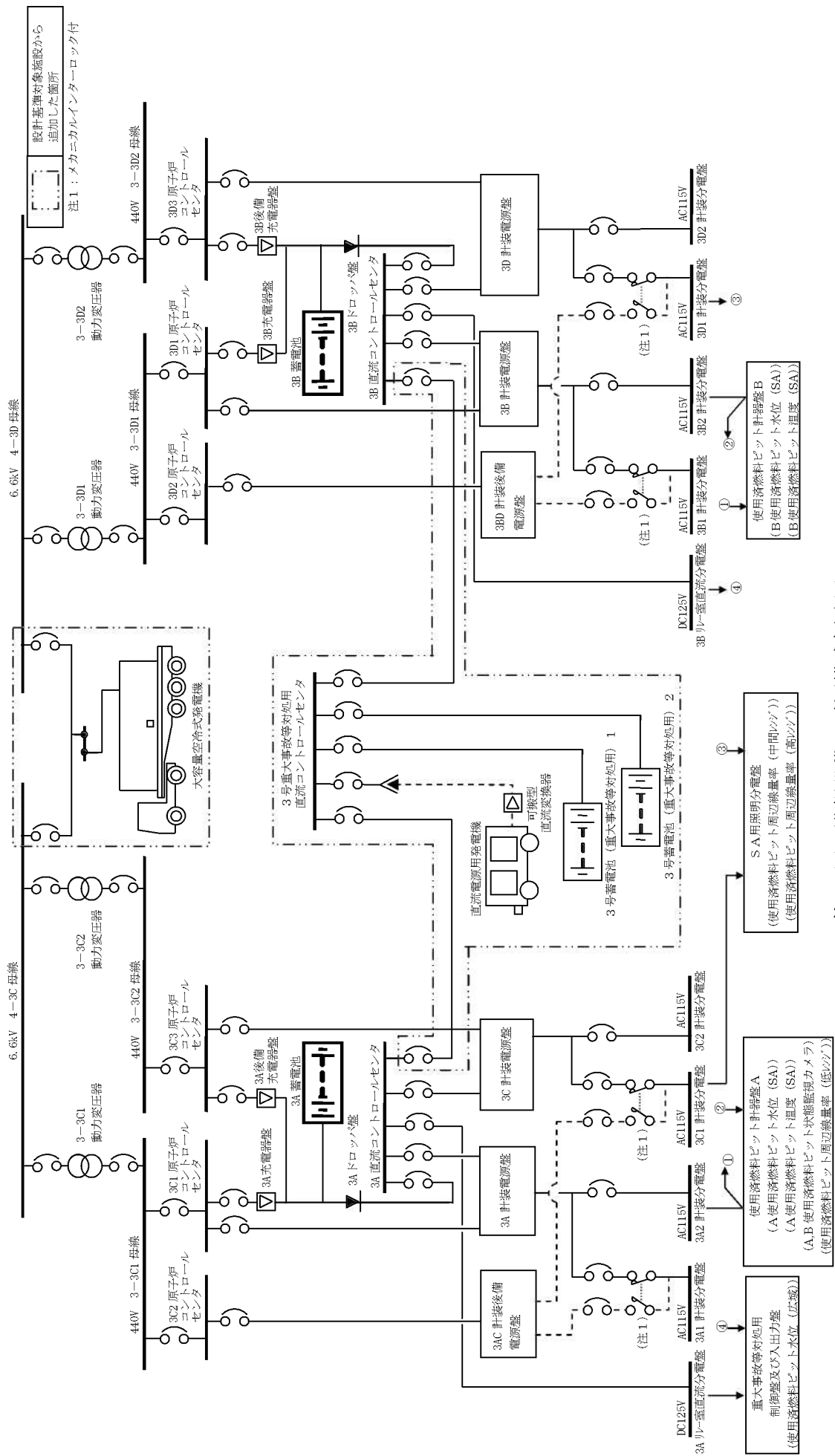


第12図 使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

3. 使用済燃料ピット監視設備の電源構成

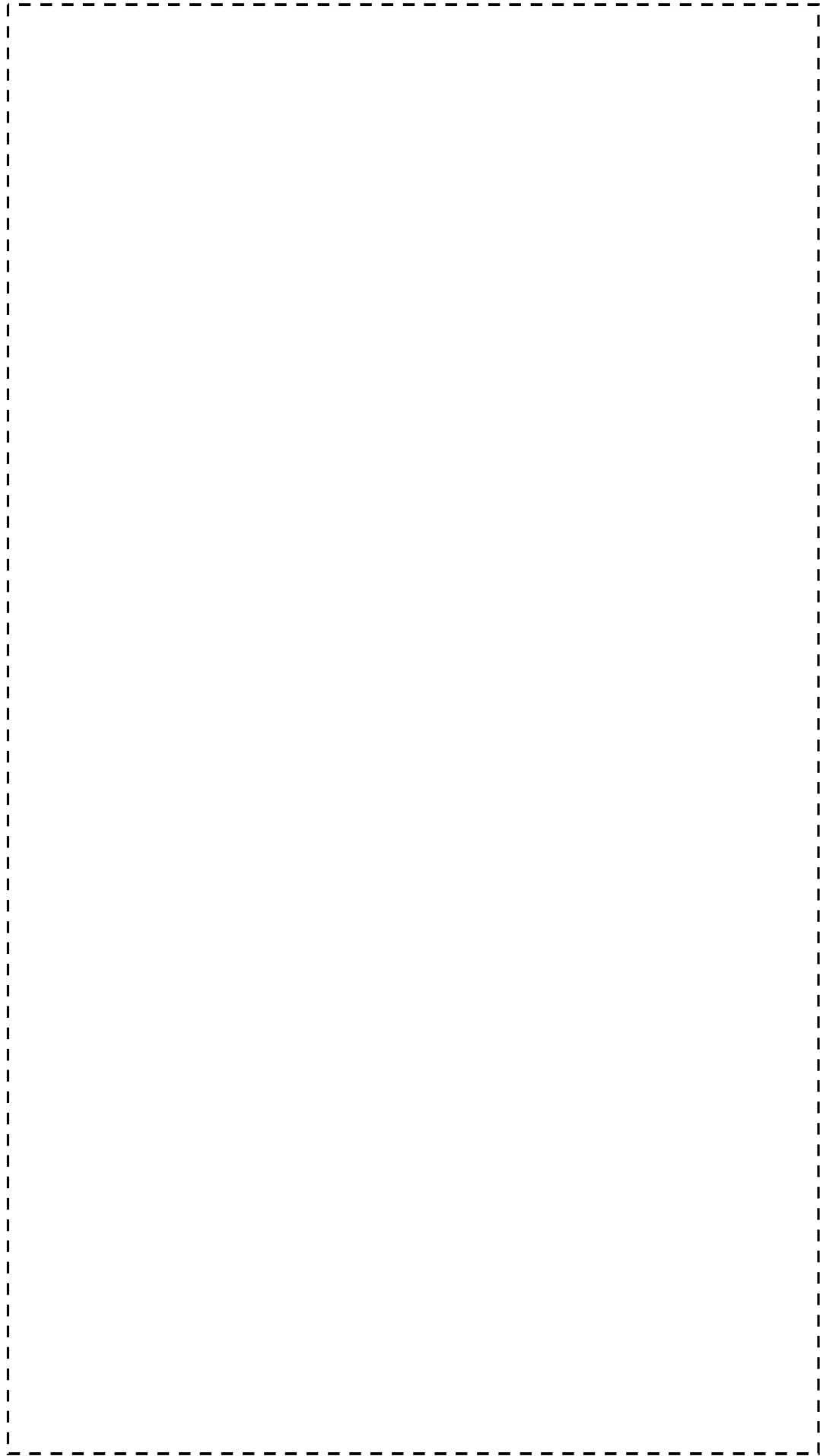
使用済燃料ピットの水位、水温、上部の空間線量率の監視設備及び状態監視カメラは、非常用所内電源から電源供給され、交流または直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源供給が可能である。(第五十四条 解釈第4項) (「第13図 監視設備の電源構成概略図」参照)



第13図 監視設備の電源構成概略図

4. 使用済燃料ピット監視設備の取付場所について

(1) 使用済燃料ピット監視設備の取付場所を第14図に示す。



第14図 使用済燃料ピット監視設備の取付場所

枠囲みの範囲は防護上の観点
から、公開できません。

5. 使用済燃料ピット監視設備の耐震設計の設備分類

(1) 使用済燃料ピット監視設備の耐震設計の設備分類について

使用済燃料ピット監視設備の耐震設計の設備分類を第2表に示す。

第2表 使用済燃料ピット監視設備の耐震設計の設備分類

重大事故等 対処設備	系統機能	重大事故等対処設備が 代替する機能を有する主要な 設計基準事故対処設備等	耐震設計の設備分類
使用済燃料 ピット水位 (SA)	常設設備による 使用済燃料 ピットの状態 監視	—	常設重大事故緩和設備
使用済燃料 ピット温度 (SA)		—	常設重大事故緩和設備
使用済燃料 ピット状態監視 カメラ		—	常設重大事故緩和設備
使用済燃料 ピット水位 (広域)	可搬設備による 使用済燃料 ピットの状態 監視	—	可搬型重大事故等対処設備
使用済燃料ピット 周辺線量率 (低レンジ)		—	可搬型重大事故等対処設備
使用済燃料ピット 周辺線量率 (中間レンジ)		—	可搬型重大事故等対処設備
使用済燃料ピット 周辺線量率 (高レンジ)		—	可搬型重大事故等対処設備

(2) 耐震設計の設備分類の位置付けについて

重大事故等時の使用済燃料ピットの状態監視に使用するパラメータとして、使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット温度（SA）、使用済燃料ピット状態監視カメラ、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（以下「使用済燃料ピット監視設備」という。）を使用する。

これらは、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合（以下「重大事故等時」という。）に使用するものであり、通常時の使用済燃料ピットの状態監視に使用するパラメータ（使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度又は使用済燃料ピットエリアモニタ）の機能喪失により使用するものではない。

従って、使用済燃料ピット監視設備は、重大事故等対処設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備等がないことから、重大事故緩和設備に分類し、そのうち常設のものを常設重大事故緩和設備として基準地震動 S_s に対する耐震性を有する設計とする。

補足説明資料

補足説明資料 1 有効性評価における水位及び線量当量率について

補足説明資料 2 使用済燃料ピット事故時環境下での監視計器の健全性について

補足説明資料 3 使用済燃料ピット周辺線量率による監視について

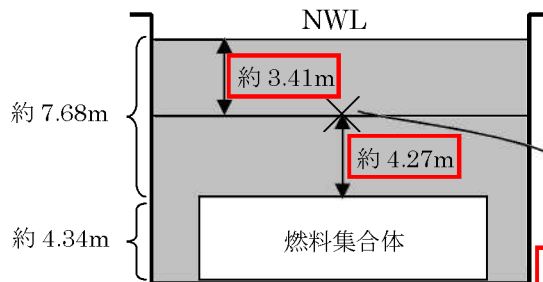
補足説明資料 4 使用済燃料ピット監視設備の線量評価手法等について

補足説明資料 5 使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット周辺線量率の計測装置の設置にかかる作業環境の評価について

有効性評価における水位及び線量当量率について

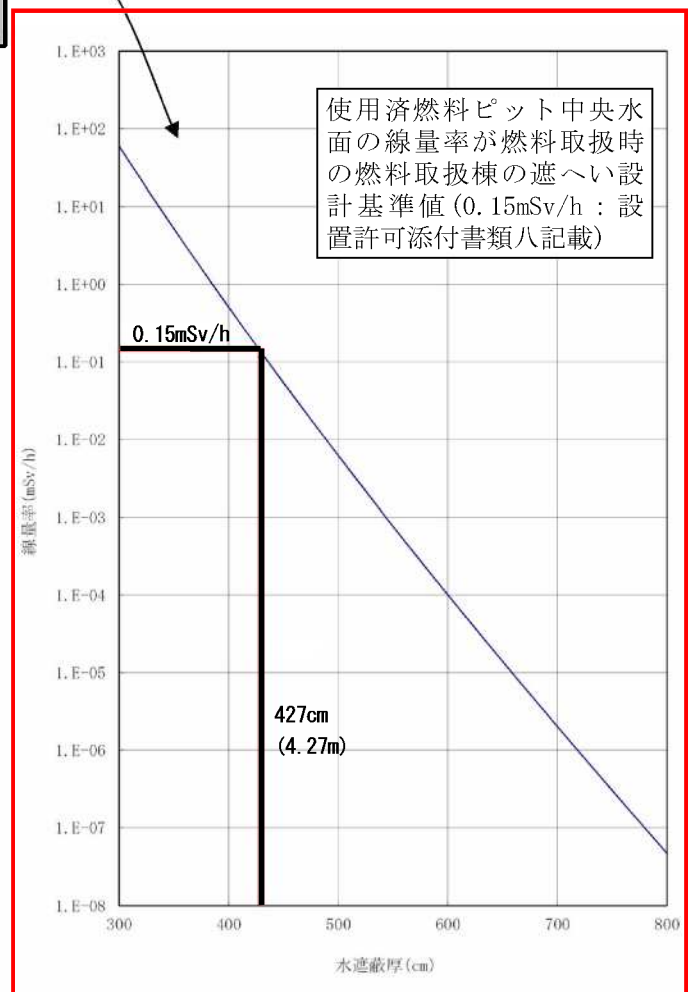
本有効性評価で用いる放射線の遮へいが維持できる水位（遮へい水位）は、使用済燃料ピット中央水面での線量率が燃料取扱棟の燃料取扱時の遮へい設計基準値（0.15mSv/h）を超えない水位として、以下のとおり燃料集合体頂部から約 4.27m（通常水位（NWL）－約 3.41m）とする。

- (1) 使用済燃料ピット保有水高さ
燃料集合体頂部より上の水の高さ＝約 7.68m



- (2) 必要水遮へい厚さ
右記グラフから約 4.27m 以上(注1)

- (3) 放射線の遮へいが維持できる水位
（遮へい水位）
燃料集合体頂部から約 4.27m
（NWL から約 3.41m）



(注1) 水温52℃、燃料有効部からの評価値。

100℃の水を考慮した場合、必要水厚は、約12cm増加するが、本評価では、燃料有効部から [] m 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮へいを考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

補足説明資料 2

使用済燃料ピット事故時環境下での監視計器の健全性について

使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟は空間が大きく※、使用済燃料ピットの冷却機能喪失による蒸散蒸気は、監視計器を取り付けている建屋下部に留まることにはないと考えられる。また、燃料取扱棟は気密性を有する建屋構造となっていないことから、通常、補助建屋換気空調設備により燃料取扱棟内が負圧となるように設計されている。

想定事故1,2の場合、使用済燃料ピット水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下であり、100℃以上）に達することはない。）高湿度の環境での使用も考えられるが、検出器構造及び取付構造により、発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部に接しない構造であることから、監視計器は事故時環境下でも使用可能である。また常設の水位計、温度計については、下表に示す通り防水機能を有していることから、スロッシングによる被水が発生した場合においても健全性が確保される。なお、使用済燃料ピット区域内に設置している使用済燃料ピットモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）の計測装置及び使用済燃料ピット状態監視カメラについては、空気による冷却により耐環境性の向上を図ることとしている。

※燃料取扱棟の大きさ 縦：約68m、横：約25～33m、高さ：約15～23m

1. 耐環境性確認表

仕 様	環境条件 [想定変動範囲]	評価	補 足	総合 評価
水位 電波式水位検出器 (使用済燃料ピット 水位 (SA))	EL.	○	計測範囲は、有効性評価成立性確認結果、想定事故1, 2の水位変動想定範囲内であり問題ない。	○
	温度	○	※1 試験委託にて、℃で機能維持確認済。	
	湿度	○	防水機能（いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造）であり問題ない。	
	放射線	○	計測範囲は、有効性評価成立性確認結果、想定事故1, 2の水位変動想定範囲内であり問題ない。ただし、ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合仕様を超えるためその後は使用済燃料ピット水位（広域）により監視する。	
水位 差圧式水位検出器 (ハブラ式) (使用済燃料ピット 水位 (広域))	EL.	○	計測範囲は、有効性評価成立性確認結果、想定事故1, 2の水位変動想定範囲内であり問題ない。使用済燃料ピット底部近傍まで計測可能。	○
	温度 湿度 放射線	○	使用済燃料ピット区域内の構成材料がステンレス鋼で構成されており問題ない。	

環境条件の放射線の単位 (Sv/h) は、仕様の放射線の単位 (Gy/h) と等価である。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

仕 様	検 査 条 件		環 境 条 件 [想定変動範囲]	評 価	補 足	総 合 評 価	
	検出位置	EL. [] m					
温度	2個	検出位置	EL. [] m	△	<ul style="list-style-type: none"> 水位が計測位置以下となった場合、雰囲気温度を計測するが、状態監視カメラ（赤外線）にて水位表面温度を監視可能である。 出口配管下端高さ (EL. [] m) まで計測可能。 	○	
		計測範囲	0～100℃	○			
		温度	≤95℃ ※2	○			※2 試験委託にて、[]℃で機能維持確認済。
		湿度	100% 【IP67「水中への浸漬に対する保護」】	○			防水機能（規定の圧力、時間での水中に浸漬した場合でも影響を受けない構造）であり問題ない。
		放射線	—	○			構成材料が無機物で構成されており問題ない。
状態監視 ・ 水温	2個	計測範囲	-40～120℃	○	<ul style="list-style-type: none"> 赤外線モニタによる温度計測範囲。 ※3 雰囲気温度100℃の環境での使用も想定し、空気による冷却により、メーカー試験にて機能維持確認した []℃以下まで耐環境性向上を図る設計とする。 ※4 耐環境性向上対策により、冷却空気による保護カバー内は換気されることから問題ない。また、防水機能（いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造）であり問題ない。 	○	
		温度	≤50℃ ※3	○			
		湿度	≤85% ※4 【IP65「噴流水に対する保護」】	○			
		放射線	< [] Gy/h	○			
			～約0.02mSv/h	○			

環境条件の放射線の単位 (Sv/h) は、仕様の放射線の単位 (Gy/h) と等価である。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

仕 様		環 境 条 件 [想定変動範囲]	評 価	補 足	総 合 評 価	
空間 線 量 率	可搬型周辺線量率計 (半導体) (使用済燃料ピット 周辺線量率 (低レンジ))	計測範囲 0.001~99.99mSv/h	○	計測範囲は、低レンジ、中間レンジ及び高レンジ線量率計にて通常水位から燃料集合体が露出に至るまでの空間線量率をオーバーラップして計測できる。	○	
		温 度 ≤40℃ ※5	○			※5 雰囲気温度100℃の環境での使用も想定し、空気による冷却により、メーカー試験にて機能維持確認した10℃以下までで耐環境性向上を図る設計とする。
		湿 度 <90% ※6	○			※6 耐環境性向上対策により、冷却空気による保護カバー内は換気されることから問題ない。
		放 射 線 ≤99.99mSv/h ※7	○			※7 計測範囲仕様の上限値。
	可搬型周辺線量率計 (電離箱) (使用済燃料ピット 周辺線量率 (中間レンジ、 高レンジ))	計測範囲 0.1~10 ⁴ mSv/h 【中間レンジ】 10 ³ ~10 ⁸ mSv/h 【高レンジ】	○	計測範囲は、低レンジ、中間レンジ及び高レンジ線量率計にて通常水位から燃料集合体が露出に至るまでの空間線量率をオーバーラップして計測できる。		
		温 度 □℃ ※8	○	※8 PWR 電力共同研究にてIEEE323に準拠した事故時耐環境模擬試験の試験条件値。		
		湿 度 □% ※8	○	※9 環境条件の空間線量率が7日間継続した場合の積算線量を示す。燃料露出状態での空間線量率が7日間継続した場合の積算線量は以下のとおり。 3号炉：約1.4×10 ⁶ Gy		
		放 射 線 □Gy ※8	○			

環境条件の放射線の単位 (Sv) は、仕様の放射線の単位 (Gy) と等価である。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

2. 使用済燃料ピット周辺線量率（中間及び高レンジ）検出器の耐環境性について

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ及び高レンジ）の計測装置には、格納容器内高レンジエリアモニタにて使用している電離箱検出器（事故時監視計器）を採用することから、格納容器内高レンジエリアモニタ検出器の耐環境試験を基に評価を行った。

(1) 格納容器内高レンジエリアモニタ検出器の耐環境性について

格納容器内の検出器は、PWR 電力共同研究にて IEEE323 に準拠した事故時耐環境模擬試験を行い、そのうち格納容器内高レンジエリアモニタは、圧力が []MPa (gage)、温度が []°C、放射線量が []Gy の環境下においても健全性が確保できることを確認している。

パラメータ名	計器仕様	耐環境試験条件	評価
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】	計測範囲： $10^3 \sim 10^8$ mSv/h 検出器種類：電離箱	耐環境性試験温度： []°C 耐環境性試験圧力： []MPa (gage)	耐環境試験において、蒸気スプレーと放射線照射を行い、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認している。
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】	計測範囲： $10^2 \sim 10^7$ μ Sv/h 【 $0.1 \sim 10^4$ mSv/h】 検出器種類：電離箱	耐環境性試験放射線： []Gy (IEEE323 に準拠した耐環境試験)	

(2) 使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ及び高レンジ）検出器の健全性評価

使用済燃料ピット水位の異常な低下を考慮して、ピット内の燃料が露出した場合でも放射線を除く環境は格納容器内の事故環境よりも十分低く、又、放射線についても燃料露出状態での空間線量が7日間継続した場合を想定しても検出器の耐放射線量はそれ以上であることから、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ及び高レンジ）検出器の健全性に問題はない。

燃料露出時の空間線量	7日間積算線量	耐放射線量	評価
約 9×10^6 mGy/h	約 1.4×10^6 Gy	[]Gy	○

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

3. 事故時耐環境性試験における条件

(1) IEEE323 に準拠した事故時耐環境模擬試験 (PWR 電力共同研究)。

a. 事故時放射線照射試験

[] Gy

b. 事故時耐環境試験 (温度、圧力) プロファイル



[枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。]

使用済燃料ピット周辺線量率による監視について

使用済燃料ピット周辺線量率は、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。



図1 貯蔵中の使用済燃料からの線量率分布評価点

枠囲みの範囲は防護上の観点から、公開できません。

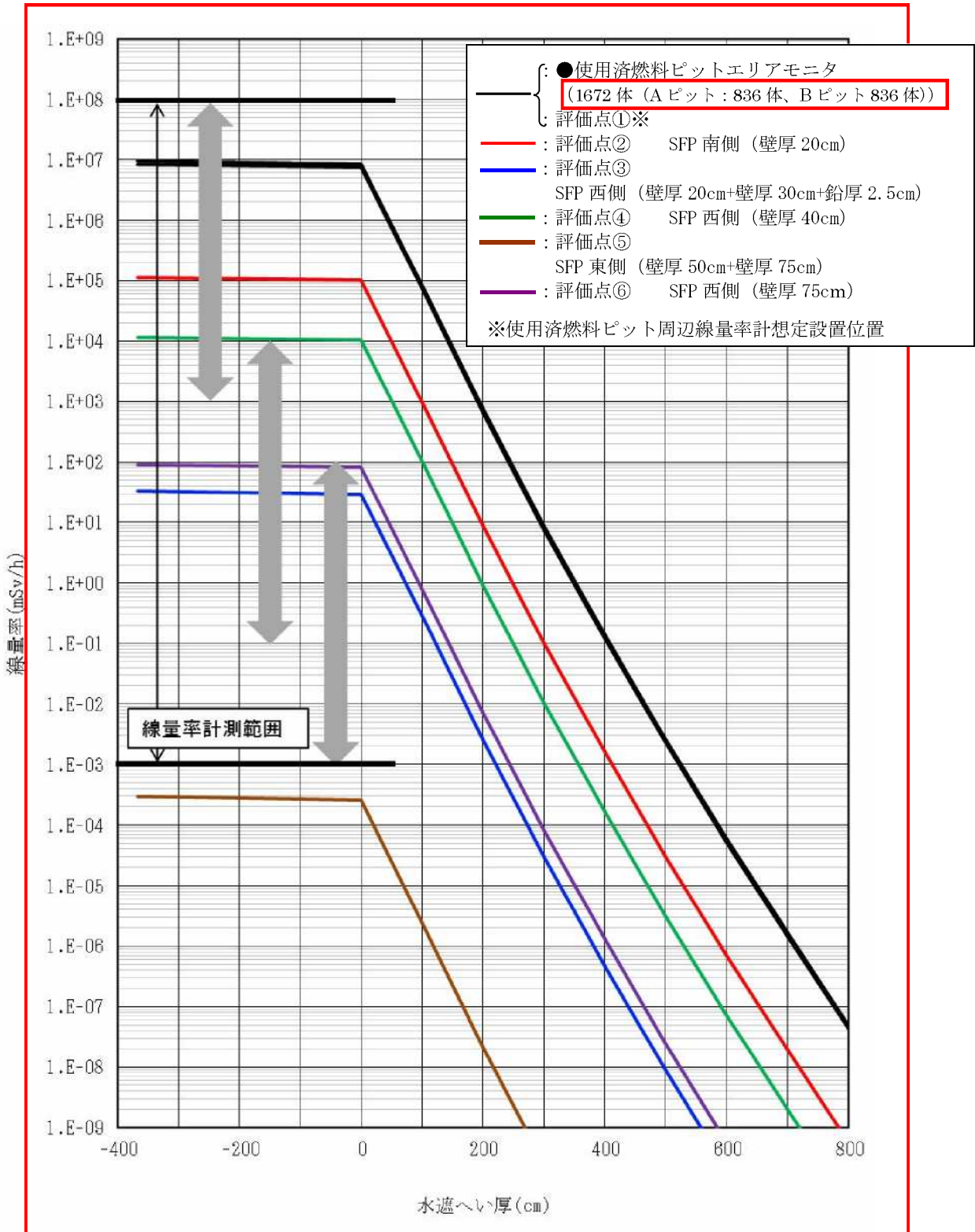


図3 貯蔵中の使用済燃料からの線量率分布

使用済燃料ピット監視設備の線量評価手法等について

1. 評価手法

使用済燃料ピット（以下「SFP」という。）監視設備の位置関係については、以降の図に示す通り、既設エリアモニタ、SFP 水位（SA）、SFP 状態監視カメラ及び SFP 周辺線量率（低、中間、高レンジ）は使用済燃料を直視している。

評価モデルとしては、SFP 有効性評価と同様にそれぞれ、使用済燃料 1 体からの SFP 上方向の距離減衰を評価し、1 体の線量率に貯蔵体数を乗じる。

なお、線源強度は、工事計画認可書の生体遮へい装置用の計算に用いている原子炉停止後 100 時間の線源強度を使用する。

表 1 SFP 外側エリアまでの距離

(単位：m)

		使用済燃料上部ノズルから O/F までの距離	SFP 端からの立体距離	合計
3 号炉	SFP 水位 (SA)	8.11	0.56 ^(注1)	8.67
	SFP エリアモニタ	↑	2.88 ^(注3)	10.99
	SFP 周辺線量率 (低レンジ)	↑	2.88	10.99
	SFP 周辺線量率 (中間レンジ)	↑	3.61	11.72
	SFP 周辺線量率 (高レンジ)	↑	3.61	11.72
	3A SFP 状態監視カメラ	↑	7.39 ^(注2)	15.5
	3B SFP 状態監視カメラ	↑	7.39 ^(注2)	15.5

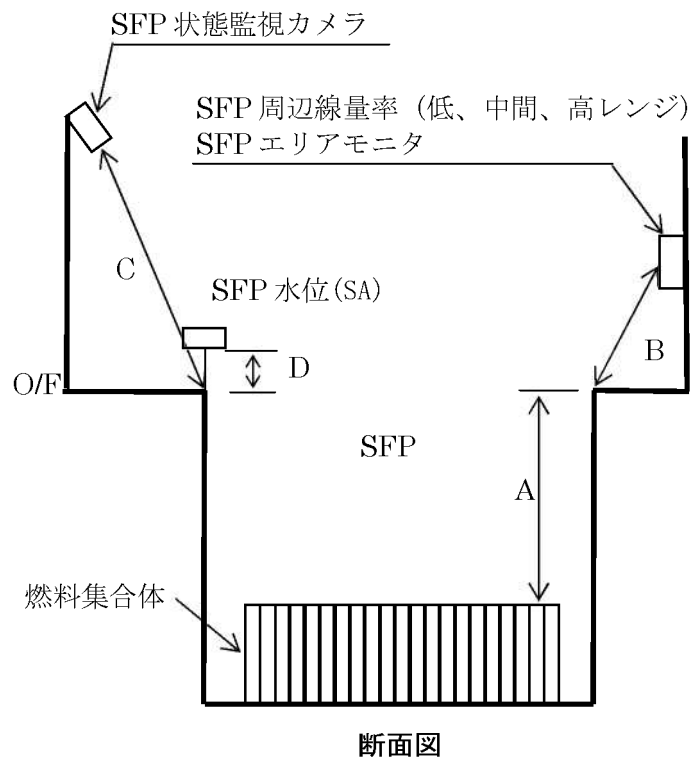
(注 1) 4 号炉の SFP 水位計の距離で保守側に代表 (4 号炉水位計の方が設置 EL が低く SFP に近い)

(注 2) 3B SFP 状態監視カメラの距離で保守側に代表 (状態監視カメラ中 3B 状態監視カメラが SFP に近い)

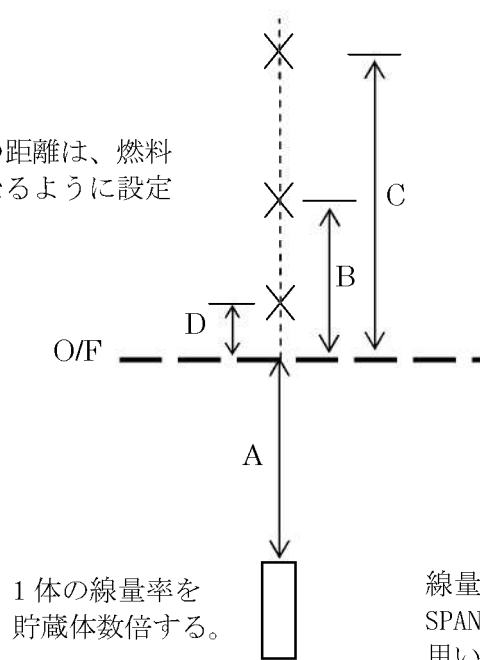
(注 3) 3 号炉の SFP エリアモニタの距離で保守側に代表 (3 号炉 SFP エリアモニタの方が設置 EL が低く SFP に近い)

表 2 SFP 貯蔵容量 (体数)

	3 号炉
Aピット	836
Bピット	836



評価点までの距離は、燃料
から最短となるように設定
している。



B, C, D : 直視のモデル

2. 評価結果

SFP監視設備（SFP水位計(SA)、SFPエリアモニタ、SFP周辺線量率（低、中間、高レンジ）、SFP状態監視カメラ）の線量評価結果は以下のとおりである。

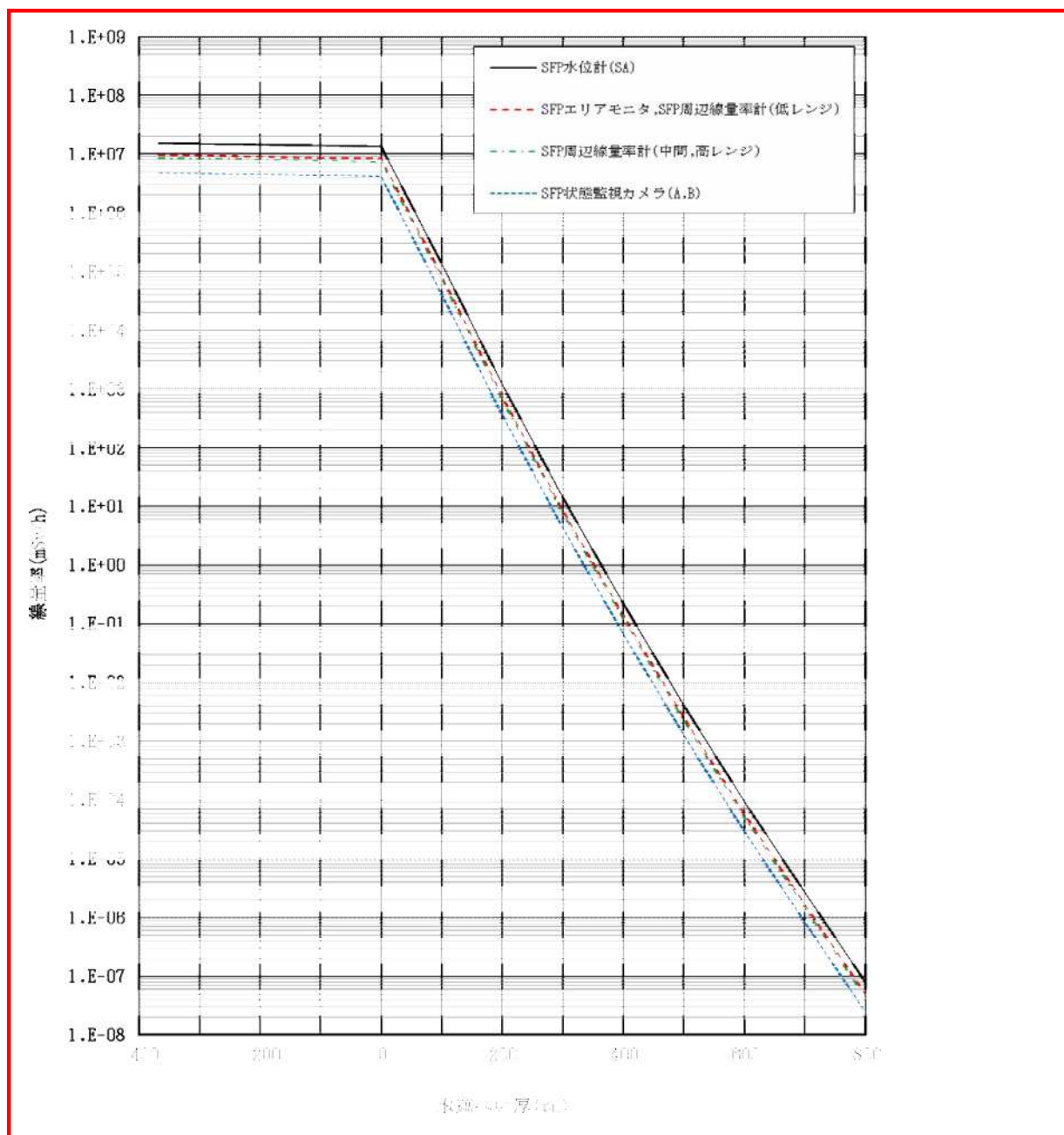


図1 SFP貯蔵中の使用済燃料からの線量率分布

使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット周辺線量率の
計測装置の設置にかかる作業環境の評価について

可搬型設備である、使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ、中間レンジ及び高レンジ）を設置するに当たり、作業環境が維持されている必要がある。

ここでは、使用済燃料ピットの水位低下に伴う放射線環境と温度環境の評価を行う。

1. 放射線評価

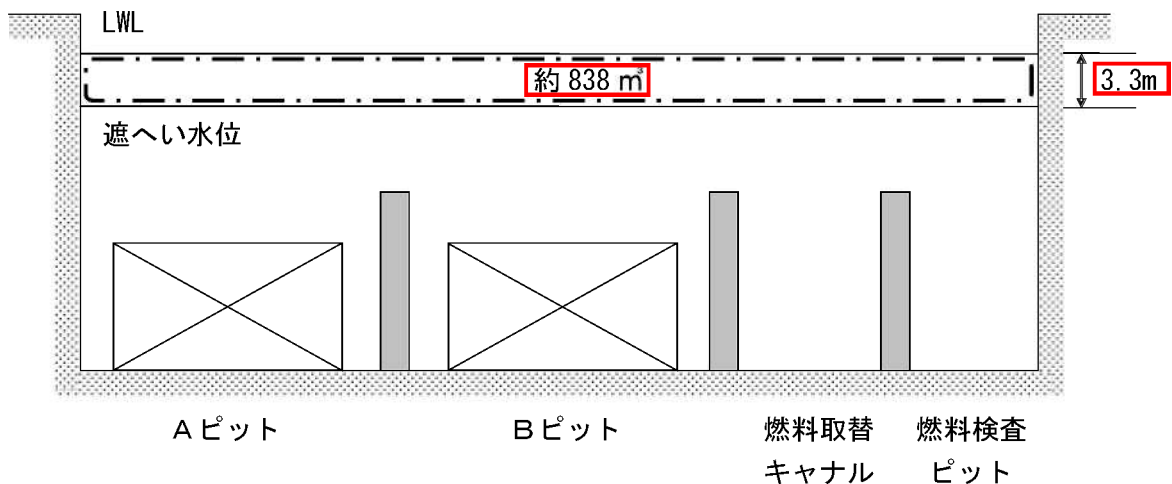
(1) 前提条件

放射線の遮へいが維持できる最低水位（以下「遮へい水位」という。）としては、SFP 中央水面での線量率が燃料取扱棟の燃料取扱時の遮へい設計基準値（ 0.15mSv/h ）を超えない水位として、3号炉は燃料集合体頂部から約 4.27m （LWL から 3.3m ）とし、本水位までの低下時間を評価する。

使用済燃料ピットからの漏えい量は、大規模損壊で想定する [] の漏えいを想定する。

(2) 評価結果

低水位から -3.3m までの水量は約 838m^3 であることから、漏えいによる水位低下時間は、 [] となる。



[] 枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

2. 温度評価

a. 前提条件

- SFP に貯蔵される使用済燃料の崩壊熱は、審査ガイドに基づき、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と、過去に取出された燃料を合わせて、SFP 貯蔵容量満杯に保管された状態を想定する。
- SFP 崩壊熱として、燃料取出中の条件に基づき評価を行うことから、SFP に隣接するピットの接続状態としても、燃料取出中のピットの状態に基づき設定する。なお、温度評価については、SFP 保有水が沸騰するまでの時間を厳しく評価する観点からA、Bピットのみを考慮して評価する。
- 評価に用いた SFP の崩壊熱は表 1 のとおり。
- 事故発生直前の SFP 水温（SFP 初期水温）は、燃料取出期間中の SFP 水温の実測値を踏まえ、当該期間中の標準的な温度として 40℃と設定する。
- SFP 崩壊熱は、全て、SFP 保有水のエンタルピ増加に寄与するものと仮定する。即ち、SFP 崩壊熱は、SFP 保有水の蒸発に伴う潜熱としてのみ SFP から除去され、放熱等による除熱効果は無視する。
- 温度上昇評価はA、Bピット合計の崩壊熱によるA、Bピット合計の水量の水温上昇とし、燃料取替チャンネルとの熱交換はないものとする。
- ピットの水量は遮へい水位まで低下した状態（約 1,685m³）で温度上昇するものとする。
- 漏えい開始と同時に使用済燃料ピットの冷却機能が喪失し、ピット水の温度が 40℃ → 100℃に上昇するまでの（沸騰するまでの）時間を評価する。

表 1 評価に用いた SFP 崩壊熱（3号炉）

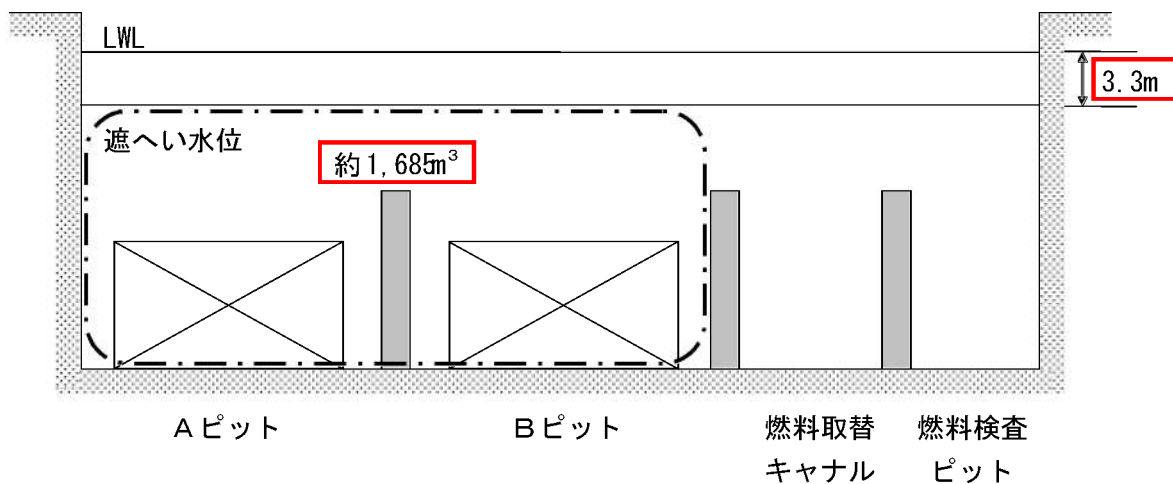
	貯蔵体数	崩壊熱
A、Bピット合計	1,713 体*	12.464MW

※1/3 炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

b. 評価結果

$$\begin{aligned}
 \text{(3号炉)} \\
 \text{沸騰までの時間[h]} &= \frac{1684.5[\text{m}^3] \times 958[\text{kg/m}^3] \times (419.1[\text{KJ/kg}] - 167.5[\text{KJ/kg}])}{12.464[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600} \\
 &= 9.04 \text{ h} \rightarrow \text{約 9 時間}
 \end{aligned}$$

ピットの水量が遮へい水位まで低下した状態で使用済燃料ピットの冷却機能が喪失し、ピット水の温度が 40℃ → 100℃に上昇するまでの時間は、約 9 時間となる。



3. 作業の成立性

使用済燃料ピット水位（広域）の設置作業にかかる時間は、訓練実績を踏まえて約 90 分（約 1 時間 30 分）である。

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
手順の項目	要員(数)																	約 1 時間 30 分 重大事故等時の使用済燃料ピットの状態監視開始	
重大事故等時の使用済燃料ピットの状態監視	係員対応要員	1	可搬型記録計及び計測装置設置		使用済燃料ピット周辺線量率計設置				使用済燃料ピット水位計(広域)設置										
		2	冷却空気供給システム等の運搬、設置																

このことから、作業環境に影響を及ぼす SFP の水位低下時間及び温度上昇時間よりも十分に小さいため、作業の成立性に問題はない。

以上

54-2 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価

玄海3号炉大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価

(1) 評価方針

使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生した場合、可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）により、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料ピット全面にスプレーを実施し、ラック及び燃料体等を冷却する。

大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価は、可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）にて、ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレーや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。ここでは、使用済燃料ピット内に燃料が満たされた場合の未臨界性評価結果を示すことにより、大規模漏えい時においても臨界を防止できる燃料配置の成立性を確認する。なお、使用済燃料ピット内の燃料の移動に際しては、未臨界であることをあらかじめ確認している条件（燃料タイプ及び配置）に基づき移動することを保安規定に定めて、臨界を防止できるよう管理する。詳細は、添付資料1「領域管理の設定に対する考え方」に示す。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コード KENO-VI を内蔵した SCALE Ver.6.0 を使用した。その計算フローを第1図に示す。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

(2) 計算方法

a. 計算体系

計算体系は垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。貯蔵する燃料は、各領域で貯蔵可能な最も反応度の高い燃料を当該領域の全てのラックへ貯蔵することを想定し、評価対象ピットは、最も貯蔵容量の大きい A-1 ピット (B-1 ピットの貯蔵容量と同数で 420 体) とする。また、垂直方向は上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000mm のコンクリートとして評価する。

水平方向はピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、垂直方向上部と同様に 300 mm の水反射と仮定する。

未臨界性評価の計算体系を、第2図、第3図及び第4図に示す。

b. 計算条件

評価の計算条件は以下のとおりである。

- (a) 燃料は全て新燃料として評価する。
- (b) ウラン新燃料の濃縮度は、約 4.10wt%に濃縮度公差を見込み [] wt%とする。なお、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットは共用化により玄海 4 号炉の 17×17 型ウラン燃料も貯蔵される。
- (c) MOX 新燃料は核分裂性プルトニウム割合が約 68wt%となる代表組成を想定する。この場合、約 4.1wt%濃縮ウラン相当となる MOX 燃料のプルトニウム含有率は約 9wt%であるが、燃料材最大 Pu 含有率 13wt%に余裕を見込み 14wt%とする。さらに、 ^{241}Pu から ^{241}Am への壊変は無視し、 ^{241}Am についてはすべて ^{241}Pu とする。
- (d) 燃料タイプ（ウラン燃料、MOX 燃料）に応じて使用済燃料ピット内を 2 つの領域にわけ、それぞれの領域でウラン燃料及び MOX 燃料を貯蔵することを想定する。
- (e) 燃料有効長は、公称値 3,648mm から延長し、3,660mm とする。
- (f) 使用済燃料ラックセルの材料であるボロン添加ステンレス鋼のボロン添加量は公差の下限值である 0.95wt%とする。
- (g) 使用済燃料ラックの厚さは中性子吸収効果を少なくするため、下限値の [] mm とする。
- (h) 使用済燃料ピット内の水は純水とし、残存しているほう素は考慮しない。

領域設定の考え方については、添付資料 1 「領域管理の設定に対する考え方」に示す。また、以下の計算条件は公称値を使用し、正負の製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するもの（以下「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。）である。なお、製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には、ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。

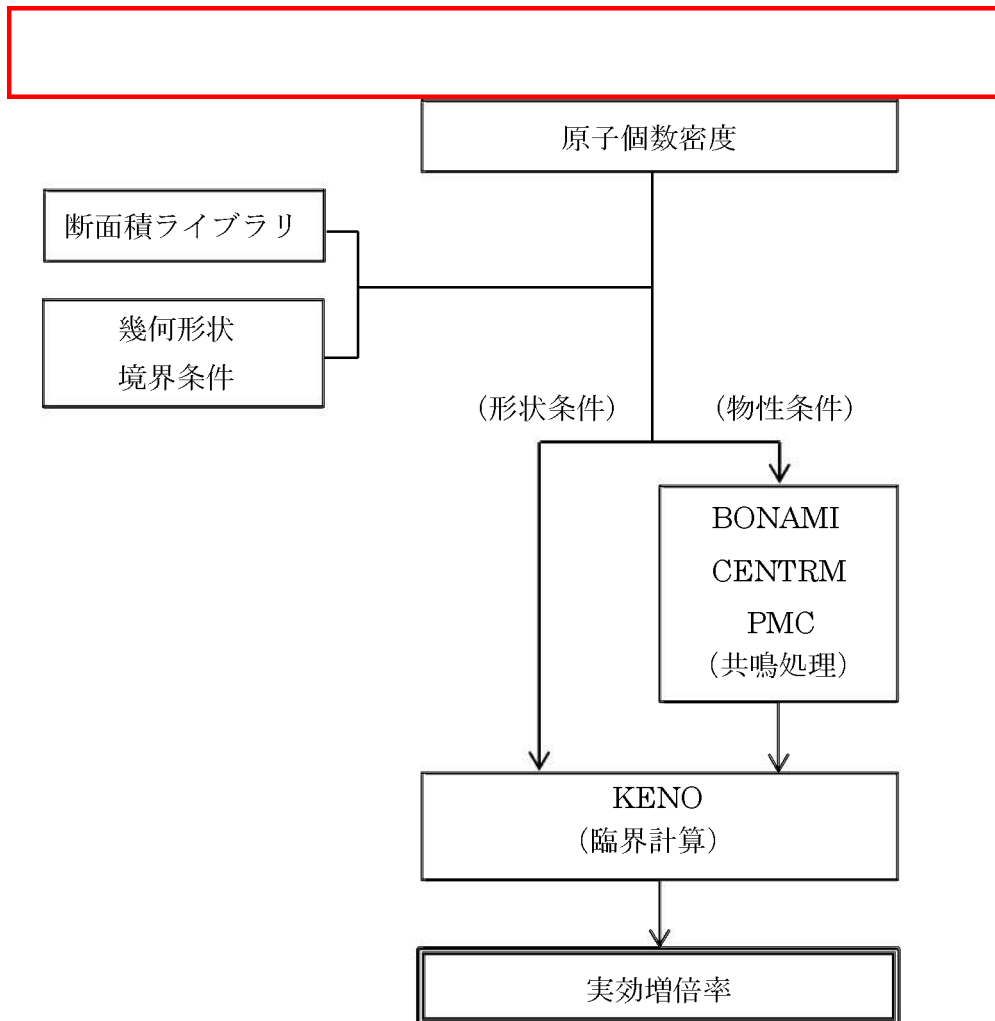
- (i) ラックの中心間距離
- (j) ラックの内径
- (k) ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）
- (l) 燃料材の直径及び密度
- (m) 燃料被覆材の内径及び外径
- (n) 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

本計算における基本計算条件を第 1 表、第 2 表及び第 3 表に、不確定性評価の考え方及び評価結果について添付資料 2 に示す。

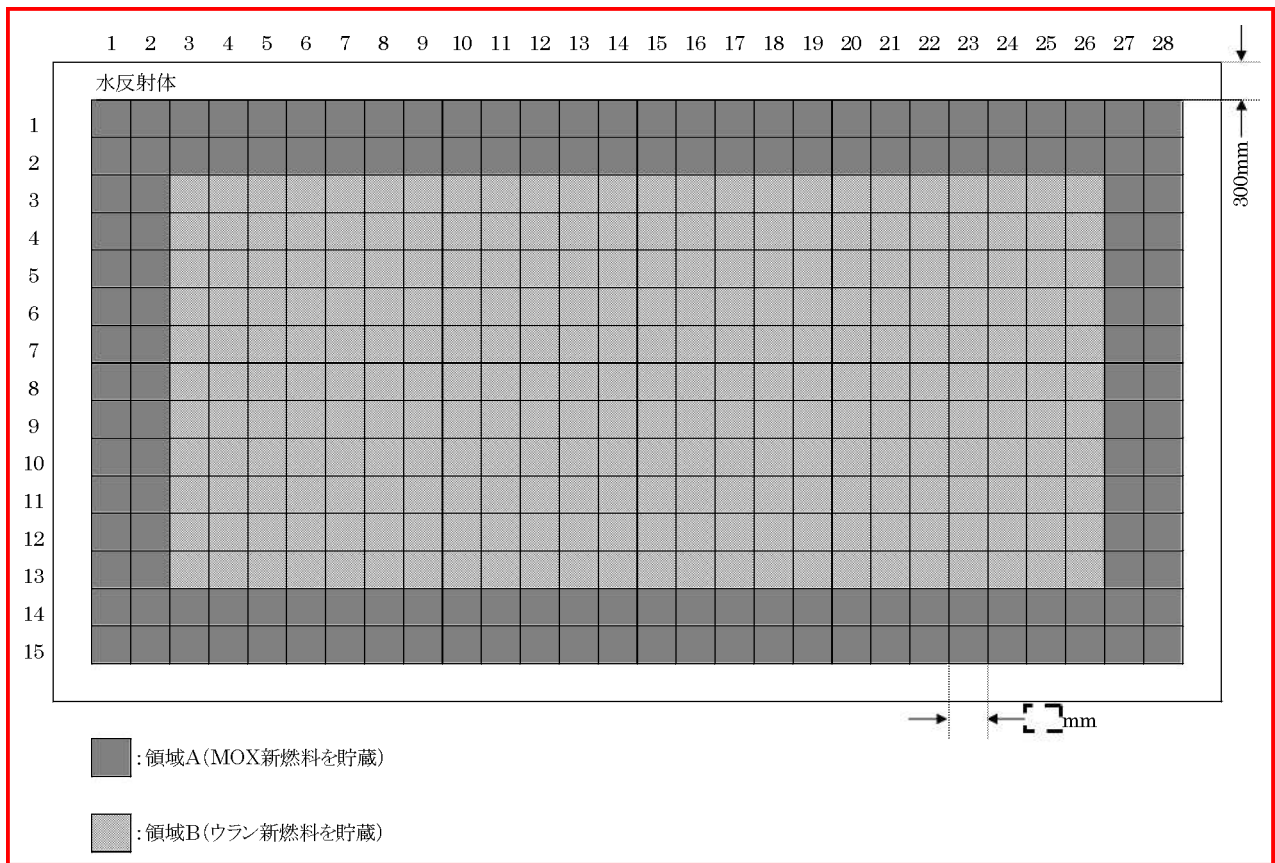
枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

(3) 計算結果

使用済燃料ピットの未臨界性評価結果を第4表に示す。第6図のとおり、純水冠水状態から水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する。実効増倍率は最も厳しくなる純水冠水状態で0.9144となり、これに不確定性0.0181を考慮しても0.933となり、実効増倍率0.98以下を満足している。

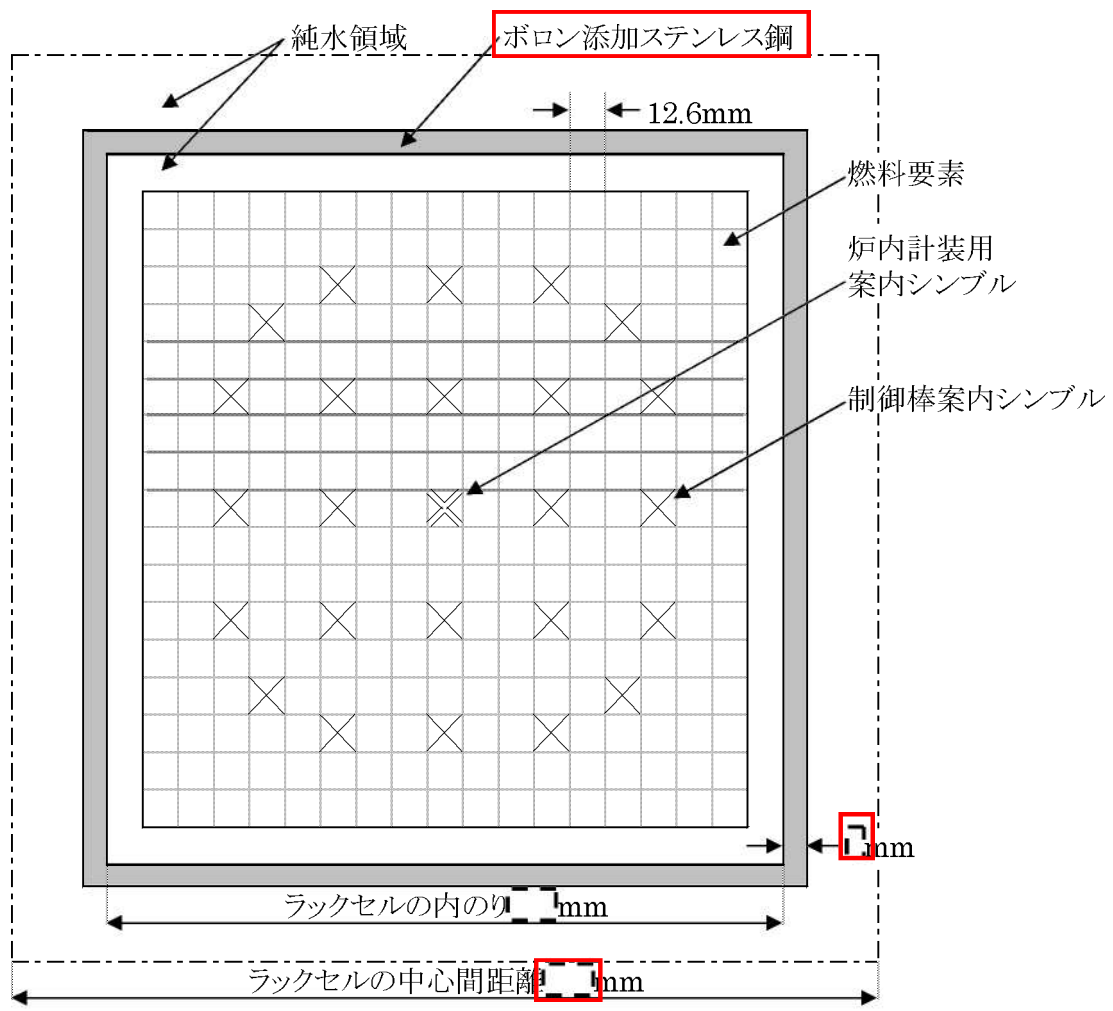


第1図 計算フロー



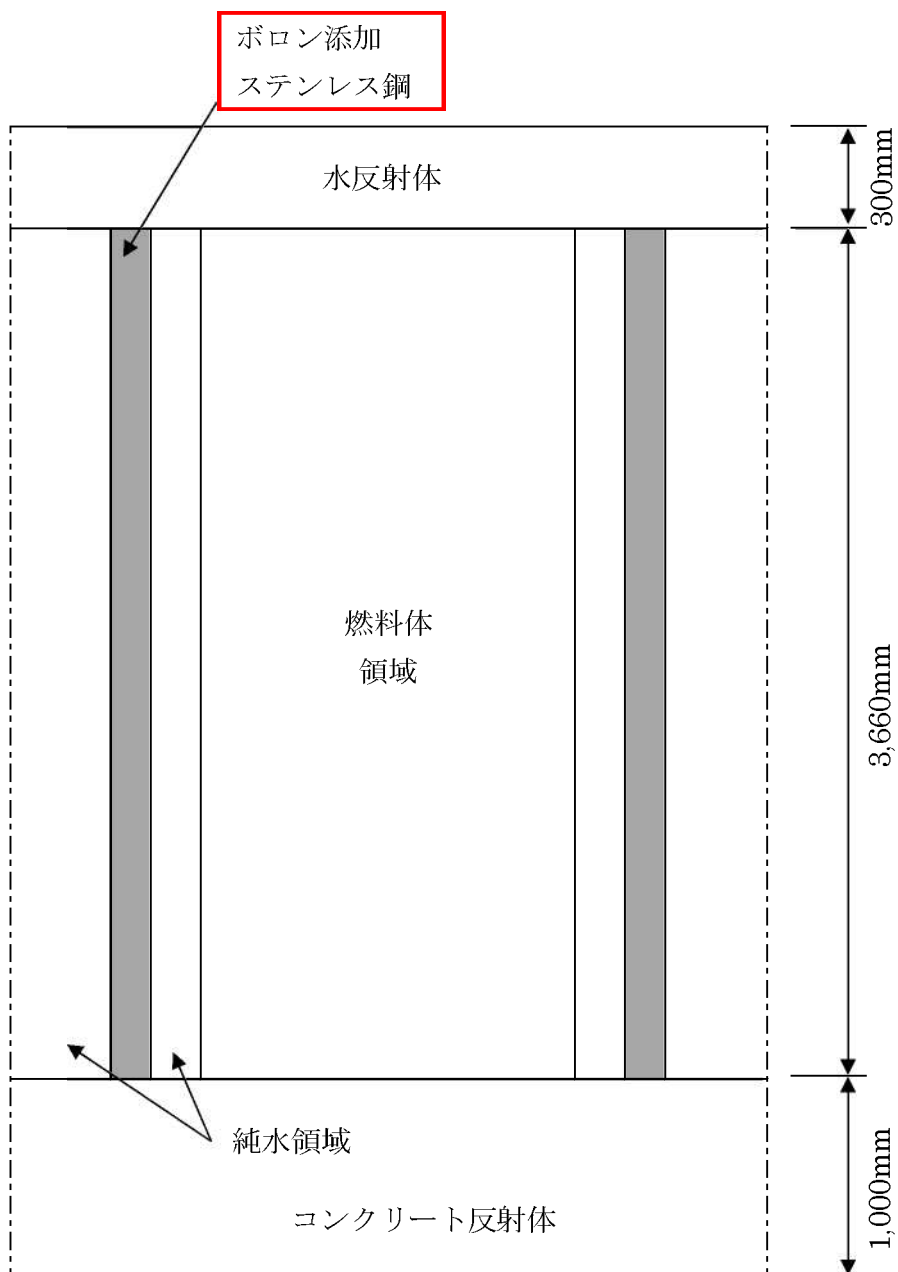
第2図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系
 (水平方向、**A-1**ピット全体)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
 のため、公開できません。



第3図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系
(水平方向、燃料体部拡大)

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第4図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系（垂直方向）

第 1 表 未臨界性評価の基本計算条件（ウラン燃料仕様）

	計算条件	備 考
燃料体	17×17 型ウラン燃料	—
²³⁵ U 濃縮度	4.10wt%	4.10wt%に濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	理論密度の 95%	(注)
燃料材直径	8.19mm	(注)
燃料被覆材	内径	8.36mm
	外径	9.50mm
燃料要素中心間隔	12.6mm	(注)
燃料有効長	3,660 mm	公称値 3,648mm を延長
貯蔵領域	領域 B	新燃料

(注) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第 2 表 未臨界性評価の基本計算条件 (MOX 燃料仕様^(注1))

		計算条件	備 考
燃料体		17×17 型 MOX 燃料	—
Pu 組成		代表組成	下表のとおり
Pu 含有率		14 wt%	(注 2)
貯蔵領域	領域 A	新燃料	—

(注 1) 燃料材密度、燃料材直径、燃料被覆材内径・外径、燃料要素中心間隔、燃料有効長については、第 1 表に記載のウラン燃料仕様と同様

(注 2) 代表組成を用いた場合の Pu 含有率約 9wt% (約 4.1wt%濃縮度ウラン相当) に対し、Pu 含有率に余裕を含め設定

代表組成

Pu 組成(wt%)					
²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	²⁴¹ Am
1.9	57.5	23.3	10.0 (11.9)	5.4	1.9 (0)

()内は未臨界性評価に用いた値

第3表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の基本計算条件(ピット仕様等)

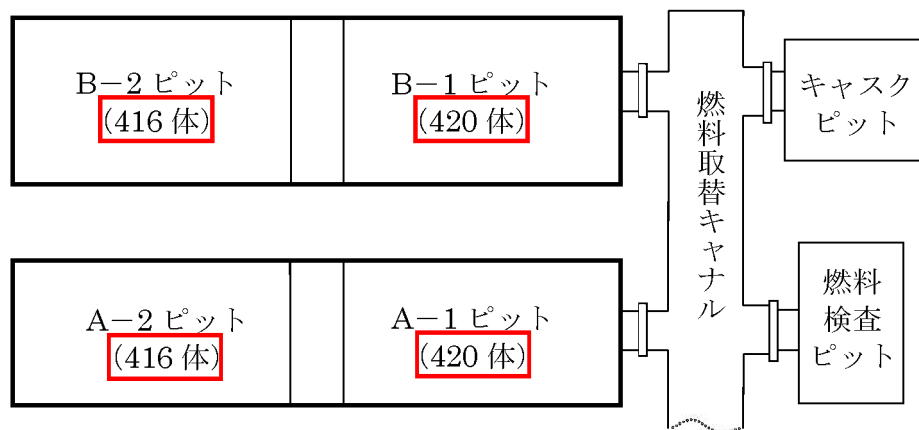
	計算条件	備考
使用済燃料ピット内の水分条件	純水	残存しているほう素は考慮しない
水密度	0.0~1.0g/cm ³	—
ラックタイプ	キャン型	—
ラックの中心間距離	□□mm	(注)
材 料	ボロン添加ステンレス鋼	—
厚 さ	□mm	中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用
内のり	□□mm×□□mm	(注)

(注) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

第4表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価結果

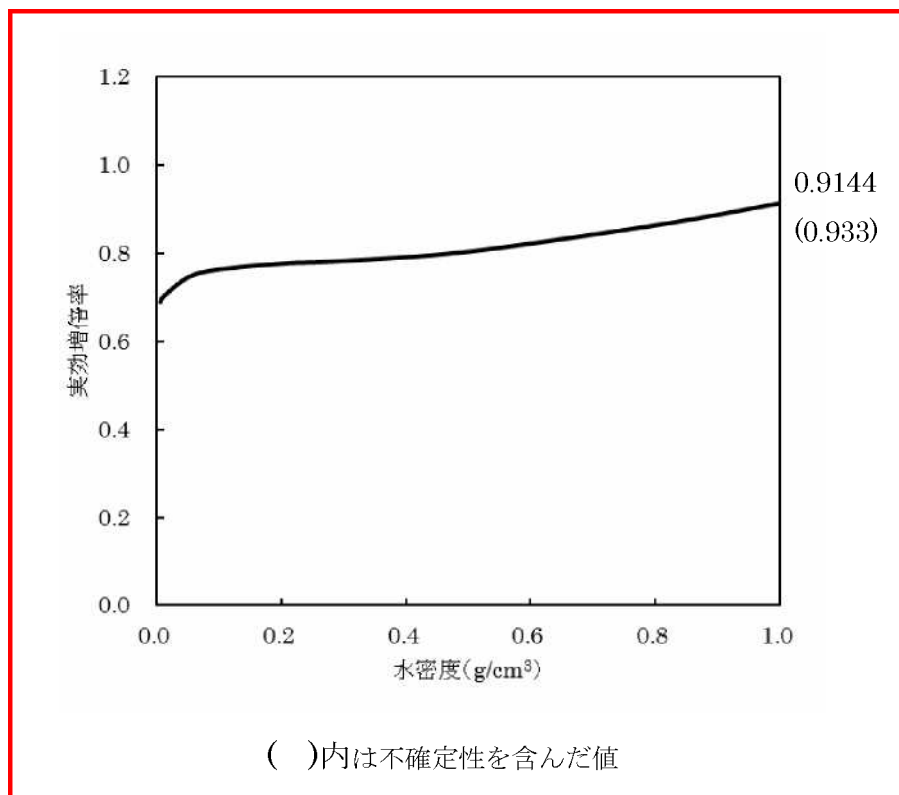
	評価結果 ^(注)	評価基準
実効増倍率	0.933 (0.9144)	≤0.98

(注) 不確定性を含む。()内は不確定性を含まない値。



第5図 使用済燃料ピット配置図

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第6図 実効増倍率と水密度の関係

領域管理の設定に対する考え方

玄海 3 号炉使用済燃料ピットでは、大規模漏えい時の未臨界性評価に用いた解析体系（以下「本体系」という。）に基づき設定した領域に従い、燃料タイプ^①に応じて貯蔵する燃料を管理することとしている。領域別の貯蔵可能な燃料体条件を第 1-1 図に示す。本資料では、領域管理による燃料運用の成立性について説明する。

(1) 本体系における領域設定の考え方及び燃料タイプ^①の考え方

a. 領域設定の考え方

大規模漏えいが発生した場合の使用済燃料ピットへのスプレイ及び水蒸気の雰囲気を考慮し、いかなる一様な水密度範囲（ $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ ）においても臨界を防止するために、使用済燃料ピット内に領域を設定し、第 1-1 表で分類される燃料の条件（燃料タイプ^①）ごとに貯蔵する燃料を管理する。未臨界性評価は、当該領域に貯蔵可能な最も反応度が高い燃料が、当該領域の全てのラックに貯蔵されると想定して実施しており、実運用における燃料貯蔵状態を包絡した評価となる。領域の設定は、使用済燃料ピット内での燃料運用を簡便化することを目的として、以下の方針で検討を実施している。

方針 1：領域の数を可能な限り少なくする。

方針 2：領域毎に燃料の条件に応じた貯蔵容量を確保する。

上記の方針 1 に従い、MOX 燃料又はウラン燃料（初装荷ウラン燃料及び取替ウラン燃料をいう。以下同じ。）を貯蔵できる領域 A（616 体）、ウラン燃料を貯蔵できる領域 B（1056 体）の 2 領域を設定する。領域 A,B の方針 2 への適合性は以下のとおりである。

領域 A には 616 体貯蔵可能であり、炉心から取り出した 193 体全てを貯蔵することも可能である。

MOX 燃料は領域 A に貯蔵されるが、MOX 燃料平衡炉心における MOX 燃料の装荷体数は 193 体の内、48 体（新燃料 16 体、1Cy 照射燃料 16 体、2Cy 照射燃料 16 体）であり、玄海 3 号炉第 15 サイクル装荷前の時点で保有している MOX 燃料 36 体に 15Cy 分程度（ $16\text{体}\times 15\text{Cy}=240\text{体}$ ）を加えた計 276 体の MOX 燃料の貯蔵を貯蔵することも可能である。

領域 B は 1056 体貯蔵可能であり、領域 A,B 両方に貯蔵可能なウラン燃料を優先的に領域 B に貯蔵することで、領域 A の貯蔵容量を確保することが可能である。

b. 領域 A における燃料タイプの考え方

本体系では、領域 A を全て MOX 新燃料として評価しているが、領域 A を全てウラン燃料のうち最も反応度の高い取替ウラン新燃料 (0GWd/t) として評価した場合の実効増倍率は第 1-2 表に示すとおり **0.9140** となり、本体系での実効増倍率 **0.9144** より低くなる。よって、領域 A を全て MOX 新燃料として評価することは妥当であり、領域 A には第 1-1 表で分類した全ての燃料を貯蔵可能である。



第 1-1 表 玄海 3 号炉使用済燃料ピットで管理される燃料の分類

分 類	
MOX 燃料	
取替ウラン燃料	初期濃縮度約 4.1wt%
初装荷ウラン燃料	初期濃縮度約 2.0wt%
初装荷ウラン燃料	初期濃縮度約 3.5wt%

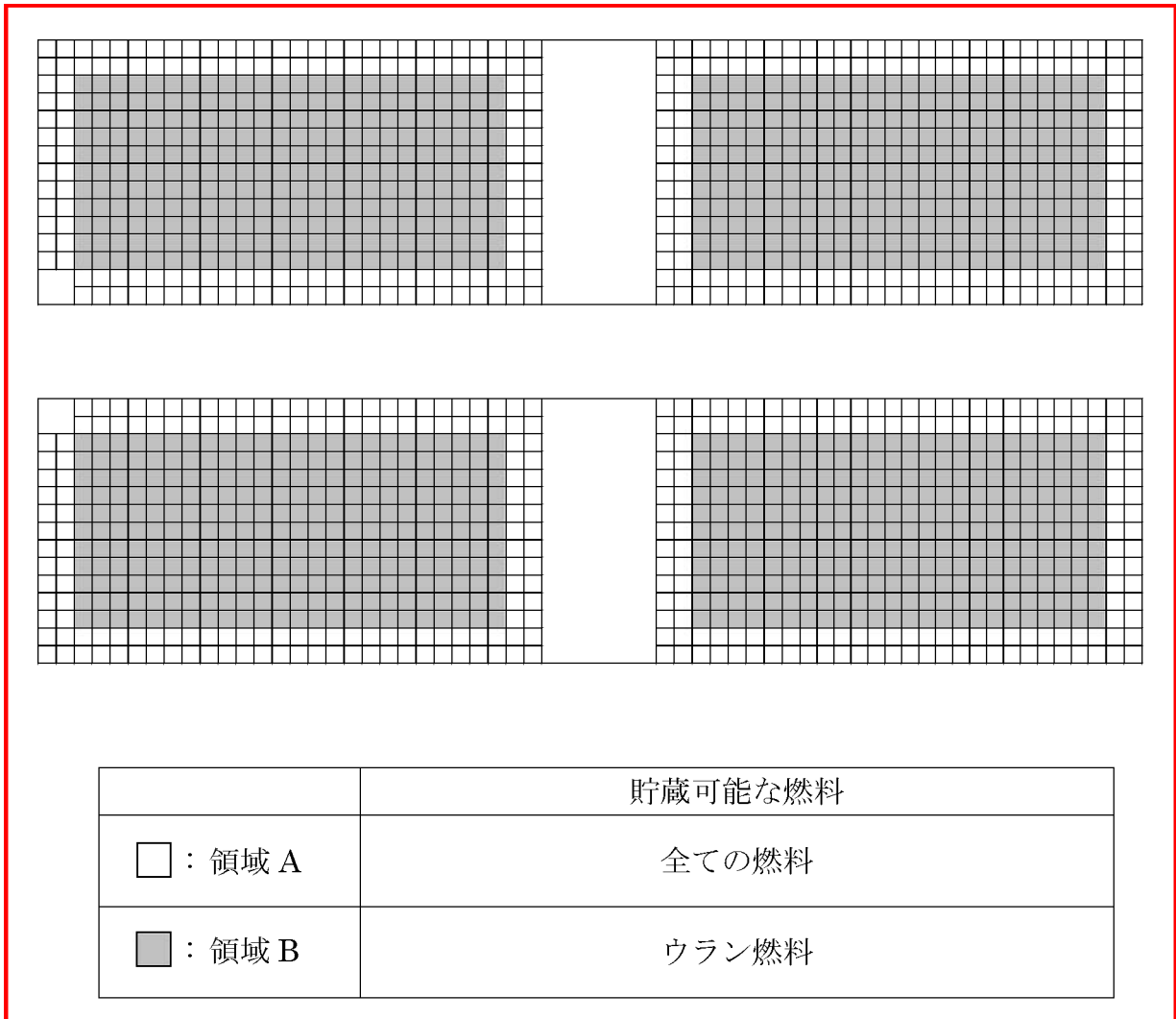
第 1-2 表 燃料タイプの違いの影響評価 (評価結果)

	本体系での評価	燃料タイプ評価
領域 A	MOX 新燃料	取替ウラン新燃料
領域 B	取替ウラン新燃料	取替ウラン新燃料
実効増倍率	0.9144	0.9140

(2) 領域管理に基づいた使用済燃料ピットの燃料運用方針について

実運用においては、領域 A は炉心の燃料装荷体数 193 体を上回る計 616 体の貯蔵容量があり、MOX 燃料及びウラン燃料は領域 A に貯蔵する。また、本体系でウラン燃料を配置している領域 B では、ウラン燃料のみを貯蔵する。

なお、実運用においては、燃料体別に付与される燃料番号とともに燃料タイプが管理され、使用済燃料ピット内での燃料移動及び炉心装荷・取出時においては複数人の作業者が移動手順を確認し、確実に燃料体の移動履歴を追うことができる運用とすることから領域管理を行ったとしても燃料配置の変更を問題なく実施することができる。



第 1-1 図 領域別の貯蔵可能な燃料体

大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性の考え方及び評価結果

玄海 3 号炉の使用済燃料ピットで、大規模漏えい時の未臨界性評価において考慮すべき不確定性として考えられるのは、以下のとおりである。

- ① 大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性
- ② 臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）
- ③ 製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）

上記のうち、「①大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性」として考える項目は、使用済燃料ピット内の水分雰囲気、ほう素濃度条件及びピットの構造物条件が挙げられる。

ピット内の水分雰囲気については、スプレーや蒸気条件の想定として、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させ、ピット内の水は純水として評価し、残存しているほう素は考慮しない。また、上下部及び側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である **300 mm** の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、**1,000 mm** のコンクリートとして評価する。側面も上部と同様に **300 mm** の水反射と仮定する。以上より、①に係る不確定性については、使用済燃料ピットで大規模漏えいを想定した際に現実的に生じうる状態を十分に包絡できる設定としている。

一方で、「②臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）」については、別紙 1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示されるとおり、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施し、臨界計算に考慮すべき平均誤差、及び標準偏差を適切に評価し、不確定性として考慮する。

また「③製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）」については、燃料製作公差、ラック製作公差及びラックセル内での燃料体等の偏りについて考慮する。

上記より、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットで大規模漏えい時に考慮すべき不確定性は②及び③であり、不確定性の合計 (ϵ) は、上述の各項目の独立性のもと、二乗和平方根により求める。SCALE システムを用いた未臨界性評価に考慮すべき不確定性は第 2-1 表に示すとおり **0.0181** となる。

第2-1表 玄海3号炉 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価結果
(水密度 **1.0g/cm³**)

臨界計算上の不確定性評価項目				不確定性	
計算コードの不確定性	平均誤差		δk	0.0013 (注1)	
	95%信頼度×95%確率		ϵ_c	0.0104 (注2)	
				不確定性	入力値 (注3)
製作公差に基づく不確定性	計算体系を第2-1図に示す。(注4)	ラックの内り公差	ϵ_w	0.0085	\square mm
		燃料製作公差	ϵ_r	0.0059	—
		—燃料材直径	ϵ_d	0.0024	\square mm
		—燃料材密度	ϵ_l	0.0036	\square %
		—被覆材内径	ϵ_{cr}	0.0013	\square mm
		—被覆材外径	ϵ_{cd}	0.0031	\square mm
		—燃料体外寸	ϵ_a	0.0022	\square μm
	計算体系を第2-2図に示す。	ラックの中心間距離公差	ϵ_p	0.0072 (注5)	\square μm
		ラック内燃料偏心	ϵ_f	0.0035 (注6)	—
統計誤差			σ	0.0005	
不確定性合計 (注7)			ϵ	0.0181	

(注1) 国際的に臨界実験データを評価収集している OECD/NEA による INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS に登録されている MOX 燃料に係る臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

(注2) 上記の臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ (95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

(注3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

(注4) \square

(注5) \square

(注6) \square

\square 枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

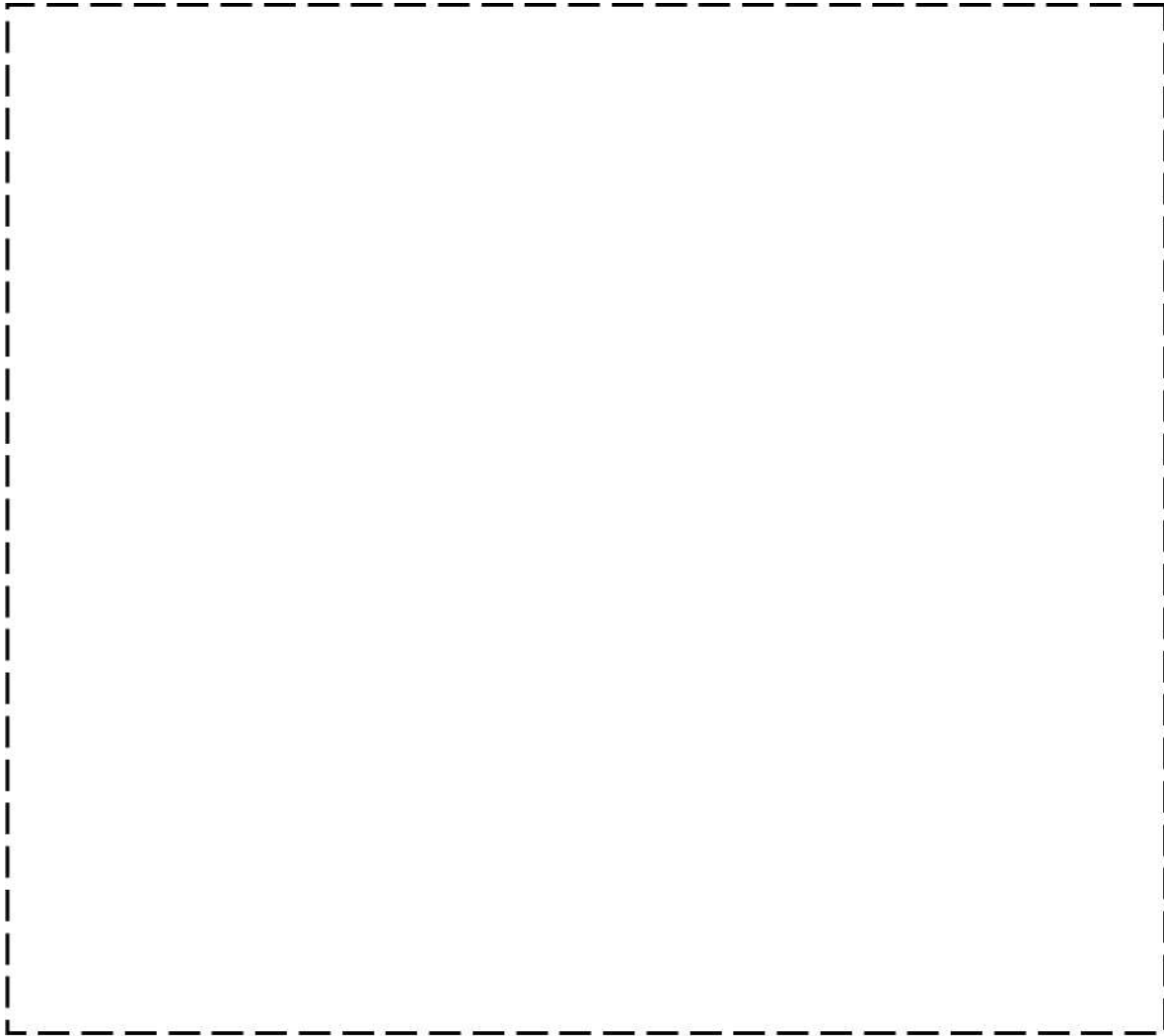
(注7) 設計上の不確定性 (ε) については、以下のとおり評価する。

- ・ 計算上の不確定性のうち平均誤差 (δk) は、評価値のバイアスとして別に考慮する。
- ・ 計算上の不確定性のうち 95%信頼度×95%確率 (ε_c) は、臨界実験ベンチマーク解析による評価値の平均値からのばらつきであり、コードへの入力条件である製作等に関わる不確定性とは独立である。
- ・ 製作等に関わる不確定性 (ε_p 、 ε_f 、 ε_w 、 ε_r) はそれぞれ独立である。
これらのうち互いに独立である ε_c 、 ε_p 、 ε_f 、 ε_w 、 ε_r を二乗和の平方根で処理し、これに δk を加える。なお、ANSI/ANS-8.17(2004)において、互いに独立な不確定性を二乗和の平方根で処理してよいことが示されている。

評価上の不確定性は、上記に基づき下式より求めた不確定性合計 (ε) を考慮する。



枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第 2-1 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第 2-2 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

計算機プログラム(解析コード)の概要

目 次

	頁
1. はじめに	54 条-2-23
2. 解析コードの概要	54 条-2-24
2.1 SCALE	54 条-2-24



1. はじめに

本説明書は、使用済燃料ピットの未臨界性評価において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 SCALE

項目 \ コード名	SCALE
開発機関	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)
開発時期	2009年
使用したバージョン	6.0
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
コード概要	<p>米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算のCSAS6モジュールを用い、モンテカルロコードとしてKENO-VI、断面積ライブラリはENDF/B-VIIベースの238群ライブラリを使用している。</p>
検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)	<p>今回の解析は、モンテカルロコードを用いた使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価である。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。 ・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ OECD/NEAによりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 (INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS September 2010 Edition (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、国内 PWR の新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した 147 ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もない。

2. 解析コードの概要

2.1 SCALE

項目 \ コード名	SCALE
開発機関	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)
開発時期	2009年
使用したバージョン	6.0
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
コード概要	<p>米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算のCSAS6モジュールを用い、モンテカルロコードとしてKENO-VI、断面積ライブラリはENDF/B-VIIベースの238群ライブラリを使用している。</p>
検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)	<p>今回の解析は、モンテカルロコードを用いた使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価である。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。 ・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・OECD/NEAによりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 (INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS September 2010 Edition (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、国内PWRの新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した147ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もない。

検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	・ベンチマーク解析において、軽水減速体系の臨界実験データ及びボロン添加ステンレス板を含む体系の臨界実験データ、更に MOX 燃料を用いた臨界実験データを使用した解析結果から、臨界計算に考慮すべき平均誤差及びその不確かさを適切に評価している。
---	--

2.1.1 SCALE の解析手法について

(1) 概 要

SCALE は、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算の CSAS6 モジュールを用い、モンテカルロ法に基づく 3次元輸送計算コードとして KENO-VI、断面積ライブラリは、ENDF/B-VIIベースの 238 群ライブラリを使用している。

(2) 特 徴

- ① 米国 NRC により認証された標準解析コードであり、国内外の臨界解析の分野で幅広く使用されている。
- ② 燃料及び構造材の材質組成と幾何形状を与えることにより、断面積作成から実効増倍率評価まで一連の解析を実行できる。
- ③ 3次元輸送計算コードであり、複雑な幾何形状における臨界計算が可能である。

(3) 解析手法

本解析で用いた臨界計算の CSAS6 モジュールについて、以下に示す。

(3)–1 BONAMI

BONAMI コードは、バックグラウンド断面積と領域の温度から、自己遮蔽因子を内挿し、多群実効断面積を作成する。BONAMI コードは、非分離共鳴エネルギー領域に適用する。作成された多群実効断面積は、CENTRM コードにおける中性子スペクトル計算に使用される。

(3)–2 CENTRM

CENTRM コードは、セル形状をモデル化して連続エネルギーの中性子スペクトルを求める。CENTRM コードは、分離共鳴エネルギー領域に適用する。

(3)–3 PMC

PMC コードは、CENTRM コードにより作成された連続エネルギーの中性子スペクトルを用いて連続エネルギーの断面積を多群に縮約し、分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積を作成し、BONAMI で評価された非分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積と組み合わせる。

(3)–4 KENO-VI

KENO-VI は、ORNL で開発された多群モンテカルロ臨界計算コードであり、複雑な体系の中性子増倍率の計算を行うことができる。

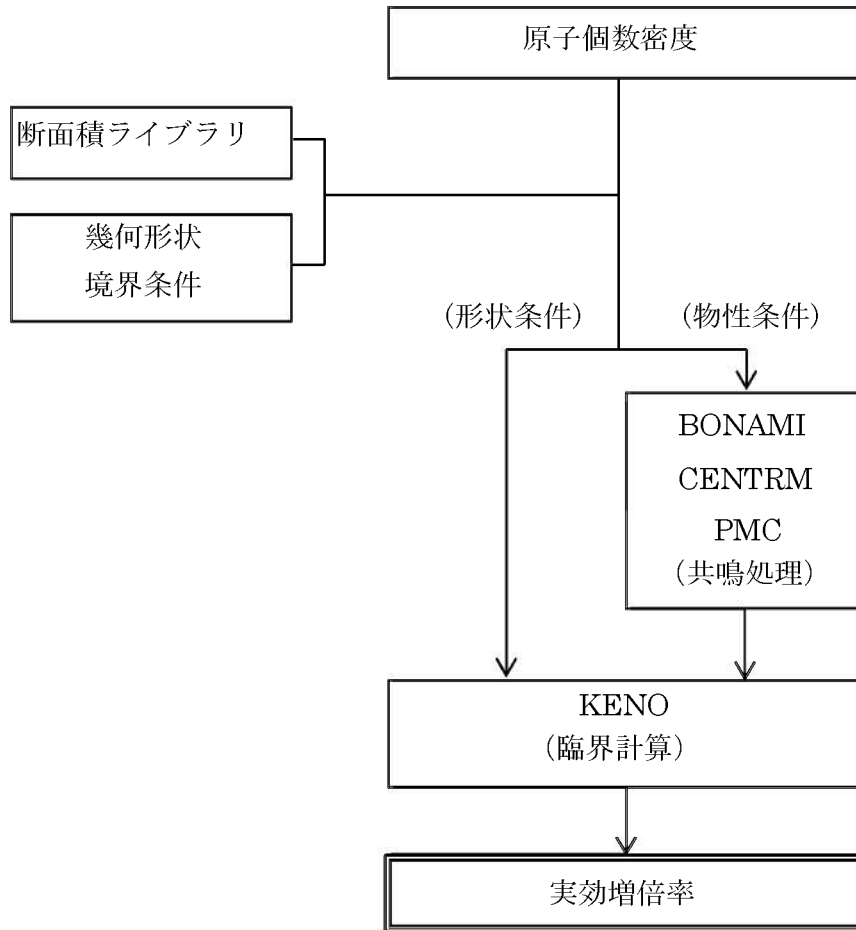
本コードでは、体系内の一つ一つの中性子の振舞いを追跡し、核分裂によって発生する中性子数 F 、吸収されて消滅する中性子数 A 、体系から漏えいする中性子数 L を評価し、次式により実効増倍率 k_{eff} を算出する。

$$k_{\text{eff}} = \frac{F}{A + L}$$

(4) 解析フローチャート

本計算機コードの解析フローチャートを第 1 図に示す。

なお、今回の解析で使用する SCALE の機能は、臨界計算であるため、第 1 図の解析フローチャートは、臨界計算の CSAS6 モジュールについて記載している。



第 1 図 解析フローチャート

(5) 検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)

(5)－1 バージョン・使用目的

今回の解析に用いた解析コード(SCALE)のバージョン、件名及び解析方法を第1表に示す。本解析に係る検証及び妥当性確認の内容を(5)－2 及び(5)－3 に示す。

第1表 使用件名

解析 No.	使用バージョン	件名
1	6.0	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価

(5)－2 検証(Verification)

コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認した。また、本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認した。

(5)－3 妥当性確認(Validation)

OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集
〔INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY
SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS〕September 2010 Edition
(OECD/NEA))に登録されている臨界実験から選定した 147 ケースのベンチマーク解析 (以下「ベンチマーク解析」という。) を実施した。ベンチマーク解析を行うにあたっては、国内 PWR の燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲を包含する範囲を整理し、臨界実験を選定した。選定した結果を第2表に示す。

ベンチマーク解析の結果得られた実効増倍率及び標準偏差並びに各実験の実効増倍率測定値及び実験誤差を用いて、ラック体系の未臨界性評価に用いる

SCALE6.0 システムの平均誤差($1-k_c$)及び不確かさ(Δk_c)をウラン燃料を対象と

した場合と MOX 燃料を対象とした場合のそれぞれについて導出した結果を第3表に示す。表に示すとおり、ウラン燃料を対象とした場合の SCALE6.0 システムの平均誤差は 0.0007、不確かさは 0.0065 であり、MOX 燃料を対象とした場合の SCALE6.0 システムの平均誤差は 0.0013、不確かさは 0.0104 となった。

上記のベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析結果の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もないため、本コードを使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に用いることは妥当である。

第2表 選定したパラメータ範囲（製作公差を含まない）

項目	単位	燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲		選定した臨界実験のパラメータ範囲		
		MIN	MAX	MIN	MAX	
燃料	ウラン燃料 ²³⁵ U濃縮度	wt%	1.60	4.80		
	MOX燃料 Pu含有率	wt%	5.5	10.9		
	燃料材径	mm	8.19	9.29		
	燃料要素径	mm	9.5	10.72		
	被覆材 材質	—	ジルコニウム合金			
	燃料要素ピッチ	mm	12.6	14.3		
	燃料体内の減速材体積 ／燃料体積	—	1.88	2.00		
	燃料要素 配列条件	—	正方配列			
	体系条件	—	燃料体配列体系			
減速材	減速材	—	無／軽水			
	減速材密度	g/cm ³	0	約 1.0		
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0	4400 以上		
ラックセル	ラックセル材質	—	無／SUS／B-SUS			
	SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%	0	1.05		
反射体	反射体 材質	—	軽水 ／コンクリート			

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第3表 SCALE6.0 システムの平均誤差及び不確かさ

条件	計算コード	SCALE6.0 システム (KENO-VI)	
	断面積ライブラリ	ENDF/B-VII 238 群	
	対象燃料	ウラン燃料	MOX 燃料
	ベンチマークケース数	□□	□□
評価 結果	平均誤差($1-k_c$)	0.0007	0.0013
	加重平均実効増倍率 ($\overline{k_{eff}}$)	0.9993	0.9987
	不確かさ($\Delta k_c = U \times S_p$)	0.0065	0.0104
	信頼係数(U) (注1)	□□□	□□□
	$\overline{k_{eff}}$ の不確かさ (S_p)	□□□□	□□□□

(注1) ベンチマーク解析ケース数に対する 95%信頼度・95%確率での信頼係数

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

玄海 3 号炉大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価にかかる補足説明資料

補足説明資料目次

1. 大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方
..... 54条-2-35



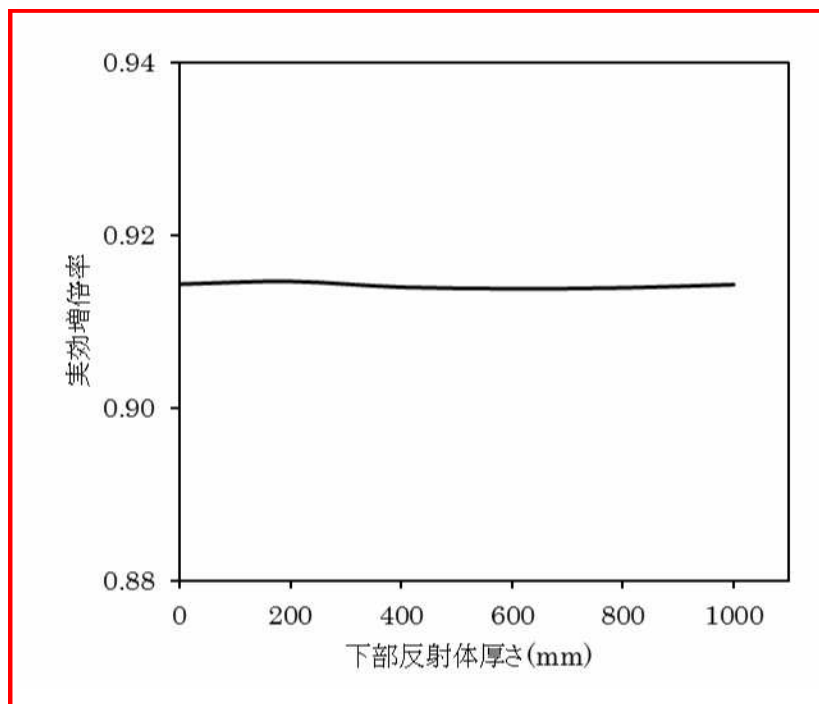
1. 大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体上下部の計算体系は、有限の体系とし、以下のとおり設定している。

大規模漏えい時の燃料有効長上下部付近は低水密度状態となっていることが推測されるが、低水密度状態においても十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子の反射効果が飽和する厚さ）となる反射体を仮定して解析を実施している。

具体的には、燃料体等の上下部構造物、ラックの支持脚等及び使用済燃料ピット下部コンクリートのライニングは SUS 材で構成されており、上記で考慮した反射体と比較して反射効果は小さく、中性子吸収材として働くため計算体系上は無視している。

その上で、上部については、臨界安全ハンドブック第 2 版（JAERI-1340 日本原子力研究所 1999.3）において、20cm 以上の厚さがあれば十分な反射体厚さ（その厚さの反射体を考慮した場合の実効増倍率と厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率がほぼ同等となる場合の反射体厚さ（実効増倍率が同等となる場合とは、両者の実効増倍率の差が厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率に対して $10^{-3}\Delta k/k$ 以下となる厚さ））であるとされており、これを包絡する値として厚さ 300mm の水反射体としている。また、下部については、厚さ 1,000mm のコンクリート反射体とした。厚さ 1,000mm のコンクリート反射体の妥当性については、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットにおける大規模漏えい時の未臨界性評価を実施した評価モデルに対する最適減速状態（水密度 $1.0g/cm^3$ ）での下部コンクリートの感度評価結果（第 1-1 図）により、下部コンクリートは十分な厚さが設定されていることを確認している。



第 1-1 図 玄海 3 号炉 SFP における下部コンクリート厚さの感度評価結果
 (最適減速状態：水密度 1.0g/cm³)

リラッキング前後の使用済燃料ピット未臨界性評価における評価条件について

玄海 3 号炉の使用済燃料ピット未臨界性評価にあたり、リラッキング前後の評価条件の比較を第 3-1 表及び第 3-1 図に、評価結果を第 3-2 表に示す。また、評価条件及び評価結果を踏まえたリラッキング前後の貯蔵可能な燃料体の比較を第 3-2 図に示す。

第 3-1 表 玄海 3 号炉使用済燃料ピット未臨界性評価の評価条件

	変更前 (リラッキング前)	変更後 (リラッキング後)	備考
燃料 及び 計算体系	ウラン燃焼燃料 (^{235}U 濃縮度 1.2 wt%、燃焼度 20GWd/t) 及び MOX 新燃料が混在した有限配列体系 (領域管理)	ウラン新燃料 (^{235}U 濃縮度 1.2 wt%) 及び MOX 新燃料が混在した有限配列体系 (領域管理)	※
ラック 材料	ステンレス鋼	ボロン添加ステンレス鋼	—
計算 コード	PHOENIX-P (2 次元多群燃料集合体輸送計算コード: 燃焼燃料の核種組成計算)、 SCALE (3 次元モンテカルロ計算コード)	SCALE (3 次元モンテカルロ計算コード)	※

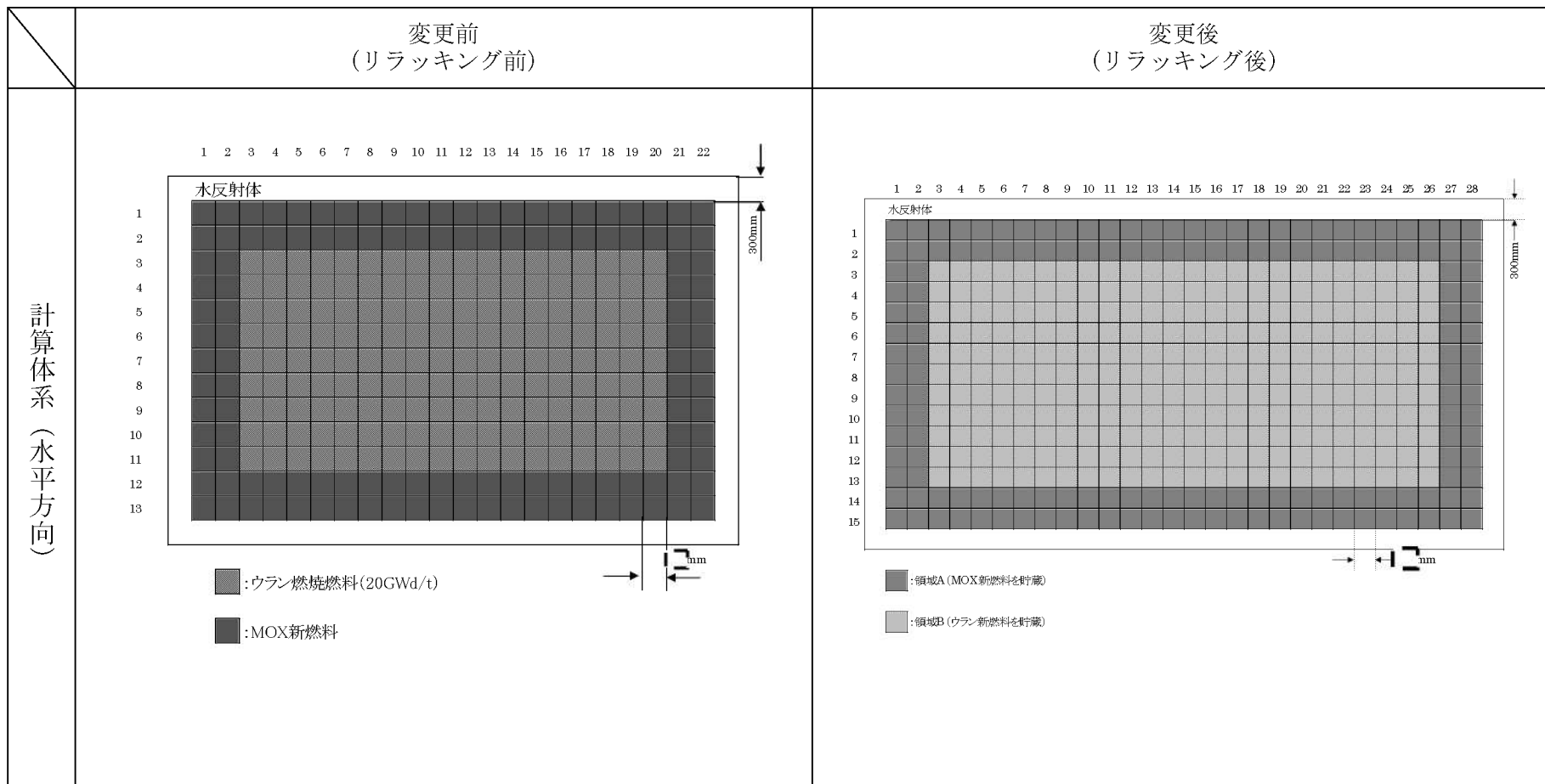
※ 変更前のラックでは、臨界を防止できることをあらかじめ確認している条件として 20GWd/t の燃焼度のウラン燃焼燃料を含む評価体系としている。変更後のラックでは、臨界を防止できることをあらかじめ確認している条件としてウラン燃焼燃料を含まない評価体系としている。

第 3-2 表 玄海 3 号炉使用済燃料ピット未臨界性評価結果

	変更前 (リラッキング前)	変更後 (リラッキング後)	評価基準
実効増倍率※	0.960 (0.9448)	0.933 (0.9144)	≤ 0.98

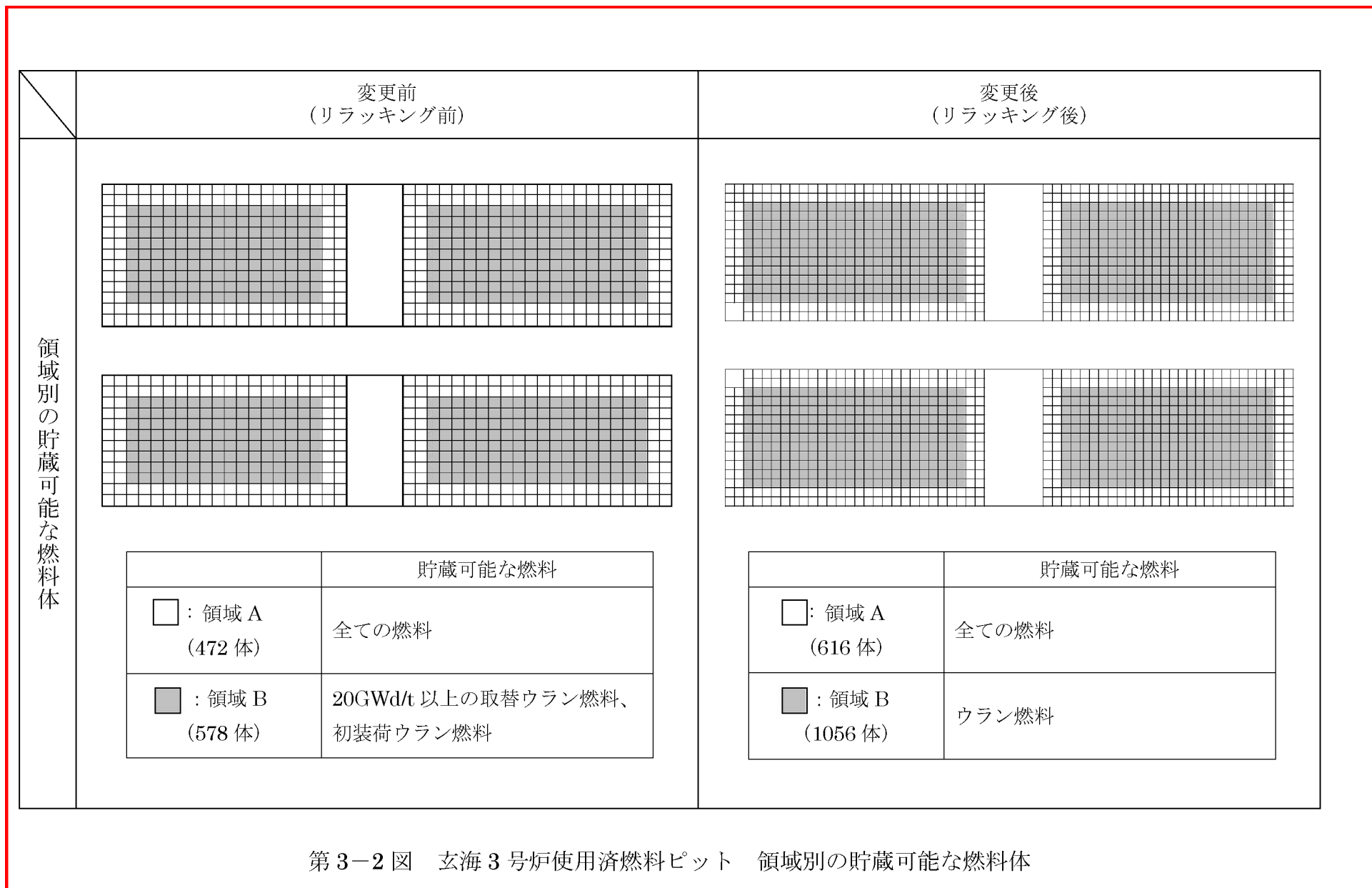
※ 不確定性を含む。()内は不確定性を含まない値。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。



第3-1図 玄海3号炉使用済燃料ピット未臨界性評価の評価条件

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



玄海3号炉未臨界性評価における温度条件について

未臨界性評価における温度条件は20℃として評価している。

未臨界性評価において、温度条件の変動による影響を確認するにあたり、未臨界性評価の入力条件となる体系（燃料温度、冷却材温度、構造材温度（被覆材、制御棒案内シンブル、計装用案内シンブル、ラックセル材）、反射体）の温度を大気圧下における水の飽和温度100℃に設定して解析を実施した。

1. 評価条件

燃料仕様、ラック寸法及び解析モデル等の評価条件は、第1,2,3表及び第1,2,3,4図と同じである。

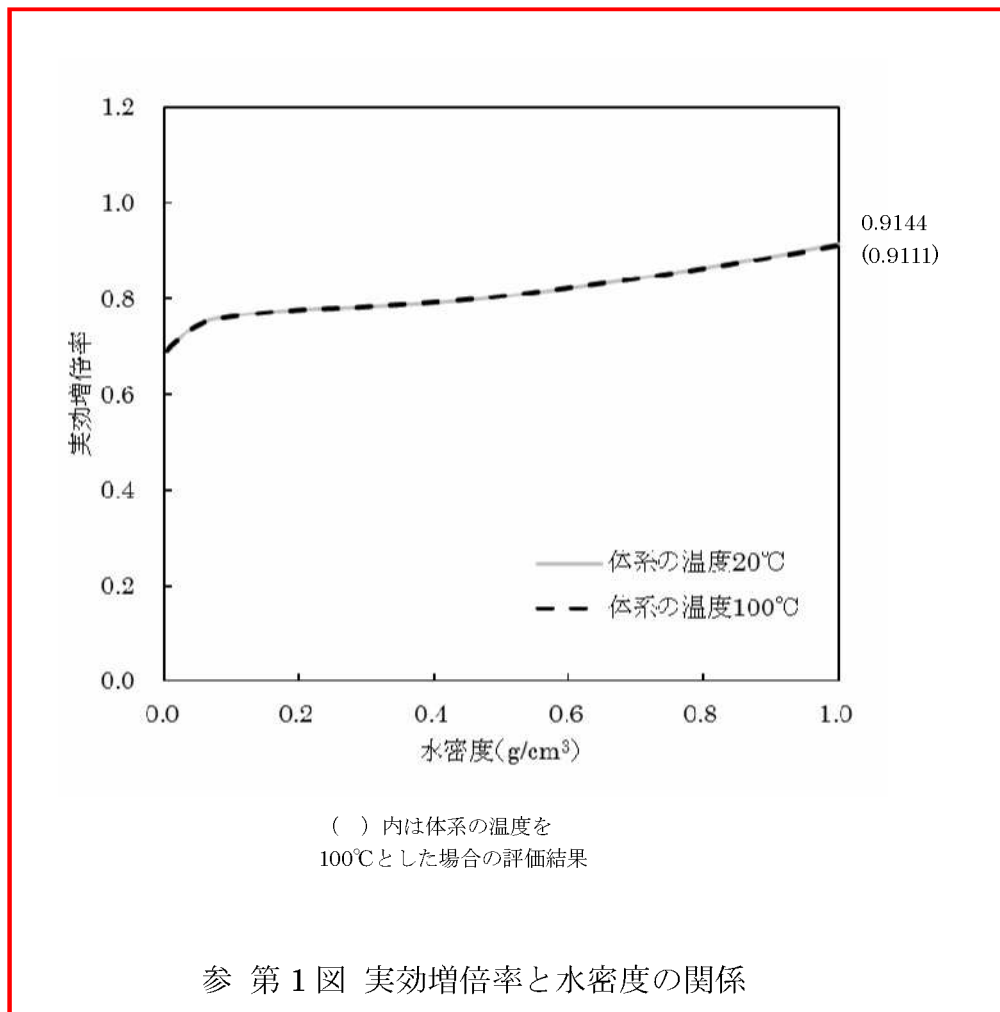
2. 評価結果

参第1表及び参第1図に示す。温度条件100℃の場合の実効増倍率は最大で0.9111（水密度1.0g/cm³）、20℃の場合の実効増倍率は最大で0.9144（水密度1.0g/cm³）となり、体系の温度20℃を採用した。

参 第 1 表 玄海 3 号炉 SFP 未臨界性評価結果

評価項目	体系の温度	実効増倍率 ^(注)	水密度
A-1 ピット	20℃	0.9144	1.0g/cm ³
	100℃	0.9111	1.0g/cm ³

(注) 不確定性を含まない。



54-3 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮へい能力について

1. 概 要

今回、玄海原子力発電所3号炉の使用済燃料ピットの貯蔵能力増強並びに3号及び4号炉との共用化を計画している。これにより、貯蔵される燃料の条件が変更となることから、玄海原子力発電所3号炉の遮へい能力を評価し、新規制基準への適合状況について確認した。

2. 評価基準

重大事故に至るおそれがある事故として、使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合における放射線の遮へい能力について、使用済燃料ピットに接続する配管のうち破断が生じた場合に最も水位が低下する、使用済燃料ピット出口配管の使用済燃料ピットとの接続高さ（漏えい停止時の水位高さ）の水遮へい厚があれば、燃料取替時における使用済燃料ピット周辺の基準線量率（遮蔽設計区分（注1）Ⅲ： $\leq 0.15\text{mSv/h}$ ）を満足することを確認する。

（注1）立入頻度、滞在時間等を考慮し、放射線業務従事者の放射線被ばくを管理する上で定めた、遮へい設計のための区分

3. 玄海3号炉の使用済燃料ピット水位が低下した場合における遮へい能力の評価

(1) 評価条件

a. 線量率の計算条件

計算条件は以下のとおりである。

- ① 水面における線量率の計算においてラック貯蔵時は使用済燃料836体（ピットA、ピットBの貯蔵容量は同じ）とする。
- ② 使用済燃料ラック貯蔵中の使用済燃料ピット水面の線量率計算では、使用済燃料1体で計算した使用済燃料ピット水面線量率を836（貯蔵容量）倍したものを使用済燃料ピット水面線量率とする。
- ③ 使用済燃料ピットの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm³(注1)とする。
- ④ 使用済燃料は燃料有効部（21.4cm×21.4cm×366cm）(注2)を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮へい効果は考慮せず、遮へい能力が構造部材より小さい水とみなす。なお、燃料有効部の自己遮へい効果は考慮する。
- ⑤ 使用済燃料ラックによる遮へい効果は考慮せず、ラック材料よりも遮へい効果の小さい水とみなす。

(注1) 1999 日本機械学会蒸気表

(注2) 燃料有効部は、燃料要素のうち、燃料材を含む部分を示す。

b. 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度については、建設時より遮へい計算に使用している線源強度（設計用線源強度）を用いて評価することとする（第1表）。なお、本線源強度は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を含む玄海3号炉で使用する燃料の原子炉停止後100時間（約4日）の線源強度を遮へい壁外における線量率の観点から包絡した、保守的な値であることを確認している。設計用線源強度について確認した結果については別紙1に示す。

第1表 使用済燃料の線源強度^(注3)



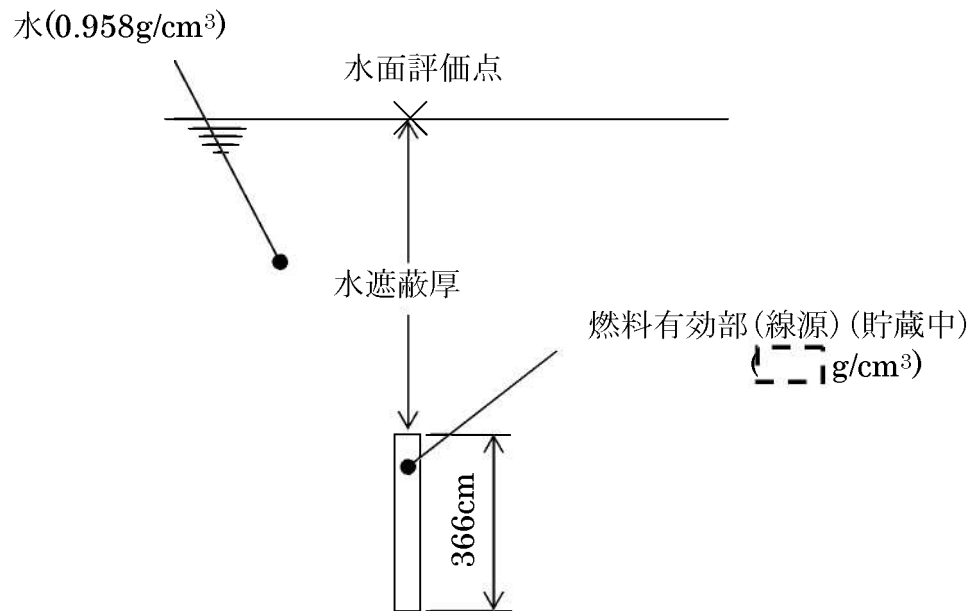
(注3) 平成2年10月26日付け2資庁第11480号にて認可された
工事計画の添付資料1「生体遮へい装置の放射線の遮へい及び
熱除去についての計算書」による。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項
のため、公開できません。

(2) 評価方法

a. 線量率の計算体系

使用済燃料ピット水面の線量率を求める計算体系は、第1図に示すとおりである。線量率の計算にあたっては、使用済燃料1体で計算した使用済燃料ピット水面線量率を貯蔵容量分 (836体分) 積算することにより算出する。



第1図 使用済燃料ピット水面の線量率計算体系

b. 線量率の計算式

使用済燃料ラックに貯蔵された使用済燃料による水面の線量率は、点減衰核積分コードである「SPAN-SLAB」を用いて計算する。なお、評価に用いる解析コードSPAN-SLABの検証及び妥当性評価等については、別紙2「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

基本計算式は次のとおりである。

$$D_{AK}(E) = K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z)}{4\pi \cdot R^2} \cdot B_E(b) \cdot e^{-bd} V$$

$$H(E) = \bar{f}_X(E) \cdot D_{AK}(E)$$

ここで、

- $D_{AK}(E)$: ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/h)
 $H(E)$: ガンマ線の実効線量率 (Sv/h)
 E : ガンマ線のエネルギー (MeV)
 $K(E)$: ガンマ線の空気カーマ率換算係数^(注1)
 ((Gy/h)/(MeV/(cm²・s)))
 R : 線源から計算点までの距離 (cm)
 $S(E, x, y, z)$: 位置(x, y, z)のガンマ線の線源強度
 (MeV/(cm³・s))
 $B_E(b)$: ガンマ線のビルドアップファクタ

$$B_E(b) = A \cdot e^{-\alpha_1 \cdot b} + (1 - A) \cdot e^{-\alpha_2 \cdot b}$$

ここで、

- A, α_1, α_2 : ビルドアップ因子^(注2)

$$b : \sum_{i=1}^n \mu_i(E) \cdot t_i$$

ここで、

- $\mu_i(E)$: i番目の遮へい体の線減衰係数 (cm⁻¹)^(注3)

- t_i : i番目の遮へい体の透過距離 (cm)

- $\bar{f}_X(E)$: 空気カーマから実効線量への換算係数
 (Sv/Gy)^(注4)

(注1) 「Fundamental Aspects of Reactor Shielding」 (H. Goldstein, Addison-Wesley Publishing Company, Inc., U.S.A., 1959)

(注2) 「SPAN-3: A Shield Design Program for the PHILCO-2000 Computer」 (W.H.Guilinger, N.D.Cook and P.A.Gillis, WAPD-TM-235, February 1962)

(注3) 「X-ray Attenuation Coefficients from 10 keV to 100 MeV」 (G.W.Grodstein, NBS-583, April 1957)

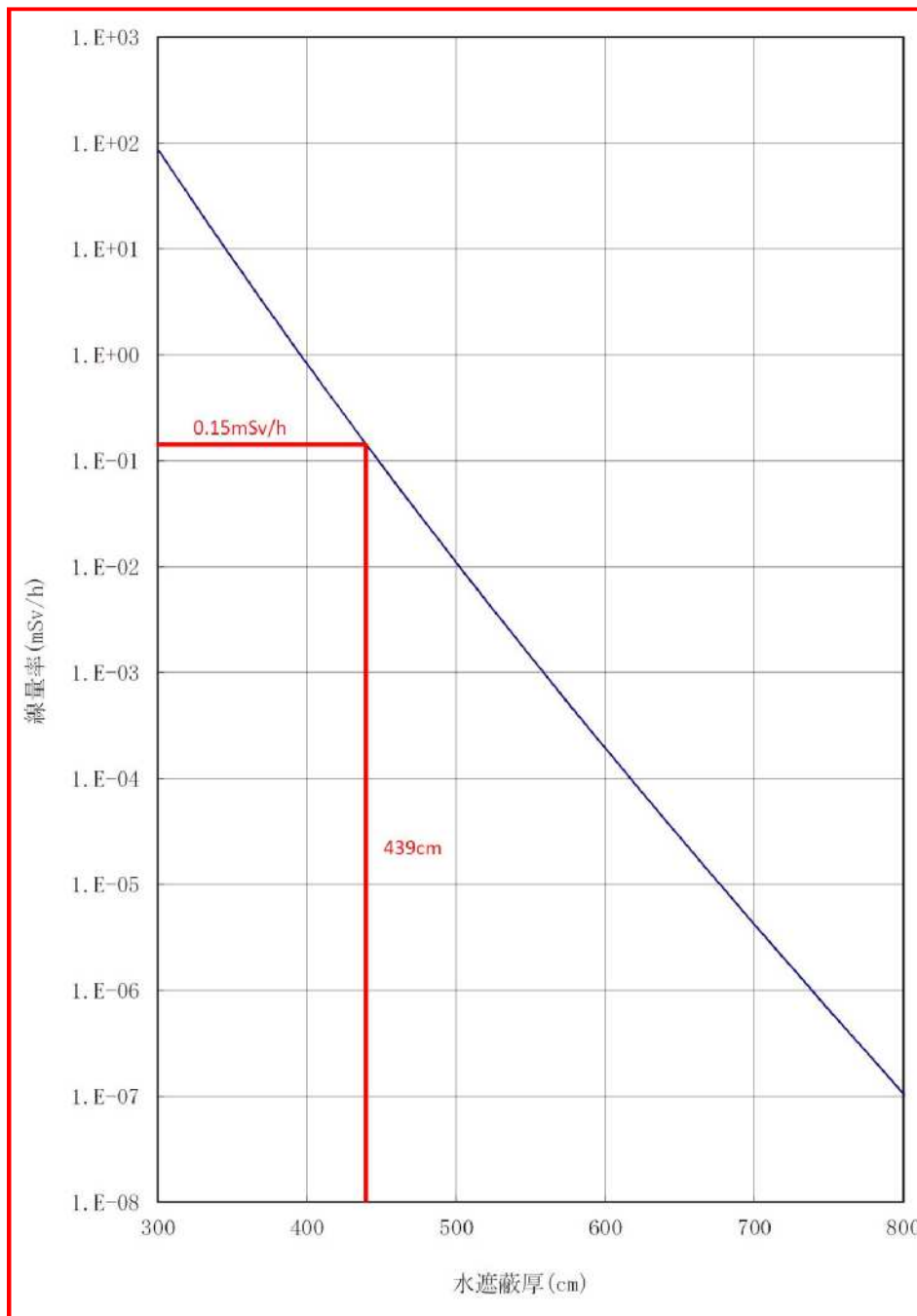
(注4) 「実効線量評価のための光子・中性子・ベータ線制動輻射線に対する遮へい計算定数」 (2001年1月坂本幸夫他 JAERI-Data/Code2000-044)

(3) 評価結果

a. 線量率の計算式

「(2)b. 線量率の計算式」を元に算出した、使用済燃料ピットの水遮へい厚と水面線量率との関係の計算結果を第2図に示す。

第2図より、使用済燃料ピット周辺の線量率を基準線量率以下とする放射線遮へいの維持に必要な水遮へい厚（使用済燃料ピット水面の線量率が**0.15mSv/h**相当となる水遮へい厚）は、**約 4.39 m**となる。



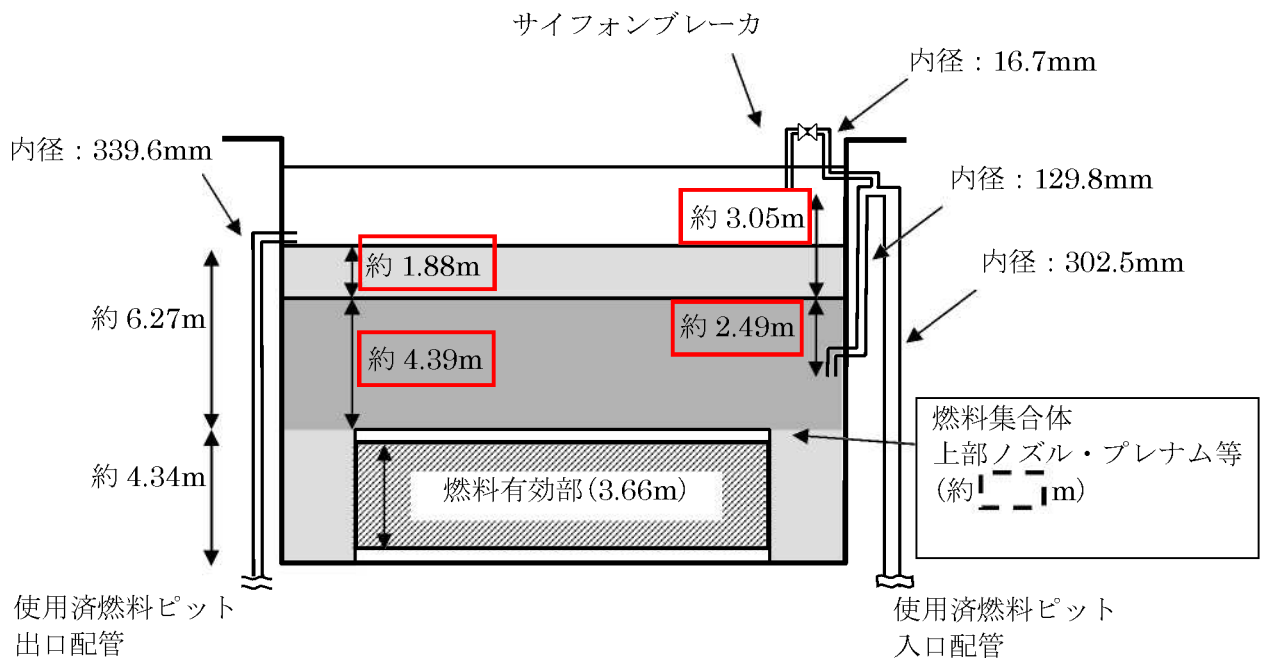
第2図 使用済燃料ピットの水遮へい厚と水面線量率

b. 使用済燃料ピットにおける必要遮へい厚確保の評価

「(3)a.」で求めた使用済燃料ピットの水遮へい厚と使用済燃料ピット接続配管の位置関係を第3図に示す。また、使用済燃料ピット入口配管に取付ける、サイフォンブレーカは、地震、人的要因、異物による閉塞、落下物干渉に対し健全性を有する設計とすることから、配管破断による使用済燃料ピットの水位低下位置は、使用済燃料ピット出口配管の取付け位置となる。

使用済燃料ピット水面の線量率が、燃料取替時における使用済燃料ピット周辺の基準線量率（遮蔽設計区分Ⅲ： $\leq 0.15\text{mSv/h}$ ）以下となる水遮へい厚は、「(3)a.」の結果から約 4.39m 以上であり、使用済燃料ピット出口配管の取付け位置は燃料集合体頂部（上部ノズル端）から約 6.27m であることから、遮へいに必要な水遮へい厚が維持されることを確認した。

なお、使用済燃料ピット出口配管接続高さの水位から蒸散により必要水遮へい厚以下まで水位低下する期間は、1 日程度要するため、必要水遮へい厚以下に低下するより前に使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（3,4 号機共用）により注水し、水位の回復が可能である。

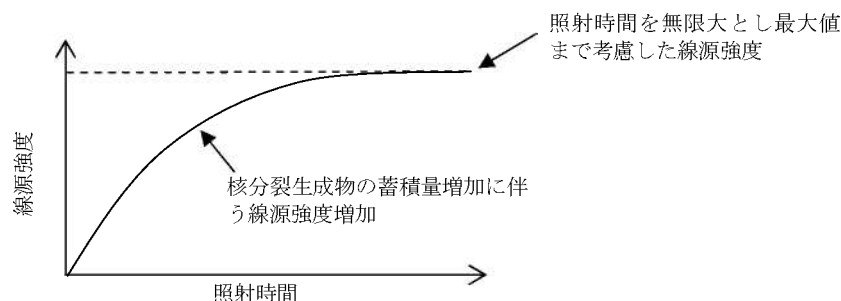


第3図 使用済燃料ピットの水遮へい厚と接続配管の位置関係

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

遮へい設計に用いる設計用線源強度について

設計用線源強度とは、照射時間を無限大とし使用済燃料の核分裂生成物の蓄積量を最大まで考慮した線源強度である（下図参照）。



設計用線源強度は国内 PWR プラントの遮へい設計に当初工認より使用している線源強度である。一般に検証例が公開されている汎用コードの ORIGEN2 コードの計算結果と比較することで、設計用線源強度の妥当性を確認している。

遮へい設計に用いられている設計用線源強度と ORIGEN2 コードで算出した現実的な各種燃料の線源強度を第 1-1 表に示す。線源強度は高エネルギー側については設計用線源強度の方が高くなっており、低エネルギー側については 17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）の方が高くなっている。

しかし、遮へいコンクリート中では、低エネルギーガンマ線は高エネルギーガンマ線に比べ急激に減衰するため、低エネルギーガンマ線の遮へいへの影響は少ない。使用済燃料ピットのコンクリート中線量率を比較すると、線量率に対する寄与は高エネルギー側の方が大きく、設計用線源強度を用いた線量率の方が各種燃料の線源強度を用いた線量率より高くなっている。遮へい壁線量率の相対比較を第 1-2 表に、コンクリートのガンマ線減衰率を第 1-1 図に示す。

また、燃料集合体外面から水中及びコンクリート中の線量率について、線源を設計用線源強度、17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）及び 17×17 燃料集合体 MOX 燃料とした場合の線量率分布を第 1-2 図に示す。図に示すとおり、燃料集合体表面では 17×17 燃料集合体ウラン燃料（ステップ 1）が最大であるが、水の透過距離が増加するにつれて設計用線源強度が最大となり、コンクリート中においても設計用線源強度

が最大となる。以上のことより、設計用線源強度を用いることにより保守的な線量率評価結果となる。なお、遮へい体を透過するにつれて設計用線源強度が最大となる理由としては、高エネルギーの線源強度は設計用線源強度の方が高いためである。

以上より、設計用線源強度は各種燃料の線源強度を、遮へい壁外における線量率の観点から包含しており、設計用線源強度で遮へい評価を行うことの妥当性を確認している。

第1-1表 設計用線源強度と各種燃料の線源強度の比較



枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。

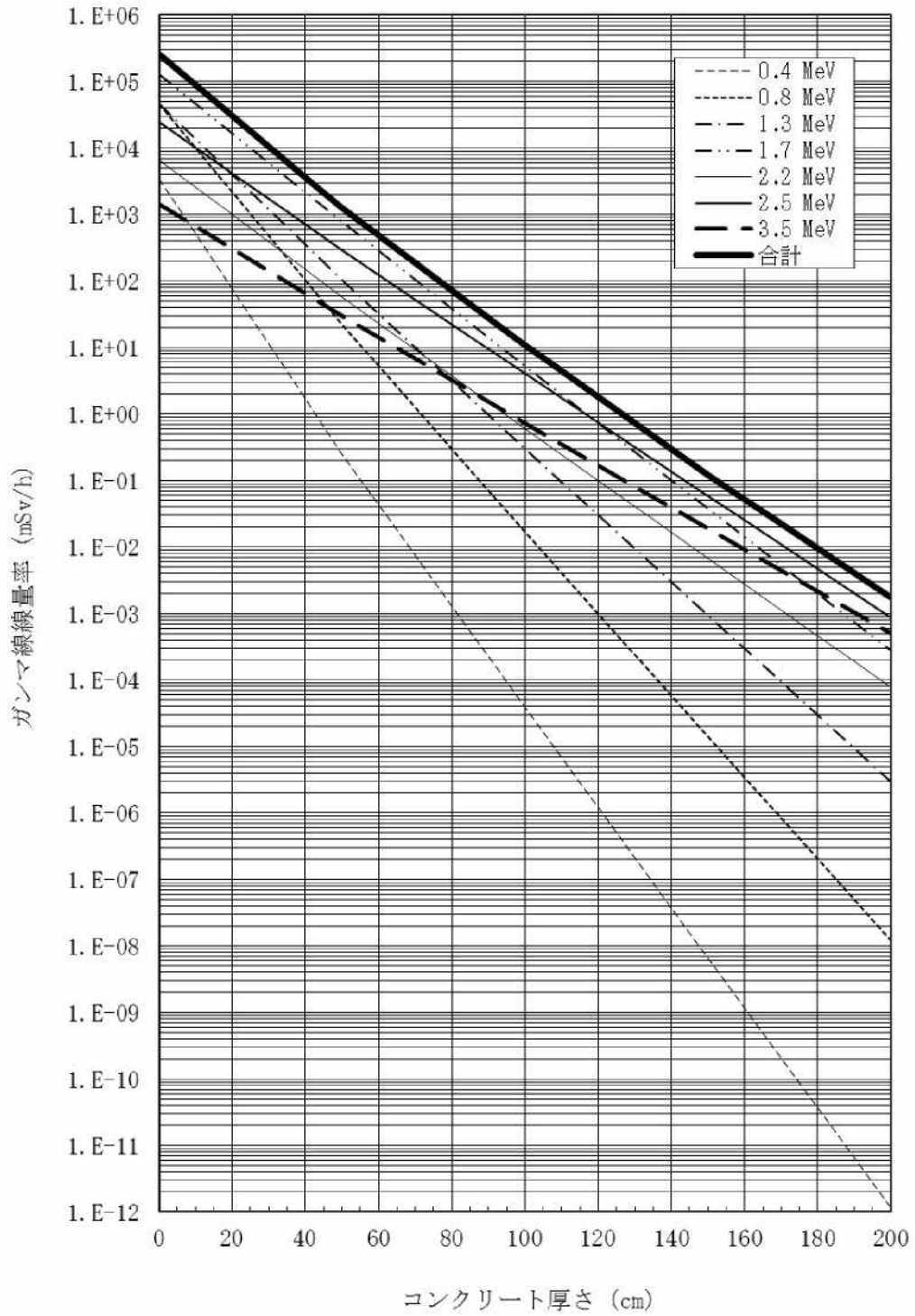
第1-2表 遮へい壁線量率の相对比较

遮へい コンクリート厚 (m)	設計用線源強度の線量率に対する割合 ^{*2)}	
	17×17 燃料集合体 ウラン燃料 (ステップ1) ^{*1), 3)}	17×17 燃料集合体 MOX 燃料 ^{*1)}
0.5	0.82	0.76
1	0.76	0.70
1.5	0.66	0.60
2	0.53	0.49

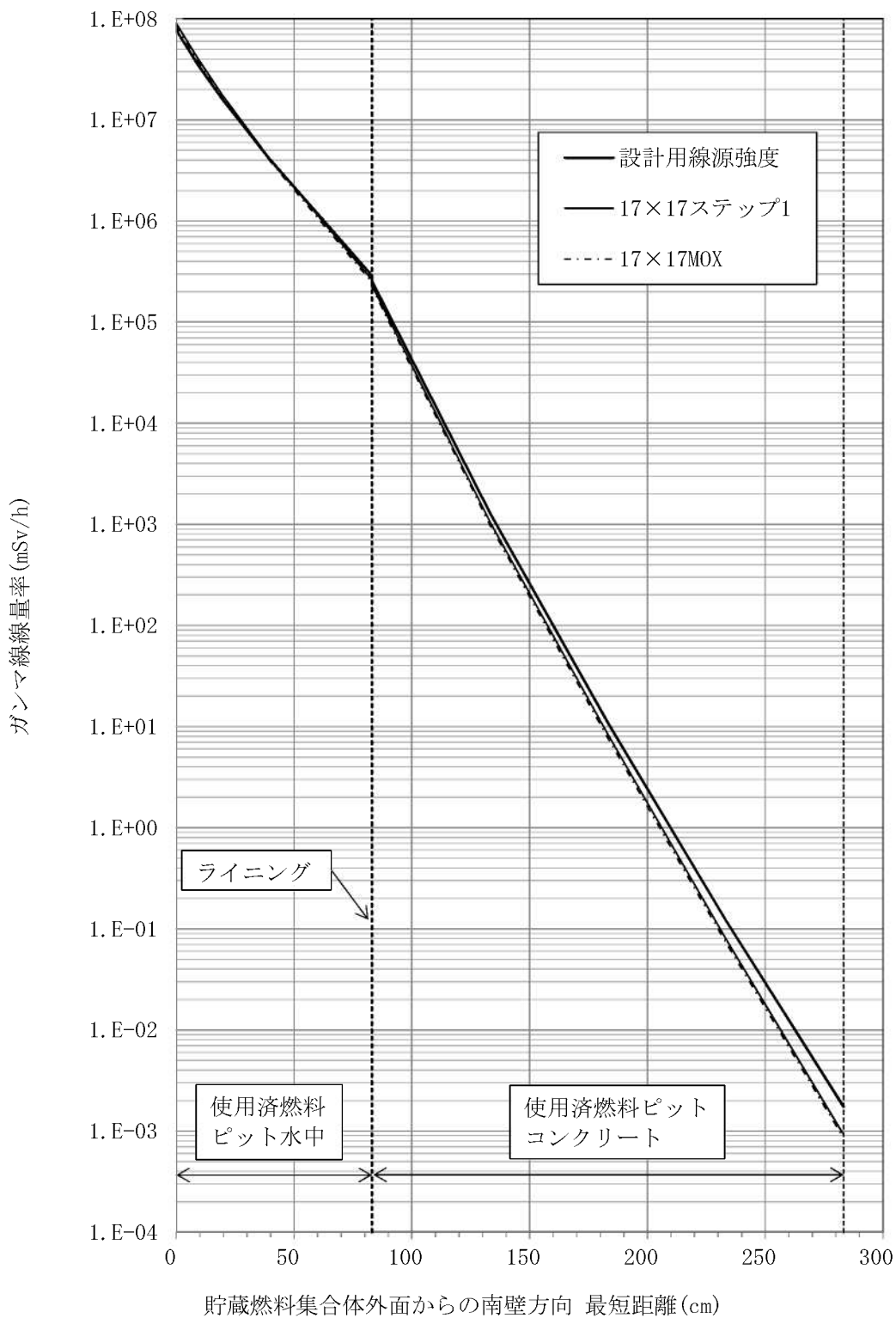
* 1) 冷却期間は炉停止から 100 時間 (約 4 日)

* 2) 割合 = $\frac{\text{各種燃料の線源強度を用いた遮へい壁線量率}}{\text{設計用線源強度を用いた遮へい壁線量率}}$

* 3) 3 号炉に移送する 4 号炉のステップ 1 燃料の冷却期間は炉停止から 7 年のため、3 号炉の冷却期間 100 時間のステップ 1 燃料で包含される。



第1-1図 コンクリートのガンマ線減衰率
(設計用線源強度)



第 1 - 2 図 各線源強度における線量率分布 (燃料集合体表面から壁外面まで)

計算機プログラム（解析コード）の概要

線量率評価に使用する「SPAN-SLAB」の概要を下表に示す。

項目 \ コード名	SPAN/SPAN-SLAB
開発機関	米国 Westinghouse 社及び三菱重工業（株）
開発時期	1977 年
使用したバージョン	Ver. 90m
使用目的	遮へい計算 (使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算 (SPAN-SLAB))
コードの概要	点減衰核積分法による 3 次元円筒形状 (SPAN) / 直方体形状 (SPAN-SLAB) の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量 (直接ガンマ線量) を計算する。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算 (SPAN-SLAB) について、点減衰核積分法を用いた SPAN/SPAN-SLAB コードを使用して実施している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ SPAN/SPAN-SLAB コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮へい体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、SPAN/SPAN-SLAB コードは設計基準事故時及び重大事故等時における線量評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ^{60}Co 円筒線源による測定実験 (“Spatial Distribution of Gamma - Rays from a Cylindrical ^{60}Co Source,” Journal of Nuclear Science and Technology ,1967) の結果と計算値を比較した結果、概ね一致している。 ・ ANS が提案したガンマ線のベンチマーク問題の解析が、

	<p>日本原子力学会速中性子遮蔽専門研究委員会の遮蔽設計法ワーキンググループと旧原研炉物理委員会の遮蔽専門部会の作業として遂行され、その成果報告（「放射性廃棄物施設を模擬したガンマ線問題に対する遮蔽設計手法の評価」船舶技術研究所報告（昭和58年11月））が公表されている。同報告には、種々の点減衰核積分法に基づく計算の比較が他機関によるSPANコードの結果も含めて掲載されており、他コードと比較して妥当な結果が得られている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 上記の実験結果との対比及びベンチマークについての詳細は、「SPANコードの概要」MAPI-1049改3、「SPAN-SLABコードの概要」MAPI-1050改3（共に平成14年、三菱重工業株式会社）に示されている。 ・ 上記妥当性確認では、遮へい体透過後のガンマ線の線量率の実験値とSPANコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算及び使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の中央制御室遮へい等の遮へい体透過後の線量率を計算する。 ・ 今回の中央制御室における事故時直接ガンマ線量計算及び使用済燃料貯蔵ピット内の使用済燃料集合体からの直接ガンマ線計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、事故時の外部遮へい及び中央制御室遮へいのための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮へいのための点減衰核積分コードとして、SPAN-SLABが挙げられている。
--	--

電波式水位計（使用済燃料ピット水位（SA））の 地震起因によるスロッシングに対する影響評価及び動水圧評価について

電波式水位計（使用済燃料ピット水位（SA））については、使用済燃料ピットの周辺に設置されており、地震起因によるスロッシングに対して被水する可能性があることから、以下にその影響評価及び動水圧評価について示す。

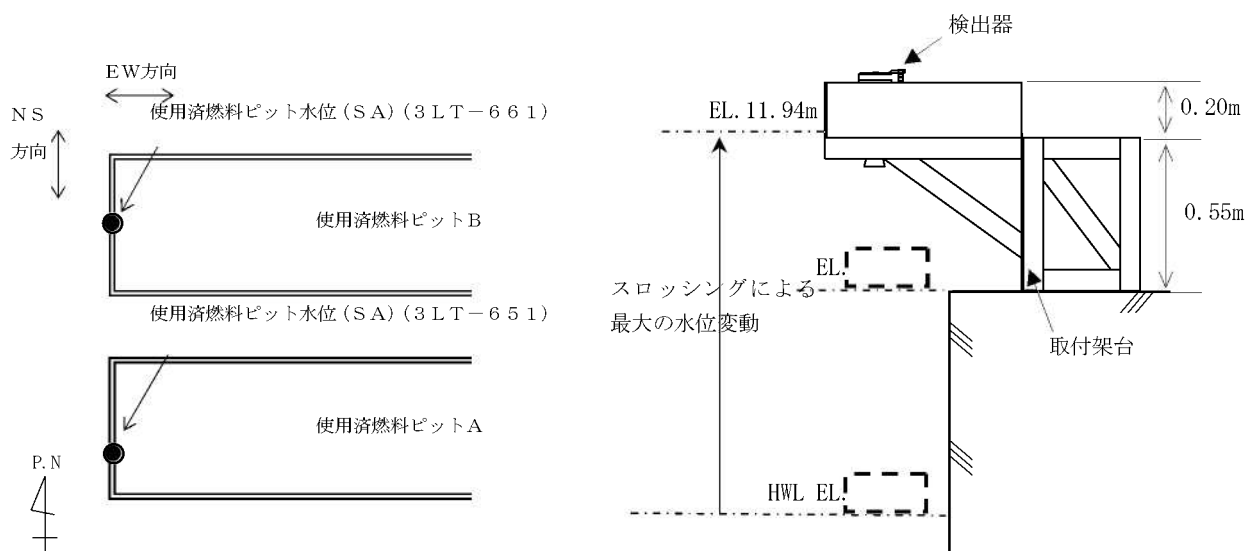


図1 使用済燃料ピット周囲の配置図

図2 使用済燃料ピット水位（SA）取付高さ 概略図

1. 水位計のスロッシングに対する影響評価

1.1 スロッシングによるピット水の最高到達高さ

3次元流動解析の結果から、最大の水位変動量、及びスロッシングによるピット水最高到達高さは以下の通り。

表1 スロッシングによるピット水の最高高さ

入力地震動 (方向)	初期水位[EL.]	スロッシングによる波高さ	スロッシングによるピット水の最高到達高さ
EW方向	(高警報水位) EL. [] [m]	[] [m]	11.94[m]

1.2 影響評価結果

スロッシングによるピット水の最高到達高さと水位計の設置高さの比較から、水位計の取付架台までピット水が到達し、スロッシングによる動水圧を受ける可能性があることを確認した。

水位計は防水機能を有しているが（54条-1-20参照）、スロッシングの動水圧に対する取付架台の健全性維持について、次項に示す。

2. スロッシング水の動水圧に対する評価

2.1 評価条件

動水圧評価に用いる解析条件については以下の通りとする。

表2 解析条件

解析コード	NX NastranVer. 7. 1
入力地震条件	Ss 包絡波 (EW 方向、NS 方向)
評価部位	部材、ボルト
荷重の組合せ	地震荷重+自重+スロッシング水による荷重

2.2 評価方法

1) スロッシング荷重の算定

ハウスナー理論を用いて、ピット水揺動時における動水圧を算出する。なお入力する動水圧については、保守的に最も高い値となる水位100%位置における値とする。

2) 水位計解析モデルへのスロッシング荷重の入力

ピットに向いている面及びピットに突き出している面の面積で動水圧を受けるとして荷重を算出し、解析モデルに入力する。

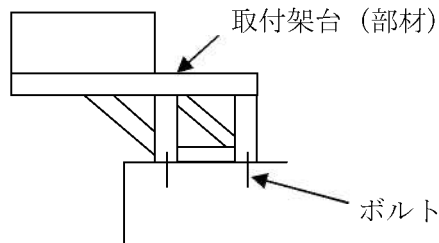


図3 解析モデル概略図

2.3 評価結果

評価結果は以下の通り。(評価上最も厳しい値について示す。)

いずれの部位についても許容応力が発生応力を上回っていることから、電波式水位計(使用済燃料ピット水位(SA))は地震に起因するスロッシングが発生した場合においても健全性が維持される。(なお、数値は暫定値。)

表3 評価結果

	応力分類	地震荷重 [MPa]	スロッシング による荷重 [MPa]	発生応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
部 材	組合せ応力	20	44	64	204
ボルト	引張応力	32	61	93	153
	せん断応力	20	38	58	117
	組合せ応力	32	61	93	121

以 上

玄海3、4号炉「使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更等」に伴う条文の整理表

関連条文	○
関連しない条文	×

条文	条文との関連性		備考
	3号	4号	
第1条 適用範囲	×	×	適用する基準（法令）についての説明であり、要求事項ではないため、関連条文ではない。
第2条 定義	×	×	言葉の定義であり、要求事項ではないため、関連条文ではない。
第3条 設計基準対象施設の地盤	○	○	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）は変更しないことから、設計基準対象施設の地盤に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第4条 地震による損傷の防止	○	○	使用済燃料貯蔵設備は、耐震Sクラスとして設計する。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第5条 津波による損傷の防止	○	○	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）は変更しないことから、津波による損傷の防止に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	使用済燃料貯蔵設備は、外部からの衝撃により安全機能を損なわない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	○	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）は変更しないことから、人の不法な侵入等の防止に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第8条 火災による損傷の防止	○	○	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）に変更しないことから、火災による損傷の防止に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第9条 溢水による損傷の防止等	○	○	使用済燃料貯蔵設備は、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第10条 誤操作の防止	×	×	誤操作の防止に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第11条 安全避難通路等	○	○	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）に変更はなく、関連する設備に変更ないことから、安全避難通路等に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第12条 安全施設	○	○	使用済燃料貯蔵設備は、安全機能に応じて重要度をPS-2に分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。また、3号炉の使用済燃料貯蔵設備は、想定される環境条件においてその機能を発揮することができ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。加えて、3号及び4号炉共用により安全性を損なうことのない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	×	×	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	全交流動力電源喪失対策設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第15条 炉心等	×	×	炉心等に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	○	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、基準を満足する設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	原子炉冷却材圧力バウンダリに係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第18条 蒸気タービン	×	×	蒸気タービンに係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第19条 非常用炉心冷却設備	×	×	非常用炉心冷却設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第20条 一次冷却材の減少分を補給する設備	×	×	一次冷却材を補給する設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第21条 残留熱を除去することができる設備	×	×	残留熱を除去する設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第22条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	×	×	最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第23条 計測制御系統施設	×	×	計測制御系統施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第24条 安全保護回路	×	×	安全保護回路に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第25条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第26条 原子炉制御室等	×	×	原子炉制御室等に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第27条 放射性廃棄物の処理施設	×	×	放射性廃棄物の処理施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第28条 放射性廃棄物の貯蔵施設	×	×	放射性廃棄物の貯蔵施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第29条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	×	×	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第30条 放射線からの放射線業務従事者の防護	○	○	使用済燃料貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを低く抑えるために燃料取扱遮へい等を設ける設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第31条 監視設備	×	×	監視設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第32条 原子炉格納施設	×	×	原子炉格納施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第33条 保安電源設備	×	×	保安電源設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第34条 緊急時対策所	×	×	緊急時対策所に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第35条 通信連絡設備	×	×	通信連絡設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。

条文	条文との関連性	3号		備考
		3号	4号	
第36条	補助ボイラー	×	×	補助ボイラーに係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	×	使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の着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。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第38条	重大事故等対処施設の地盤	○	×	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）は変更しないことから、重大事故等対処施設の地盤に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第39条	地震による損傷の防止	○	×	使用済燃料貯蔵設備は、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設として設計する。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第40条	津波による損傷の防止	○	×	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）は変更しないことから、津波による損傷の防止に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第41条	火災による損傷の防止	○	×	関連する条文であるが、使用済燃料貯蔵設備の設置場所（建屋）に変更はなく、関連する設備に変更はないことから、火災による損傷の防止に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではない。
第42条	特定重大事故等対処施設	×	×	特定重大事故等対処施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第43条	重大事故等対処設備	○	×	重大事故等対処設備である使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む。）は、機能が有効に発揮できるよう、設置（使用）・保管場所に応じて耐環境性を有する設計とし、かつ漏えいの有無、外観の確認が可能な設計とする。また、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第44条	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	×	×	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に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第45条	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高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第46条	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を減圧するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第47条	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	×	×	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に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	×	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	×	原子炉格納容器内の冷却等のための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	×	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×	×	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	×	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	×	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	×	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	×	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×	×	重大事故等の収束に必要な水の供給設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第57条	電源設備	×	×	電源設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第58条	計装設備	×	×	計装設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	×	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第60条	監視測定設備	×	×	監視測定設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第61条	緊急時対策所	×	×	緊急時対策所に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×	×	通信連絡を行うために必要な設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。

注：重大事故等対処設備は4号と共用しないため、37, 39, 43, 54条の適用を4号は受けない。

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 設備リスト一覧表
(設置変更許可申請書 (3号炉) 記載設備)

施設区分	設備区分	名称	耐震クラス	DB/SA	共用の有無 (有:○、無-)	機器・配管系	建物・構築物
核燃料物質の取扱施設	燃料取扱設備	使用済燃料ピットクレーン	B	DB	○	○	
		燃料取扱棟クレーン	B	DB	○	○	
		除染場ピット	C	DB	○		○
		燃料取替チャンネル (燃料取扱棟内)	B	DB	○		○
		燃料取替チャンネル (原子炉格納容器内)	B	DB	-		○
		原子炉キャビティ	B	DB	-		○
		燃料取替クレーン	B	DB	-	○	
		新燃料エレベータ	C	DB	-	○	
		燃料移送装置	B	DB	-	○	
		ウラン・プルトニウム混合 酸化物新燃料取扱装置	B	DB	-	○	
核燃料物質の貯蔵施設	新燃料 貯蔵設備	新燃料貯蔵庫	C	DB	-		○
	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ピット	S	DB/SA	○	○ (ラック)	○ (ピット)
		使用済燃料ピット水位	C	DB	-	○	
		使用済燃料ピット温度	C	DB	-	○	
		使用済燃料ピットエリア モニタ	C	DB	-	○	
	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	使用済燃料ピット冷却器	B	DB	○	○	
		使用済燃料ピットポンプ	B	DB	○	○	
		使用済燃料ピットスキマ ポンプ	B	DB	○	○	
		使用済燃料ピット脱塩塔	B	DB	○	○	
		使用済燃料ピットフィルタ	B	DB	○	○	
	使用済燃料ピットスキマ フィルタ	B	DB	○	○		