

2. HTTR 原子炉施設の地震による損傷の防止 (適合性説明資料)

HTTR 原子炉施設の耐震設計方針

HTTR 原子炉施設は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 12 月 18 日施行）」に適合するように、以下の要求を満たすものとする。

1. 耐震設計の基本方針

原子炉施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、耐震重要度分類を以下のとおり、S クラス、B クラス及びC クラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

S クラス：安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。

B クラス：安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラスと比べ小さい施設。

C クラス：Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。

耐震重要度分類のうち、Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対して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。また、下位のクラスに属する施設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。

耐震重要度分類のうち、Bクラス及びCクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える設計とする。また、Bクラス施設のうち、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。

2. 地震力の算定法

設計用地震力は、次の方法で算定される静的地震力及び動的地震力のうち、いずれか大きい方とする。

(1) 静的地震力

(i) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す耐震重要度分類に応じた係

数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定する。

S クラス 3.0

B クラス 1.5

C クラス 1.0

ここに、 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値である。

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 に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 とする。

S クラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(ii) 機器・配管系

静的地震力は、上記(i)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(i)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、S クラスの施設については、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。

(2) 動的地震力

動的地震力は、S クラスの施設及び B クラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。

S クラスの施設については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d から定める入力地震動を入力とする。弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s の応答スペクトルとの比率を 0.5 倍として設定する。

B クラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じた動的地震力を適用する。

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d 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合せたものとして算定する。

(3) 入力地震動

原子炉施設に対する入力地震動は、解放基盤表面（約 G.L. -172.5 m）で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動の伝播特性や地盤の非線形応答に関する動的変形特性等を適切に考慮して 1 次元波動論又は必要に応じ 2 次元有限要素法解析により応答計算し算定する。

3. 動的解析法

(1) 建物・構築物

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を用いて行うものとする。

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、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。

動的解析には、地盤-建家間の動的相互作用を考慮する。解析は、地盤-建家をスウェイ-ロッキングモデルに置換して行う。

弾性設計用地震動に対しては、弾性応答解析を行う。

基準地震動に対しては、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、規格・基準又は実験式等に基づき、該当する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、施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための応答解析において、建物・構築物等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。

(2) 機器・配管系

(i) 金属構造物

機器については、その形状を考慮したモデル化を行い、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析等により応答を求める。

配管系については、熱的条件及び構造を考慮して分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析により応答を求める。

動的解析に用いる減衰定数は、「原子力発電所の耐震設計技術指針」(JEAG4601、同補)⁽¹⁾、振動実験⁽²⁾⁽³⁾、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、剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を用いて地震力を算定する。

(ii) 黒鉛構造物

炉心を構成する黒鉛ブロックは、地震時に相互に衝突を繰返す非線形振動挙動を示す。そのため、黒鉛ブロック群の振動解析法としては、ブロック間の衝突現象を考慮する方法を用いる⁽⁴⁾。各黒鉛ブロックに作用する衝突力、ブロックの変位等は、時刻歴応答解析により求める。

図1に炉心構成要素を示す。

4. 荷重の組合せと許容限界

4. 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。

(1) 建物・構築物

(i) 運転時の状態

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、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

(ii) 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態。

(iii) 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。

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態

原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的又は頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。

(iii) 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。

4. 2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

(i) 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、即ち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常気象条件による荷重

(ii) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(iv) 地震力、風荷重、積雪荷重

運転時及び設計基準事故時の荷重には、機器・配管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。

(2) 機器・配管系

- (i) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- (ii) 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
- (iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- (iv) 地震力

4. 3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下による。

(1) 建物・構築物

- (i) Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に対して、地震力と常時作用している荷重、運転時(通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組合せる。
- (ii) Sクラスの施設に対して、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合せる。

(2) 機器・配管系

- (i) Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に対して、地震力と、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重とを組合せる。
- (ii) Sクラスの施設に対して、地震力と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、地震によって起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組合せる。
- (iii) Sクラスの施設に対して、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、地震によって起こされるおそれのない事象によって作用する荷重で、その作用が長時間続く場合には、その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合せる。なお、地震によって起こされるおそれがなく、かつ、その事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には、地震力と組合せない。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- (i) Sクラスの施設に作用する地震力のうち動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力を適切に組合せ算定するものとする。
- (ii) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合

には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。

- (iii) 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ともよいものとする。
- (iv) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組合せる。

4. 4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組合せた状態に対する許容限界は、次のとおりとする。

(1) 建物・構築物

(i) Sクラスの建物・構築物

- (a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的震度による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。

- (b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として、十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕をもたせることとする。

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、日本建築学会「建築耐震設計における保有耐力と変形性能」実験式⁽⁵⁾等に基づき適切に定めるものとする。

(ii) B、Cクラスの建物・構築物

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。

(iii) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記の「(i) Sクラスの建物・構築物、(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界」を適用するほか、耐震クラスの異なる施設が、それを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。

(iv) 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、妥当な安全余裕をもたせることとする。

(2) 機器・配管系

(i) Sクラスの機器・配管系

(a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界

金属構造物については、JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。金属構造物のうち高温に達するものについては、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」⁽⁶⁾による許容応力を許容限界とする。

炉心支持黒鉛構造物については、引張強さ及び圧縮強さを基準にし、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」⁽⁷⁾による許容応力を許容限界とする。なお、対象はサポートポストの炉心支持機能とする。

(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

金属構造物については、JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じず、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する値を許容限界とする。金属構造物のうち高温に達するものについては、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。

炉心支持黒鉛構造物については、引張強さ及び圧縮強さを基準にし、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。なお、対象はサポートポストの炉心支持機能とする。

(ii) B、Cクラスの機器・配管

JEAG その他の安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

(iii) 炉心構成要素（燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック）

炉心構成要素については、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去可能な形状が阻害されないこと、及び過大な変形や破損を生じることにより、制御棒の挿入が阻害されないことを確認するため、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」による許容応力を許容限界とする。図1に炉心構成要素を示す。

(iv) 動的機器

地震時に動作を要求される動的機器については、解析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。

5. 参考文献

- (1) JEAG 4601-1987「原子力発電所耐震設計技術指針」.
- (2) M.Futakawa et al.; “Vibrational Characteristics of a Co-axial double pipe”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 94, 1986.

- (3) 幾島 他 ; 「垂直 2 次元炉心模型による高温ガス炉の炉心耐震・試験と解析」、JAERI-1282(1983 年).
- (4) T. Ikushima; “ SONATINA-2V: A Computer Program for Seismic Analysis of the Two-dimensional Vertical Slice HTGR Core” , JAERI-1279(1982).
- (5) 日本建築学会 ; 「建築耐震設計における保有耐力と変形性能」 (1982 年).
- (6) 「高温ガス炉第 1 種機器の高温構造設計指針」 (平成 2 年 12 月科学技術庁原子力安全局内規 (平成 15 年 5 月 30 日改定))
- (7) 「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」 (平成 2 年 12 月科学技術庁原子力安全局内規 (平成 15 年 5 月 30 日改定))

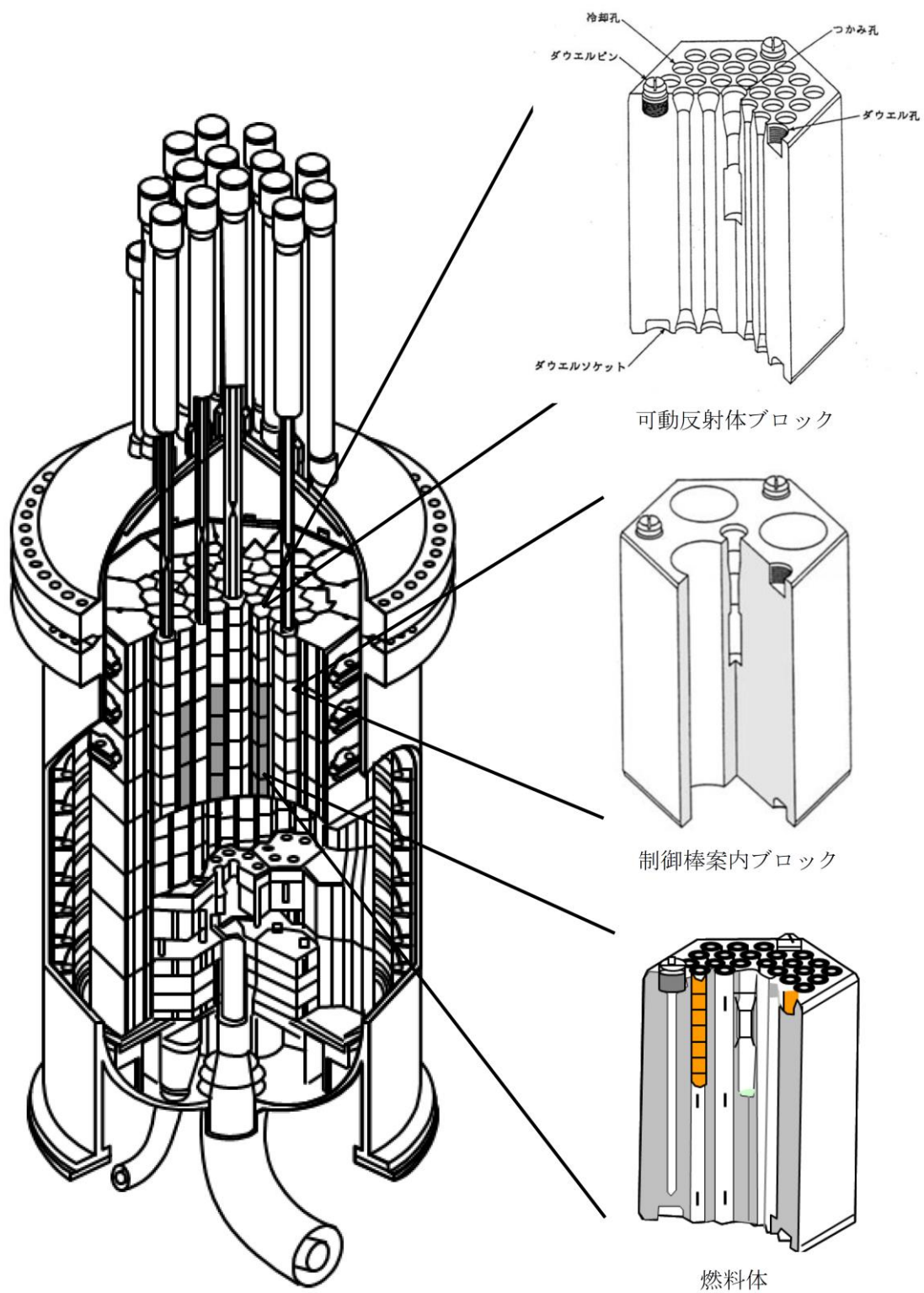


図1 炉心構成要素の概要図

耐震設計方針の補足説明

1. 耐震安全性評価の考え方

Sクラスである建物・構築物及び機器・配管系については、基準地震動及び弾性設計用地震動に基づく入力地震動によって耐震性を確認する。また、原子炉建家はBクラスであるが、Sクラスの施設を内包する建物・構築物として、支持機能及び波及的影響の観点から基準地震動に基づく入力地震動によって耐震性を確認する。Sクラスの施設の安全機能へ影響を与える下位のクラスに属する施設は波及的影響の観点から基準地震動を用いて評価を行い、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。

2. 水平2方向及び鉛直方向の組合せに関する評価手法

施設の耐震設計では、施設の構造から地震力の方向に対して弱軸及び強軸を明確にし、地震力に対して配慮した構造としている。

水平2方向及び鉛直方向の組合せによる耐震設計に係る技術基準が制定されたことを受けて、施設の評価では、施設の構造特性等から水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性のあるものに対して、施設が有する耐震性に及ぼす影響を評価する。評価に当たっては、その部位について水平2方向及び鉛直方向の荷重や応力を算出し、施設が有する耐震性への影響を確認する。

影響評価は、米国 REGULATORY GUIDE 1.92 に基づき荷重時ごとに応力解析により得られた結果を用いた組合せ係数法(1.0:0.4:0.4)*又は応答の同時性を各時刻歴で考慮できる3方向を同時に入力する方法により行う。

※：米国 REGULATORY GUIDE 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」

3. 建物・構築物及び機器・配管系の耐震設計方針

以下に、具体的な検討方法の概要を示す。

(1) 基準地震動 S_s による入力地震動に基づき、図1に示すスウェーロッキングの地盤ばねを考慮した多質点系モデルを用いた原子炉建家の弾塑性地震応答解析を実施する。内包するSクラスの施設・設備への支持機能の観点から建家が終局耐力に対して安全余裕を有していることを確認する。

(2) Sクラスである原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール及びSクラスの支持構造物である原子炉建家の基礎版については、基準地震動によって生じる地震力に対して非線形応力解析を行い、各部位に発生するひずみが終局点以下である

ことを確認する。

(3) Sクラスである原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールについては、弾性設計用地震動又は 3.0Ci に基づく静的地震力のいずれか大きい方の値を設計用地震力として、線形応力解析を行い、各部位に発生する応力度が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以下であることを確認する。

(4) H T T R 原子炉施設の基準地震動は、応答スペクトル法による地震動 S_s-D (水平方向 1 成分と鉛直方向 1 成分) と断層モデルにより策定された地震動 S_s-1 から S_s-5 (水平方向 2 成分 (NS、EW) と鉛直方向 1 成分) の 2 種類の手法によって策定された地震動がある。水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価に当たっては、応答スペクトル法による地震動に対しては水平 2 方向それぞれについて解析し、組合せ係数法 (1.0 : 0.4 : 0.4) により検討し、断層モデルにより策定された地震動に対しては 3 方向同時入力又は組合せ係数法 (1.0 : 0.4 : 0.4) によって検討する。

(5) 機器・配管系の動的解析に用いる地震力は、建物・構築物の地震応答解析結果より得られる機器・配管系の設置床における設計用床応答スペクトル及び加速度時刻歴波形に基づき算定する。

機器・配管系の動的解析は、応答倍率法による評価を実施し、応答倍率法による評価で許容値を満足しない機器・配管系については、その形状を考慮して、分布質量系、1 質点系、多質点系モデル等に置換し、スペクトルモーダル解析法、時刻歴応答解析法等により応答を求める。

4. 設工認からの変更点

今回の建物・構築物及び機器・配管系の評価に関して、評価手法、解析条件など設工認と異なるものを表 1~4 に示す。

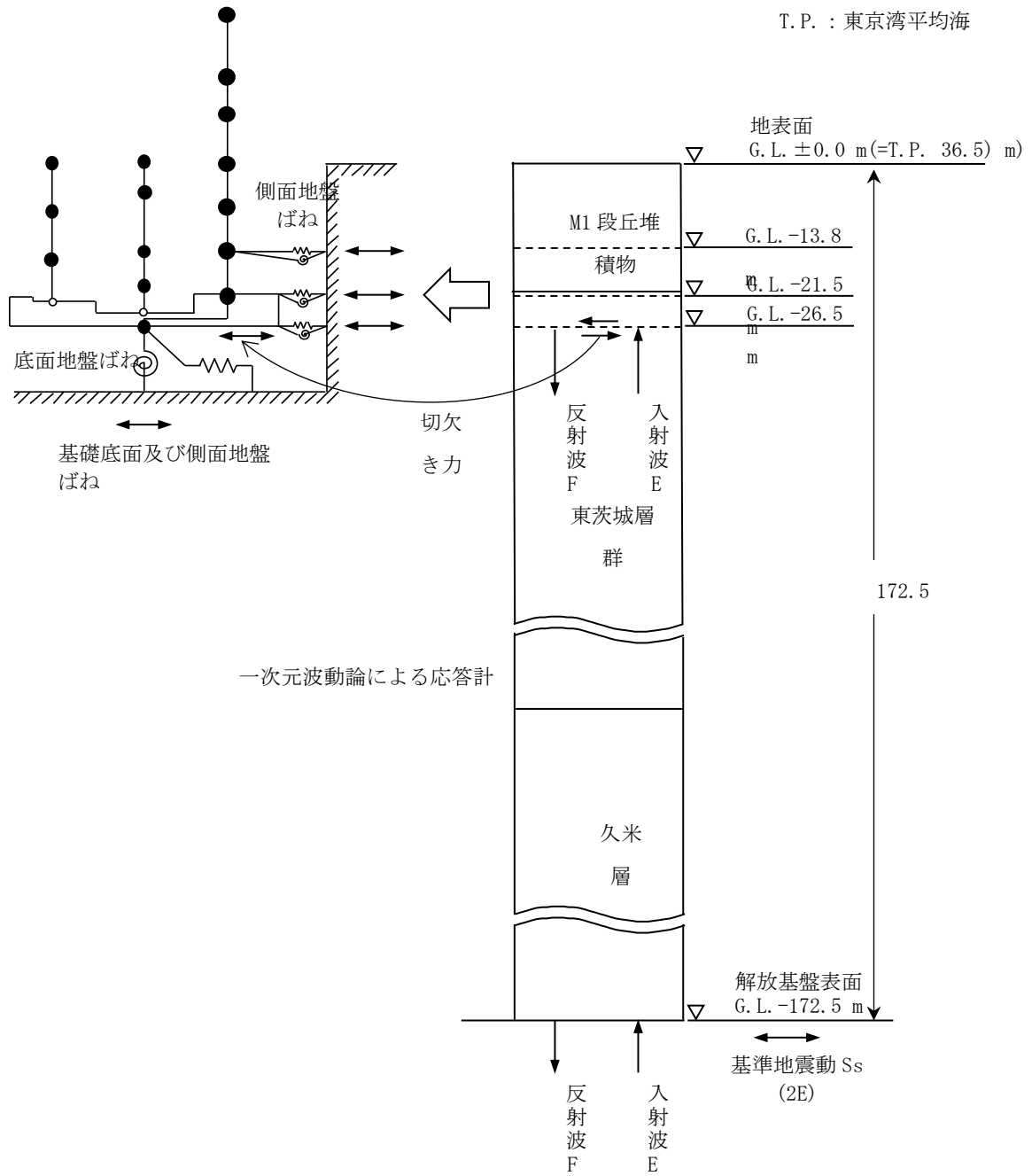


図1 原子炉建家地震応答解析モデルの概要 (水平方向)

表1 建物・構築物の設工認からの変更点（地震応答解析 水平方向）

項目	内容	設工認	今回評価	変更理由
入力地震動の算定法	入力地震動	解放基礎表面の基準地震動 (S1 及び S2) を用いて一次元波動論により基礎底面の入力地震動 (E+F) を算定	解放基礎表面の基準地震動 Ss 及び弾性設計用地震動 Sd を用いて一次元波動論により基礎底面の入力地震動 (E+F) を算定	規則 D) を踏まえ基準地震動を変更
地震応答解析	建家モデル	多質点系モデル	同左	-
	材料物性	<ul style="list-style-type: none"> コンクリートの圧縮強度 Fc=240 kgf/cm² ポアソン比 1/6 	再設定 <ul style="list-style-type: none"> コンクリートの圧縮強度 Fc=23.5 N/mm² (SI 換算) ポアソン比 0.2 	現在の規格・基準 ²⁾ に基づき再設定
	減衰定数	RC : 5% S (溶接接合) : 1%	RC : 3% S (溶接接合) : 1%	規則 D) を踏まえ RC 構造の減衰定数のばらつきを考慮し、保守的に設定
側面ばね (補足表1参照)	底面ばね	水平及び回転ばねを考慮 ダイナミカルグラウンドコンクリートによる Novak の手法による側面ばね (水平) を考慮	水平及び回転ばねを考慮 振動アドミタンス理論による Novak の手法による側面ばね (水平及び回転) を考慮	現在の規格・基準 ^{3), 4)} に基づき再設定

- 1) 「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」
- 2) 「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説」(1999年日本建築学会)
- 3) 「原子力発電所耐震設計技術指針」(日本電気協会 JEAG4601-1991 追補版)
- 4) 「原子力発電所耐震設計技術規程」(日本電気協会 JEAC4601-2015)

表2 建物・構築物の設工認からの変更点（地震応答解析 鉛直方向）

項目	内容	設工認	今回評価	変更理由
入力地震動の算定法	入力地震動		解放基礎表面の基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d を用いて一次元波動論により基礎底面の入力地震動 (2E) を算定	規則 1) を踏まえ新規に実施
地震応答解析	建家モデル (補足表 2 参照)		耐震壁の軸剛性を軸ばねで表現した多質点系モデル	規則 1) を踏まえ新規に実施、現在の規格・基準 4) に基づき設定
	材料物性	なし	・コンクリートの圧縮強度 $F_c=23.5 \text{ N/mm}^2$ ・ポアソン比 0.2	規則 1) を踏まえ新規に実施、現在の規格・基準 2) に基づき設定
	減衰定数		RC : 3%	規則 1) を踏まえ新規に実施、RC 構造の減衰定数のばらつきを考慮し 1)、保守的に設定
	底面ばね		S (ボルト、リベット接合) : 2% S (溶接接合) : 1%	規則 1) を踏まえ新規に実施、現在の規格・基準 3)、4) に基づき設定
	側面ばね		鉛直ばねを考慮 振動アドミタンス理論による 考慮なし	

1) 「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

2) 「鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説」(1999年日本建築学会)

3) 「原子力発電所耐震設計技術指針」(日本電気協会 JEAG4601-1991 追補版)

4) 「原子力発電所耐震設計技術規程」(日本電気協会 JEAC4601-2015)

表3 建物・構築物の設工認からの変更点 (応力解析)

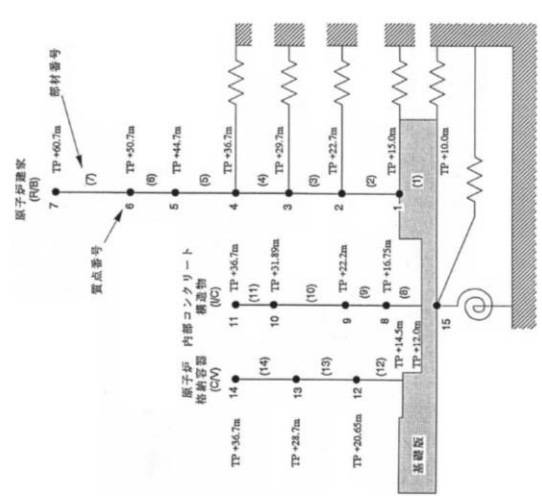
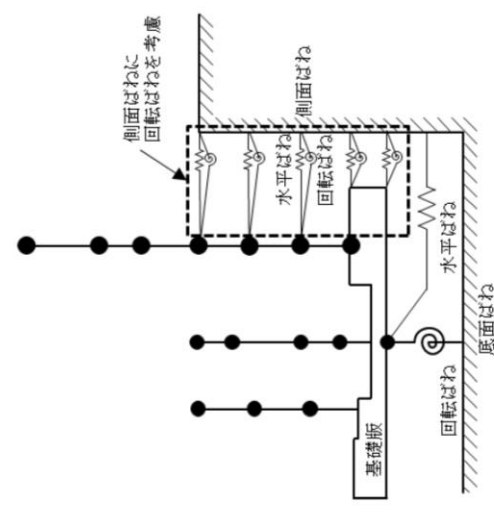
項目	内容	設工認	今回評価	変更理由
応力解析	鉄筋コンクリート部材の評価 (補足表3参照)	線形解析	Ss地震時においては、鉄筋及びコンクリートの非線形特性を考慮した解析 静的地震力3Ci及びSd地震時は、設工認と同様に線形解析	詳細解析を実施するため、線形モデルから非線形モデルに変更
	水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価	なし	水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せにより影響する部位を抽出し、組合せ係数法(1.0:0.4:0.4)等より影響評価を実施	規則1)を踏まえ新規に実施

1) 「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」

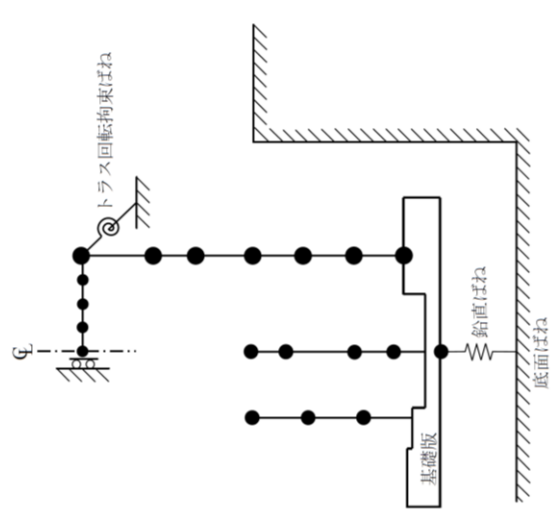
表 4 機器・配管系の設工認からの変更点（応力解析）

項目	内容	設工認	今回評価	変更理由
応力解析	応答倍率法による評価の適用	なし	応答倍率法による評価で許容値を満足しない場合は、詳細評価を実施する。	応答倍率法による評価は、簡易性・保守性を有しているためスクリーニングとして実施する。
応力解析	天井クレーンの評価 (補足表 4 参照)	クレーンガーダに対して、設計用水平震度等を用いて車輪部を固定した評価を実施。	車輪部のすべりを考慮した 3 次元モデルを作成し、時刻歴応答解析により評価を実施する。	詳細解析を実施するため


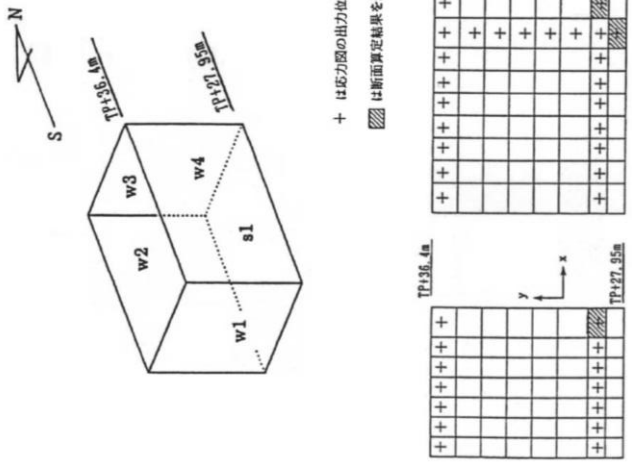




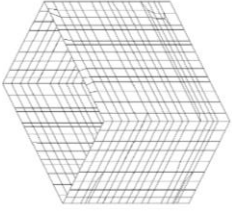

補足表 1 建物・構築物の設工認からの変更点 (地震応答解析 水平方向)

項目	設工認	今回評価
<p>概念図</p>  <p>HTTR 設工認より抜粋</p>	 <p>側面はねに回転はねを考慮</p> <p>水平はね</p> <p>側面はね</p> <p>回転はね</p> <p>基礎版</p> <p>底面はね</p> <p>水平はね</p>	<p>今回評価</p> <p>今回評価における解析モデルの概念図 (水平方向)</p>

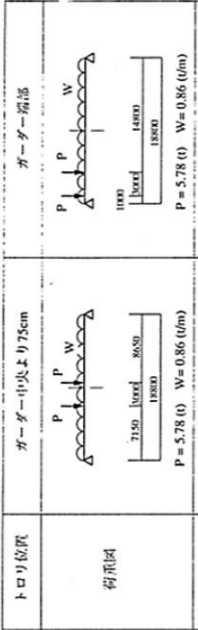
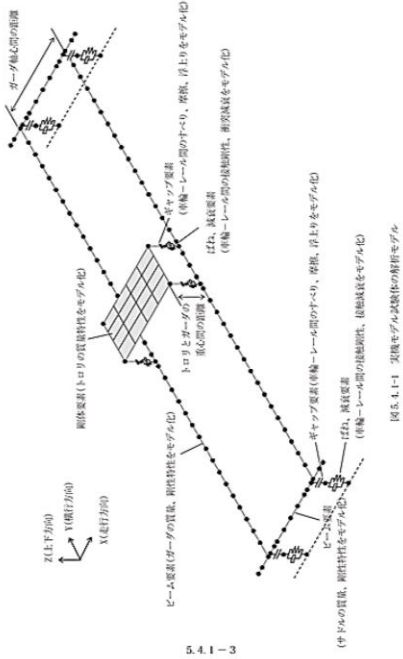
補足表2 建物・構築物の設工認からの変更点（地震応答解析 鉛直方向）

項目	設工認	今回評価
概念図	なし	 <p>今回評価における解析モデルの概念図（鉛直方向）</p>

補足表3 建物・構築物の設工認からの変更点 (応力解析)

項目	設工認	今回評価
<p>概念 </p>	 <p>  は応力図の出力位置を示す。  は断面算定結果を表示する要素を示す。 </p> <p>  w1  w2 </p> <p>使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの解析モデル (線形解析) HTTR 設工認より抜粋</p>	 <p>非線形特性考慮のため精緻化した使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの解析モデル (非線形解析)</p> <p>※ 静的地震力及び弾性設計用地震動 Sd に対する評価は、今回評価も同様に線形解析とする。</p>  <p> 応力 歪み 応力 歪み </p> <p>鉄筋の応力-歪み 歪み 鉄筋及びコンクリートの非線形特性 歪み コンクリートの応力 (圧縮) - 歪み</p>

補足表 4 機器・配管系の設工認からの変更点 (応力解析)

項目	設工認	今回評価
<p>概念図</p> 		<p>今回評価における天井クレーンの解析モデルの概念図</p>
	<p>設工認時における天井クレーンの評価</p>	

基準地震動S_sの加速度時刻歴波形 及び応答スペクトル

参考2-1



基準地震動S_sの策定

基準地震動S_s：最大加速度値

第203回審査会合
資料2 再掲

■ 基準地震動S_sの最大加速度の一覧を示す。

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)		
		NS成分	EW成分	UD成分
S _s -D	応答スペクトル手法による基準地震動	700		500
S _s -1	F3断層, F4断層の運動による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)	973	711	474
S _s -2	F3断層, F4断層の運動による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)	835	761	436
S _s -3	F3断層, F4断層の運動による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)	948	850	543
S _s -4	F3断層, F4断層の運動による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点3)	740	630	405
S _s -5	2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)	670	513	402

※表中のグラフは各基準地震動S_sの加速度時刻歴波形(縦軸:加速度[cm/s²], 横軸:時間[s])

参考2-2



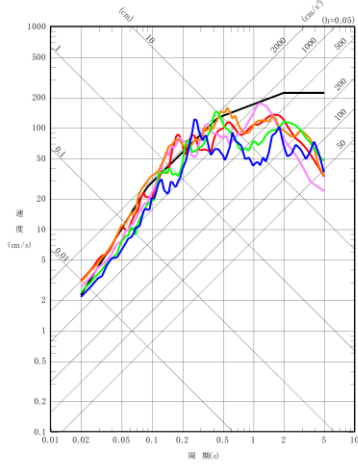
基準地震動Ssの策定

基準地震動Ss：応答スペクトル

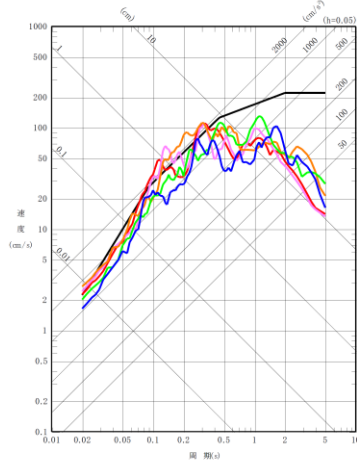
第203回審査会合
資料2 再掲

■ 基準地震動Ssの応答スペクトル

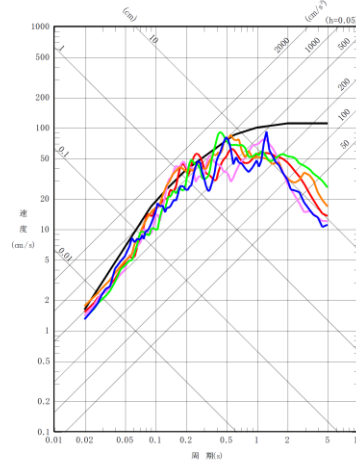
- Ss-D 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-1 F3断層, F4断層の運動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- Ss-2 F3断層, F4断層の運動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-3 F3断層, F4断層の運動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- Ss-4 F3断層, F4断層の運動による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点3)
- Ss-5 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重量)



NS成分



EW成分



UD成分

参考2-3

参考資料3

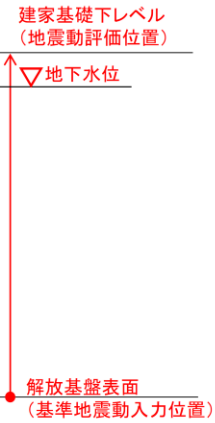
建家基礎下レベルでの地震動評価について

参考3-1

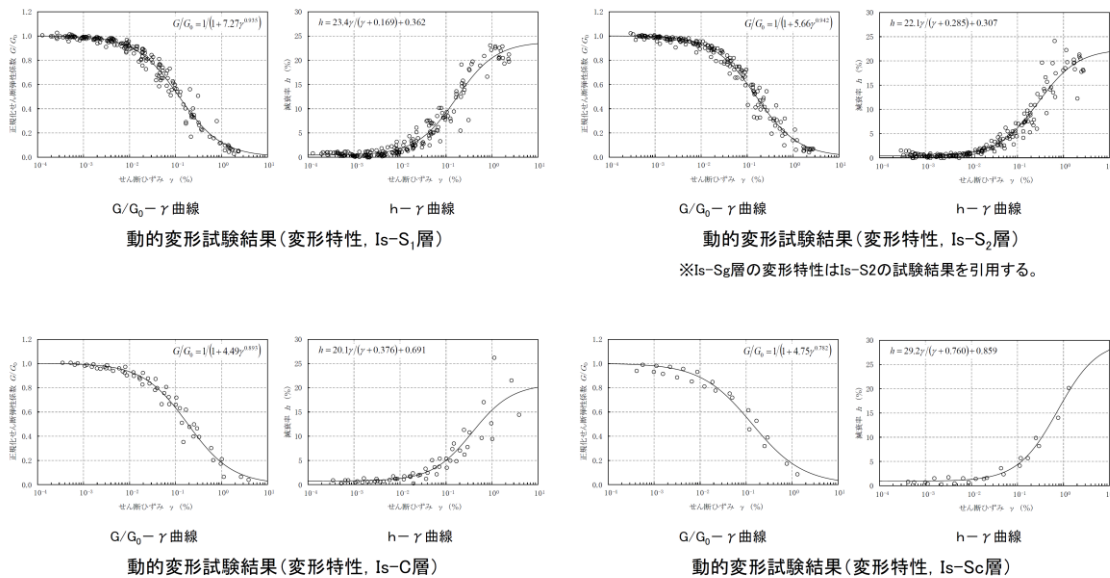
- 本検討においては、下表に示す耐震設計に用いる浅部地盤モデルにより評価した。
- 密度は、ボーリング孔から採取した供試体を用いた物理試験の結果より設定した。
- S波速度とポアソン比は、ボーリング孔で実施したPS検層の結果より設定した。
- P波速度は、地下水位より上部はポアソン比一定、地下水位以下は体積弾性率一定として設定した。
- 等価線形解析に用いる変形特性は、ボーリング孔から採取した供試体を用いた動的変形試験(繰り返し中空ねじりせん断試験又は繰り返し三軸試験)の結果より設定した。

地震動算定用地盤モデル

No.	地層区分	上端深度 G.L. (m)	層厚 (m)	湿潤密度 ρ (g/cm^3)	S波速度 V_s (m/s)	ポアソン比 ν
1	東茨城層群	Is-S ₁	-26.50	0.50	1.87	0.46
2		Is-S ₁	-27.00	11.52	1.87	0.46
3		Is-C	-38.52	1.11	1.88	0.47
4		Is-S ₂	-39.63	24.92	1.86	0.47
5		Is-Sc	-64.55	8.78	1.82	0.47
6		Is-S ₂	-73.33	11.10	1.86	0.47
7		Is-Sg	-84.43	1.35	1.98	0.44
8		Is-S ₃	-85.78	4.41	1.97	0.45
9	久米層	Km	-90.19	70.08	1.79	0.45
10		Ks	-160.27	11.63	1.88	0.43
11	多賀層群	-	-171.90	-	1.98	0.36



参考3-2

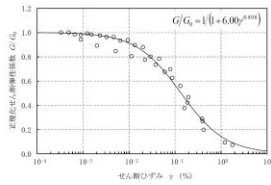


参考3-3

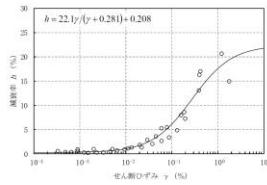


建家基礎下レベルでの地震動算定用地盤モデル
動的変形試験結果(2/2)

第218回審査会合
資料1-3 再掲

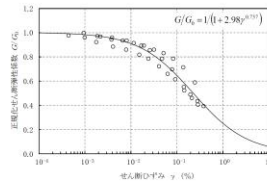


G/G₀ - γ 曲線

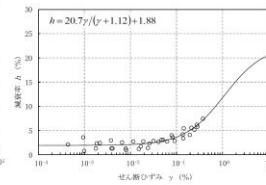


h - γ 曲線

動的変形試験結果(変形特性, Is-S_j層)

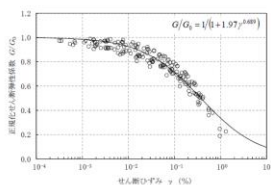


G/G₀ - γ 曲線

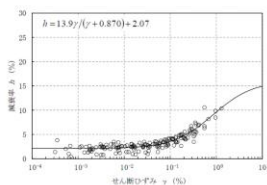


h - γ 曲線

動的変形試験結果(変形特性, Ks層)



G/G₀ - γ 曲線



h - γ 曲線

動的変形試験結果(変形特性, Km層)

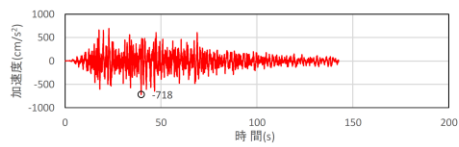
参考3-4



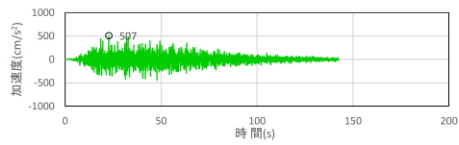
建家基礎下レベルでの地震動評価
基準地震動 Ss-D

建家基礎下レベルでの地震動
(基礎下G.L.-26.5m; 自由表面波)

第218回審査会合 資料1-3 再掲

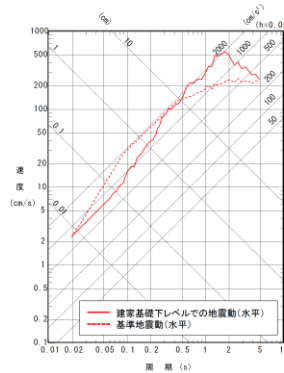


水平成分



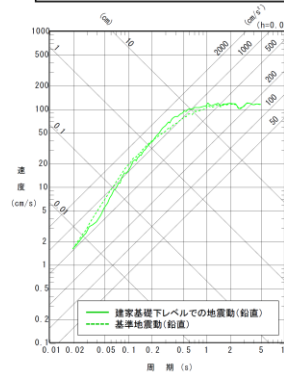
鉛直成分

加速度時刻歴波形

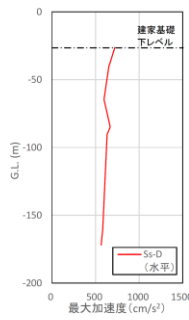


水平成分

擬似速度応答スペクトル

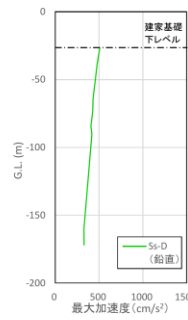


鉛直成分

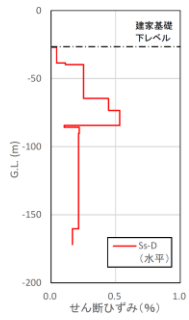


水平成分

最大加速度分布



鉛直成分



水平成分

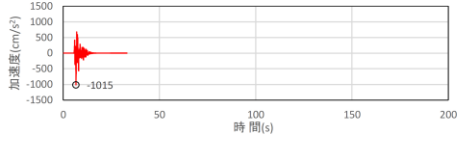
せん断ひずみ分布

参考3-5

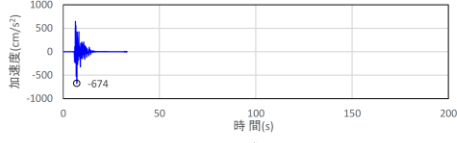


建家基礎下レベルでの地震動評価
基準地震動 Ss-1

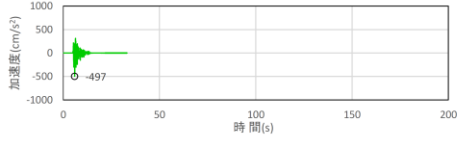
建家基礎下レベルでの地震動
(基礎下G.L.-26.5m; 自由表面波)



NS成分

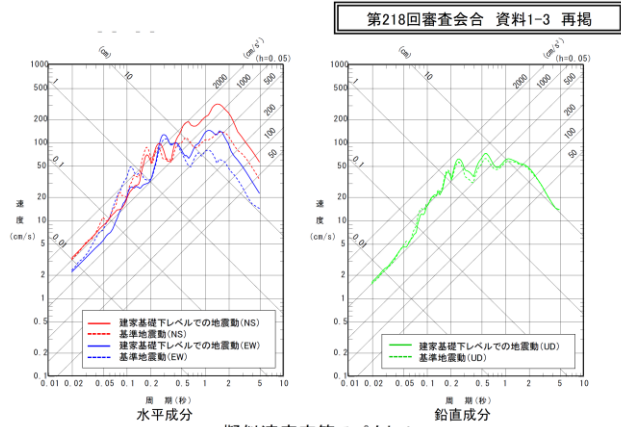


EW成分

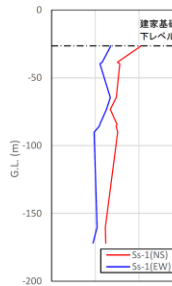


UD成分

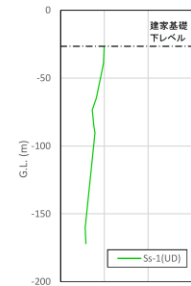
加速度時刻歴波形



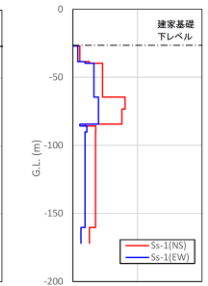
擬似速度応答スペクトル



水平成分
最大加速度分布



鉛直成分
最大加速度分布



せん断ひずみ分布

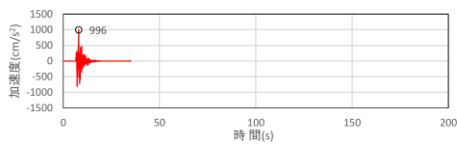
参考3-6

第218回審査会合 資料1-3 再掲

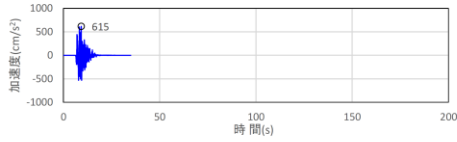


建家基礎下レベルでの地震動評価
基準地震動 Ss-2

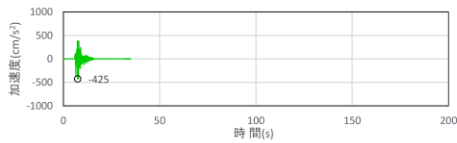
建家基礎下レベルでの地震動
(基礎下G.L.-26.5m; 自由表面波)



NS成分

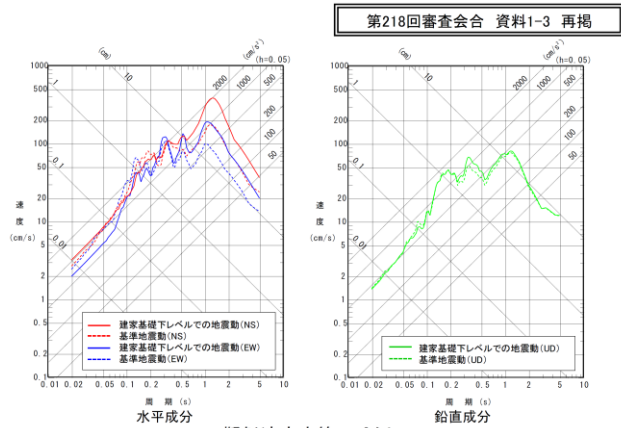


EW成分

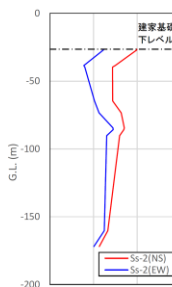


UD成分

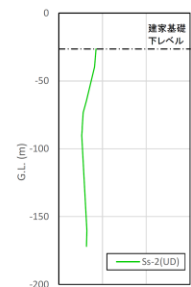
加速度時刻歴波形



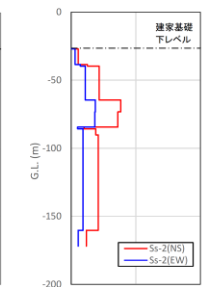
擬似速度応答スペクトル



水平成分
最大加速度分布



鉛直成分
最大加速度分布



せん断ひずみ分布

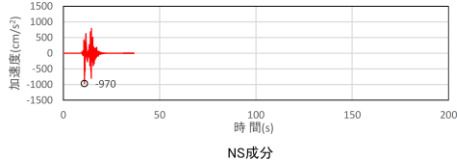
参考3-7

第218回審査会合 資料1-3 再掲

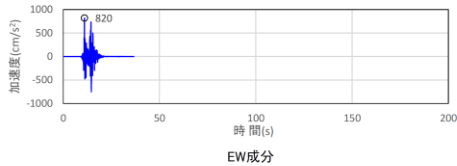


建家基礎下レベルでの地震動評価
基準地震動 Ss-3

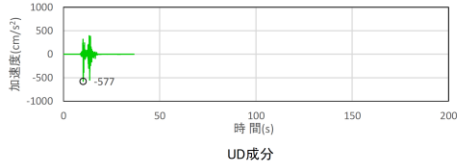
建家基礎下レベルでの地震動
 (基礎下G.L.-26.5m; 自由表面波)



NS成分

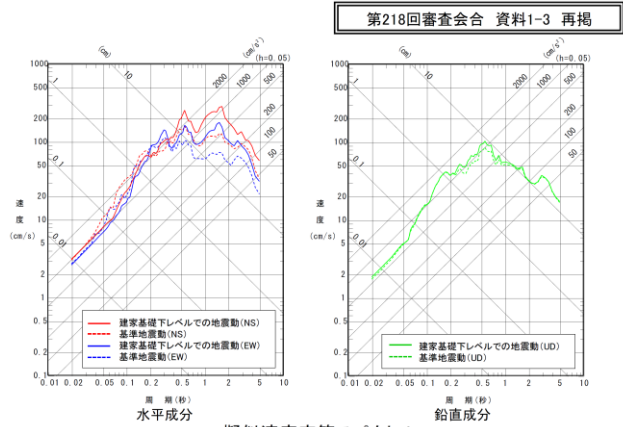


EW成分

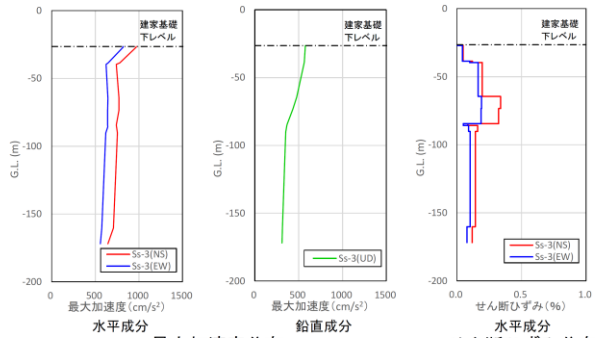


UD成分

加速度時刻歴波形



擬似速度応答スペクトル



最大加速度分布

せん断ひずみ分布

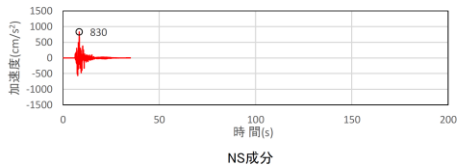
参考3-8

第218回審査会合 資料1-3 再掲



建家基礎下レベルでの地震動評価
基準地震動 Ss-4

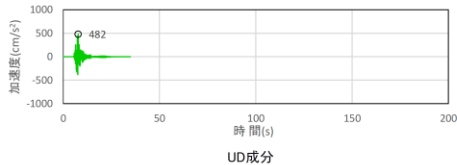
建家基礎下レベルでの地震動
 (基礎下G.L.-26.5m; 自由表面波)



NS成分

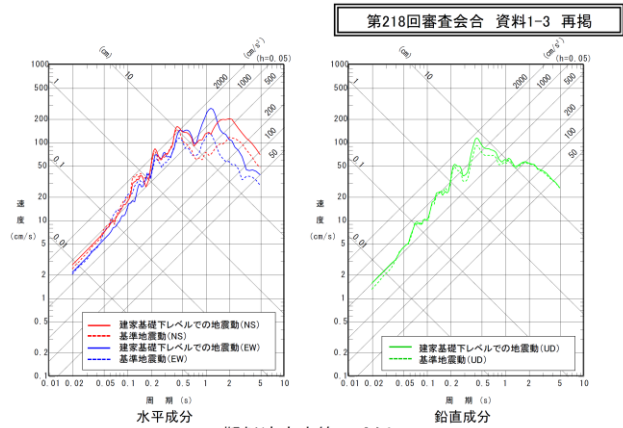


EW成分

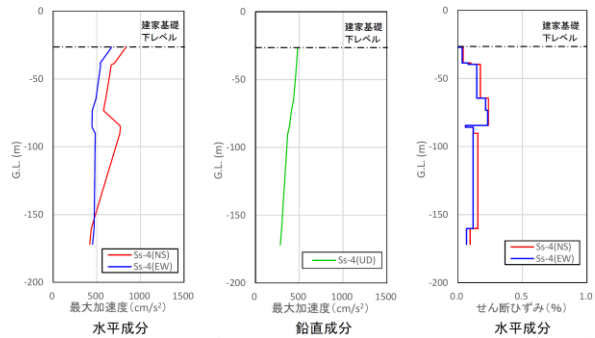


UD成分

加速度時刻歴波形



擬似速度応答スペクトル



最大加速度分布

せん断ひずみ分布

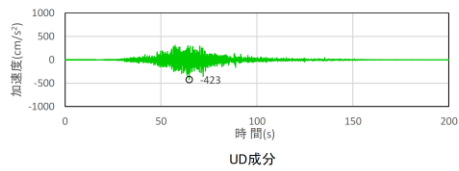
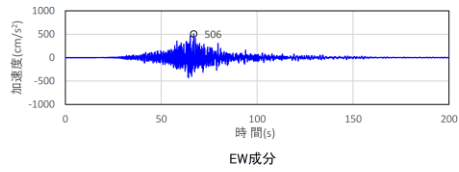
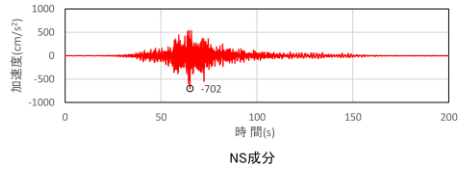
参考3-9

第218回審査会合 資料1-3 再掲

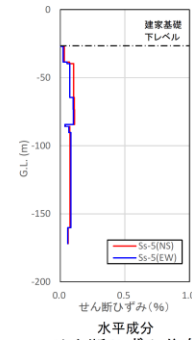
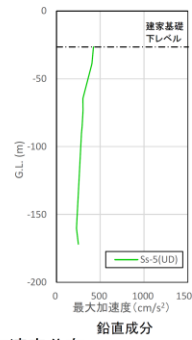
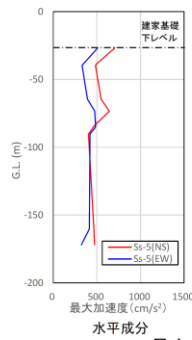
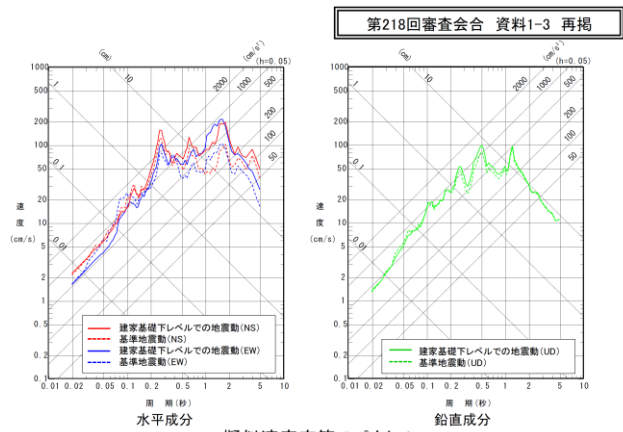


建家基礎下レベルでの地震動評価
基準地震動 Ss-5

建家基礎下レベルでの地震動
 (基礎下G.L.-26.5m; 自由表面波)



加速度時刻歴波形



参考3-10

参考資料4

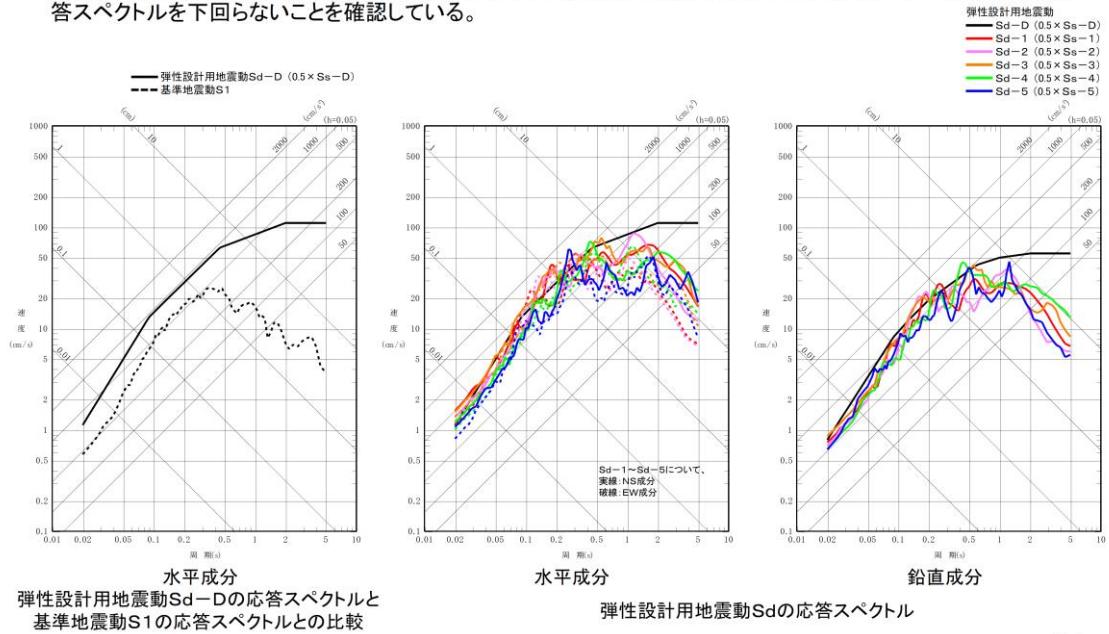
弾性設計用地震動Sdについて

参考4-1



弾性設計用地震動Sdについて

- 弾性設計用地震動Sdは、工学的判断として、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が0.5程度であるという知見を踏まえ、基準地震動Ssに係数0.5を乗じる。
- 応答スペクトルに基づく基準地震動Ss-Dに係数0.5を乗じた弾性設計用地震動Sd-Dが、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定)」を踏まえ策定した基準地震動S1の応答スペクトルを下回らないことを確認している。



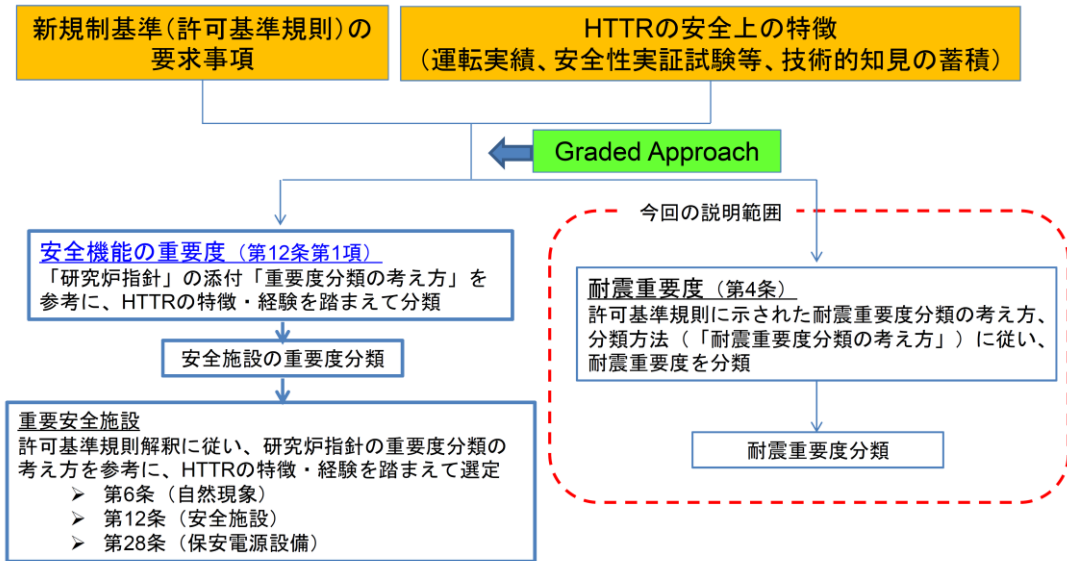
HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の 耐震重要度分類について



耐震重要度分類の基本方針(1/2)

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則(許可基準規則)」の解釈において、耐震重要度分類は、別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」によるものとされたことから、この考え方に基づき行う。





要求事項（第4条）

（地震による損傷の防止）

第四条 試験研究用等原子炉施設は、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試験研究用等原子炉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に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

重要度分類の選定の基本方針

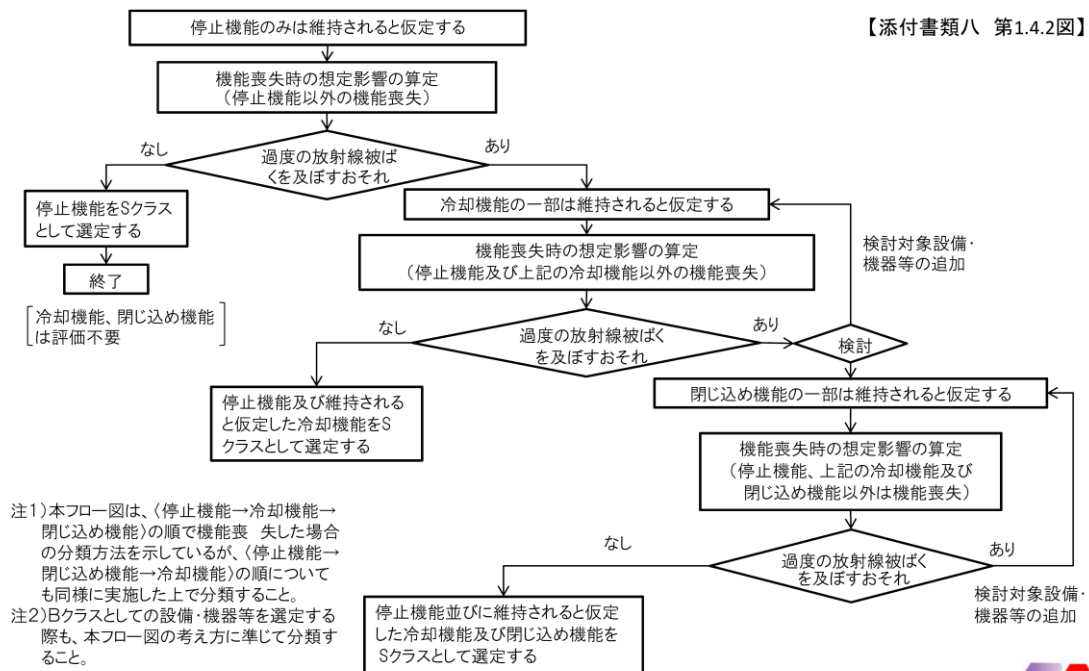
【添付書類八 1.4.2】

原子炉施設の耐震重要度を、「試験炉設置許可基準規則解釈 別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」に基づき分類する。

- S クラス：安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。
 上記の「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり5mSv を超えることをいう。
- B クラス：安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がS クラス施設と比べ小さい施設。
- C クラス：S クラス、B クラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。



重要度分類のフロー



重要度分類の選定結果 (1/5)

【添付書類八 第1.4.1表】

耐震クラス	クラス別施設	設備	旧分類
S	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器	As
		原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器(中間熱交換器等)・配管(1次ヘリウム配管(二重管)等)・循環機(1次ヘリウム循環機等)・弁(1次冷却設備の主要弁等)	As
		電気計装設備(監視の一部)	As
	(ii)使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	As
		原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く)	As
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持する施設	制御棒及び制御棒駆動装置(スクラム機能に関するもの)	As
		制御棒案内管	As
		炉心支持鋼構造物(拘束バンドは除く)	As
		炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))	As
	(iv)その他	電気計装設備(安全保護系(停止系)に関するもの)	As
		1次ヘリウム純化設備(原子炉格納容器内のもの)	A
		破損燃料検出系(原子炉格納容器内のもの)	A
		1次ヘリウムサンプリング設備(原子炉格納容器内のもの)	A
		原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を内蔵する1次ヘリウム純化設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)	As
	電気計装設備(監視の一部)	As	



重要度分類の選定結果 (2/5)

【添付書類八 第1.4.1表】

耐震クラス	クラス別施設	設備	旧分類
B	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設	1次ヘリウム純化設備(S、Cクラスに属する設備を除く)	変更なし
		破損燃料検出系(S、Cクラスに属する設備を除く)	変更なし
		1次ヘリウムサンプリング設備(S、Cクラスに属する設備を除く)	変更なし
	(ii) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	補助冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリ、Cクラスに属するものは除く)	As
		補機冷却水設備(Cクラスに属するものは除く)	As
		炉心支持鋼構造物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)	As
		非常用発電機及びその計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)	As
		制御用圧縮空気設備	As
	(iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	炉容器冷却設備(Cクラスに属するものは除く)	As
		補機冷却水設備(Cクラスに属するものは除く)	As
		中央制御室遮へい	As
		非常用発電機及びその計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)	As
	(iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	制御用圧縮空気設備	As
		原子炉格納容器	As
		原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)	As
隔離弁を閉とするに必要な電気計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)及び制御用圧縮空気設備		As	



重要度分類の選定結果 (3/5)

【添付書類八 第1.4.1表】

耐震クラス	クラス別施設	設備	旧分類
B	(v) 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際にその外部放散を抑制するための設備で上記(iv)以外の施設	非常用空気浄化設備	As
		非常用発電機及びその計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)	As
		制御用圧縮空気設備	As
	(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く)	As
	(vii) 放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比べ十分小さいものは除く	廃棄物の廃棄施設(Cクラスに属する設備を除く)	変更なし
	(viii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	燃料交換機	変更なし
		原子炉建家天井クレーン	変更なし
		放射線低減効果の大きい遮へい	変更なし
		原子炉圧力容器リーク検出配管	変更なし
		使用済燃料貯蔵建家天井クレーン	変更なし
	(ix) 使用済燃料を冷却するための施設	使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分)	変更なし
		補機冷却水設備(Cクラスに属するものは除く)	変更なし
電気計装設備		変更なし	
制御用圧縮空気設備		変更なし	

重要度分類の選定結果 (4/5)

【添付書類八 第1.4.1表】

耐震クラス	クラス別施設	設備	旧分類
B	(x) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設でAクラスに属さない施設	使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部	変更なし
		炉内構造物(Sクラスに属するものを除く)	A
	(xi) その他	後備停止系	A
		後備停止系案内管	A
		非常用発電機及びその計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)	As
		制御用圧縮空気設備	As

耐震クラス	クラス別施設	設備	旧分類
C	(i) S,B クラスに属さない施設	制御棒駆動装置(スクラム機能に関する部分を除く)	変更なし
		補助冷却設備(二重管内管、補給水系等に属する設備)	—
		炉容器冷却設備(熱反射板、薬液注入に関するもの)	—
		2次ヘリウムサンプリング設備	変更なし
		新燃料貯蔵設備	変更なし
		2次ヘリウム冷却設備	変更なし
		加圧水冷却設備	変更なし
		1次ヘリウム純化設備(冷水供給系等)、1次ヘリウムサンプリング設備(ガス供給系)、破損燃料検出系等(冷却水系等)	変更なし
		2次ヘリウム純化設備	変更なし
		1次ヘリウム貯蔵供給設備	変更なし
		2次ヘリウム貯蔵供給設備	変更なし
		廃棄物の廃棄施設のうち、高放射性物質に関連した部分を除いた部分	変更なし
		使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水補給に関する部分)	変更なし
		消火設備	変更なし
		換気空調設備	変更なし
		電気計装設備(S、Bクラスに関するものは除く)	—
		補機冷却水設備(補給水に関するもの)	—
		一般用圧縮空気設備	変更なし
		一般冷却水系	変更なし
		その他	変更なし

➤ 耐震バックチェックでの分類の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリ等の冷却系もしくは原子炉格納容器バウンダリのうち、どちらか一方で閉じ込め機能が担保されれば、判定基準(5 mSv)を満足することができる。耐震バックチェックでは、より少ない労力で閉じ込め機能の健全性を示すため、原子炉格納容器バウンダリをSクラス相当として分類することとした。

➤ 新規制基準での分類の考え方

炉心に近い(内側)場所でFPを閉じ込めることを基本方針とした。このため、閉じ込め機能の一部として原子炉冷却材圧力バウンダリが維持されることを仮定し、以降の障壁の分類を行った。

クラス分類が変更となった設備及び変更理由(1/2)

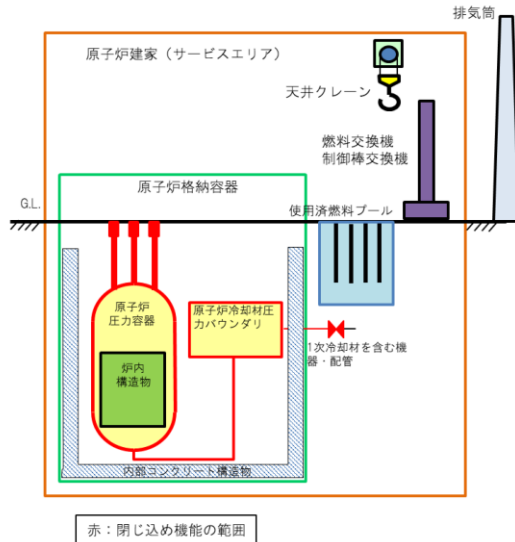
クラス別施設	クラス分類が変更となった設備	変更理由	耐震クラス	
			旧	新
①原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	補助冷却設備	原子炉停止後の崩壊熱は、物理現象のみで除熱可能である。(安全解析において、全電源喪失時(制御棒挿入後、補助冷却設備及び炉容器冷却設備による炉心の冷却は行われない状態)の解析結果より燃料温度は、1600℃を超えないことを確認している。)このため、冷却機能が維持されなくても、停止機能(制御棒系のみ)と閉じ込め機能の一部が維持されれば過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。	As	B
	補機冷却水設備		As	B
	炉心支持鋼構造物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)		As	B
	非常用発電機及び電気計装設備		As	B
	制御用圧縮空気設備		As	B
②原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	炉容器冷却設備	原子炉冷却材圧力バウンダリはSクラスとしているため、その閉じ込め機能の喪失を仮定しないが、崩壊熱は、物理現象のみで除熱可能である。(安全解析において、全電源喪失時(制御棒挿入後、補助冷却設備及び炉容器冷却設備による炉心の冷却は行われない状態)の解析結果より燃料温度は、1600℃を超えないことを確認している。)このため、冷却機能が維持されなくても、停止機能(制御棒系のみ)と閉じ込め機能の一部が維持されれば過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。	As	B
	補機冷却水設備		As	B
	中央制御室遮へい		As	B
	非常用発電機及びその計装設備		As	B
	制御用圧縮空気設備		As	B
③原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	原子炉格納容器	閉じ込め機能としては、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する1次冷却材を含む機器・配管において担保するため、原子炉格納容器バウンダリの閉じ込め機能の喪失を考慮しても、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを隔離する弁は圧縮空気設備の機能が喪失してもフェイルセーフにより自動的に閉となるため、閉じ込め機能に影響はない。	As	B
	原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)		As	B
	隔離弁を閉とするに必要な電気計装設備及び制御用圧縮空気設備		As	B

クラス分類が変更となった設備及び変更理由(2/2)

クラス別施設	クラス分類が変更となった設備	変更理由	耐震クラス	
			旧	新
④放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放射を抑制するための設備で上記以外の施設	非常用空気浄化設備	原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する1次冷却材を含む機器・配管で閉じ込め機能を担保するため、これらの設備の機能が喪失しても過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。地震を想定した被ばく評価においては、放射性物質はフィルタ、排気筒を介さず、瞬時地上放出を想定する。	A	B
	非常用発電機及びその計装設備		As	B
	制御用圧縮空気設備		As	B
⑤使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く)	使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの損傷を考慮しても過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。貯蔵ラックの損傷により、気密性が喪失する。	As	B
⑥その他	炉内構造物(Sクラスに属するものを除く)	Sクラス以外の炉内構造物の損傷を仮定しても、炉心形状は維持可能であるため、停止機能(制御棒系のみ)に影響はない。炉内構造物の中の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物の損傷を考慮しても炉心形状を維持でき、制御棒挿入路が確保されることから、停止機能(制御棒系のみ)に影響はない。なお、拘束バンドは損傷し締付機能はなくなるが、レストレンドリングにより炉心形状は維持できる。	As, A	B
	後備停止系	高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、燃料被覆粒子のFP保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、環境へのFP放出を抑制し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を与えることはないことから、制御棒系、後備停止系に最高レベルの重要度(Sクラス)を持たせる必要はないと判断している。しかしながら、許可基準規則における耐震重要度分類でのSクラス要求を踏まえ、制御棒系はSクラスのままとする。よって、停止機能は制御棒系で担保しているため、後備停止系の損傷を仮定しても、原子炉は停止可能であり、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。また、制御棒は、非常発電機の機能が喪失しても、フェイルセーフにより自重で炉心に挿入されるため、停止機能に影響はない。	A	B
	後備停止系案内管		A	B
	非常用発電機及びその計装設備		As	B
	制御用圧縮空気設備		As	B

◆ 閉じ込め機能に係る波及的影響

Sクラス機器（原子炉冷却材圧カバウンダリ、原子炉冷却材圧カバウンダリに接続する1次冷却材を含む機器・配管等）に影響を及ぼすおそれのあるBクラス以下の設備機器



- 原子炉建家屋根トラス

基準地震動 S_s が発生しても、原子炉建家屋根トラスの損傷及び落下により、Sクラスの使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール及び原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないこととする。
- 原子炉格納容器

基準地震動 S_s が発生しても、原子炉格納容器の損傷により原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系及びSクラスの原子炉格納容器貫通部配管に対して波及的影響を及ぼさないこととする。
- 原子炉建家天井クレーン

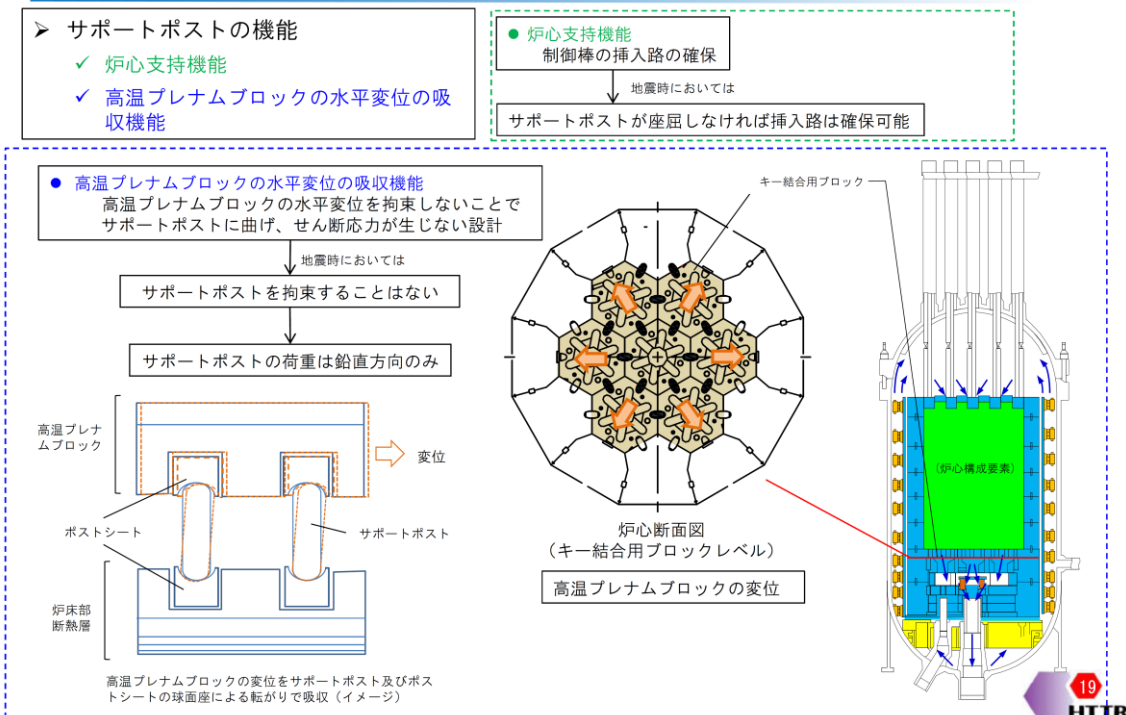
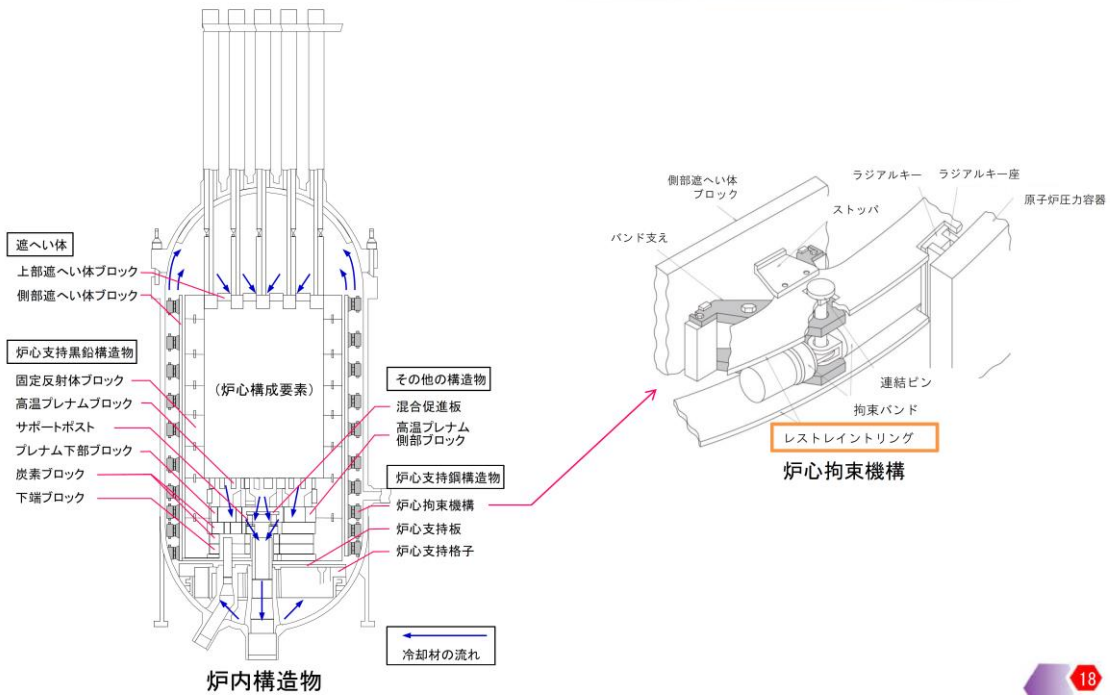
基準地震動 S_s が発生しても、原子炉建家天井クレーンの損傷及び落下により、Sクラスの使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール及び原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないこととする。
- 排気筒

基準地震動 S_s が発生しても、排気筒の損傷及び転倒により、原子炉建家内のSクラスの施設に波及的影響を及ぼさないこととする。
- 燃料交換機

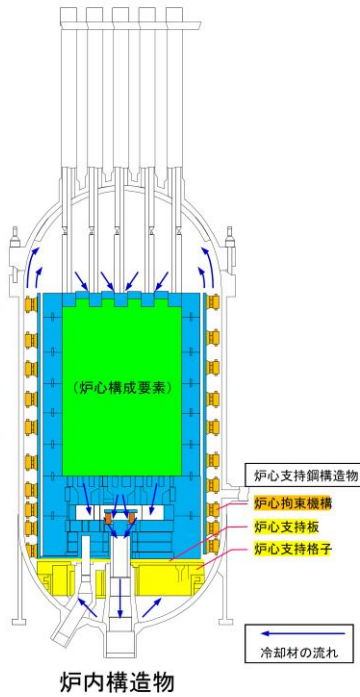
基準地震動 S_s が発生しても、燃料交換機の損傷等により、Sクラスの使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに対して波及的影響を及ぼさないこととする。
- 制御棒交換機

基準地震動 S_s が発生しても、制御棒交換機の損傷等により、Sクラスの使用済燃料貯蔵設備貯蔵プールに対して波及的影響を及ぼさないこととする。

参考資料



Ss地震時における炉内構造物の状態



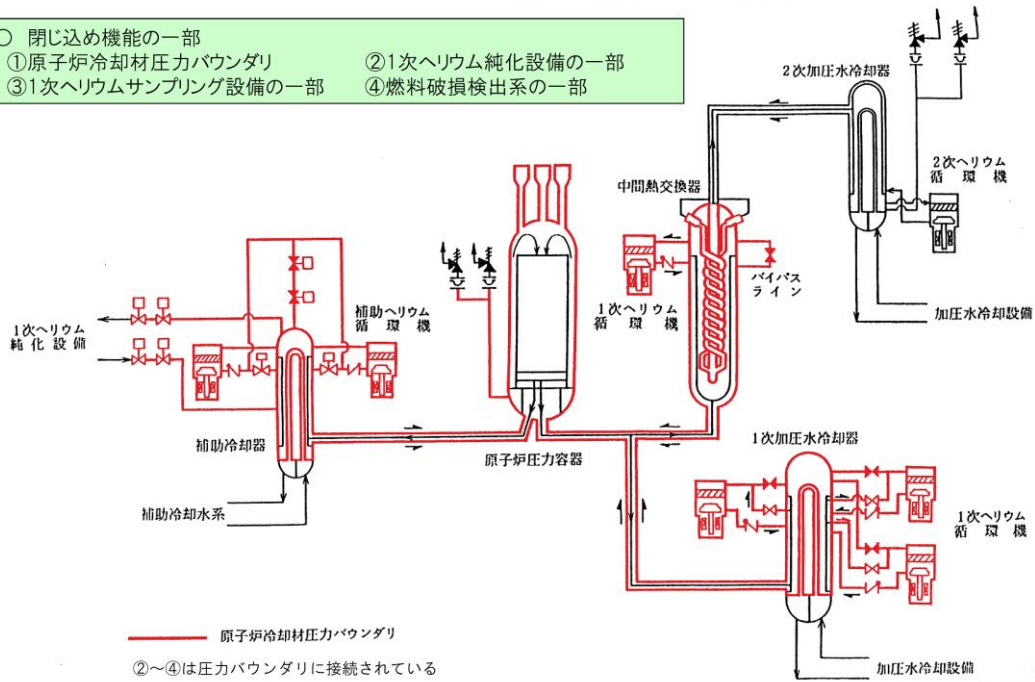
- 下方での支持

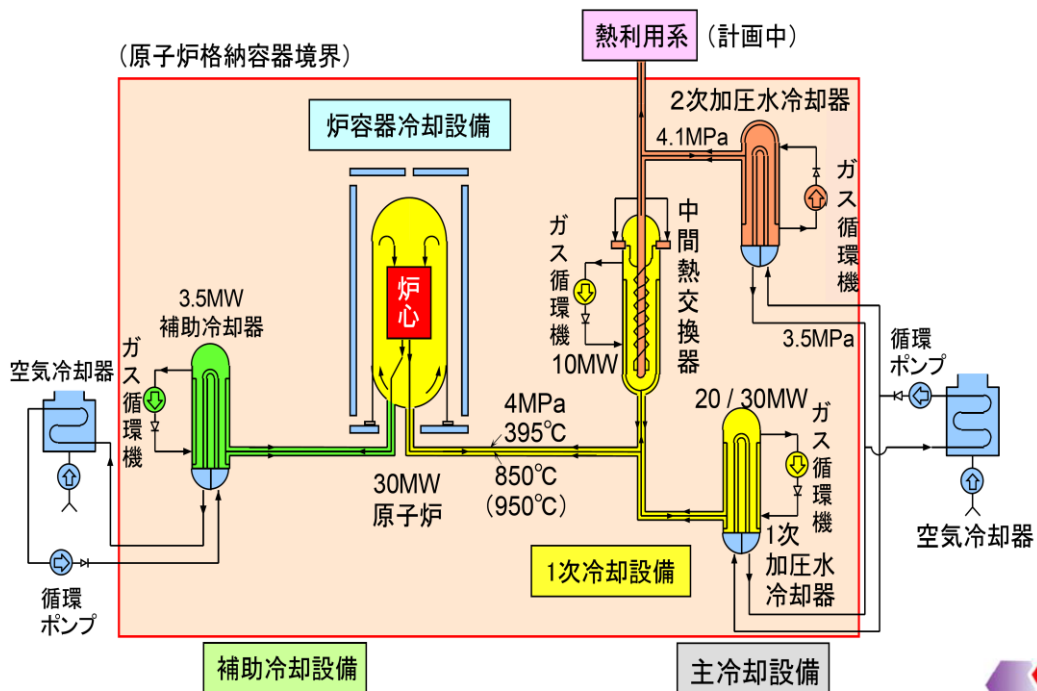
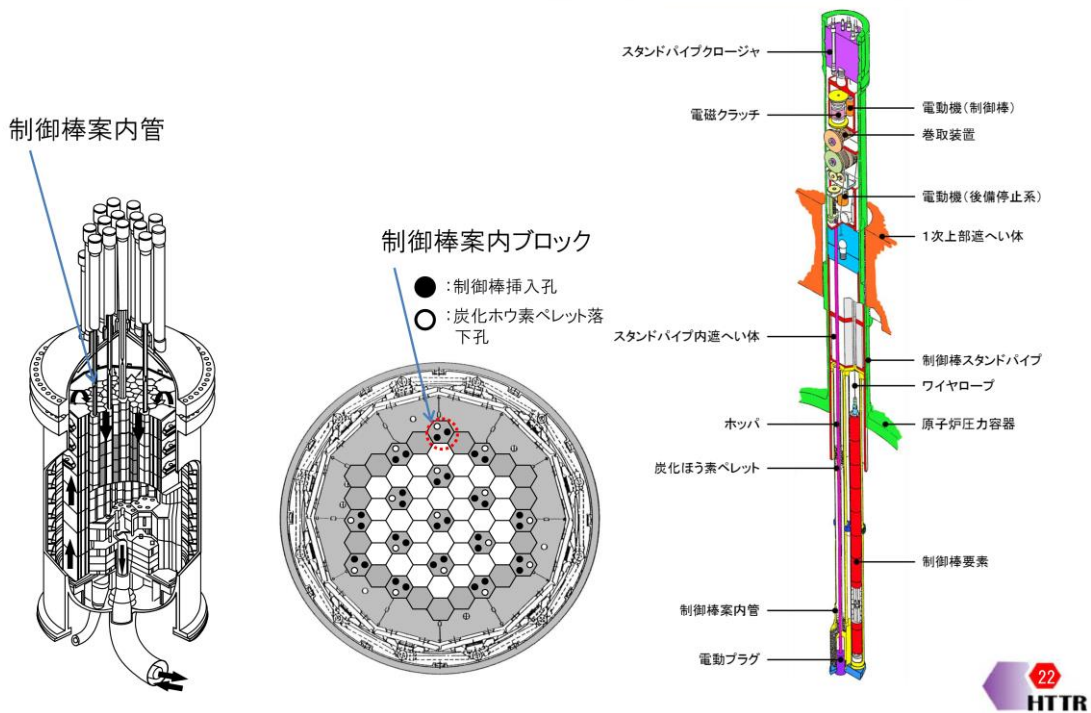
Sクラスの炉心支持板及び炉心支持格子が、下方にて炉心支持黒鉛構造物等の炉内構造物を直接支持することから、炉心支持黒鉛構造物の破片等が落下することは無く、炉内構造物全体の安定性は確保される。
- 側方での支持

Sクラスの炉心拘束機構(拘束バンドを除く)が、側方にて固定反射体等の炉内構造物を直接支持する(特にレストレイントリングが径方向の動きを拘束する)ことから、炉心支持黒鉛構造物の破片等が側方に落ちることは無く、炉内構造物全体の安定性は確保される。
- 炉内形成

炉心支持黒鉛構造物群はキー及びキー溝(キー構造)で連結され一体化されて、密に配置されている。また、下方及び側方で支持されているため、黒鉛構造物が損傷したとしても、その場にとどまるため、炉心形状は維持できる。

- 閉じ込め機能の一部
 - ① 原子炉冷却材圧力バウンダリ
 - ② 1次ヘリウム純化設備の一部
 - ③ 1次ヘリウムサンプリング設備の一部
 - ④ 燃料破損検出系の一部





- | |
|--|
| <ul style="list-style-type: none">・ Ss 地震により黒鉛ブロックや拘束バンド等が破損した場合を考慮しても、制御棒の挿入性が確保されることを詳細に説明すること。・ サポートポストの詳細を示し、耐震重要度が B クラスでよいことについて説明すること。・ 制御棒の挿入性については、発電炉の耐震重要度分類を参考に機能ごとの耐震重要度分類を行うことを検討すること。 |
| <ul style="list-style-type: none">・ Ss 地震により黒鉛ブロックや拘束バンド等が破損した場合を考慮しても、炉心が冷却できることを説明すること。 |

<回答>

S クラス以外の炉内構造物の損傷を仮定しても、以下の通り炉心形状は維持可能であるため、停止機能（制御棒系のみ）及び炉心冷却に影響はない。

炉心等を下方で支持している炉心支持鋼構造物のうちの炉心支持板、炉心支持格子及び炉心支持黒鉛構造物のうちのサポートポスト（支持機能）、並びに炉心等を側方で支持している炉心支持鋼構造物のうちの炉心拘束機構（レストレイントリング）は、耐震重要度分類で S クラスである。これらの構造物が健全であることから、炉内に密に配置された炉心支持黒鉛構造物等は崩れ落ちることはない。詳細は以下に示すように、炉内構造物のうちの拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物の破損を考慮しても炉心形状は維持されるとともに、制御棒挿入孔の連続性は維持される。なお、サポートポストは、ヒアリングのコメントに基づき、発電炉の重要度分類を参考に検討した結果、支持機能について耐震重要度を B クラスから S クラスに変更し、許可申請書の記載は、耐震 S クラスに「炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）」を追記し、耐震 B クラスは「炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）」に変更したい。

Ss 地震時においては、炉心の除熱は横方向の輻射と熱伝導に支配されているため、炉心形状が維持されていれば、発熱（残留熱）と除熱のバランスは変わらず、炉心冷却は可能である。

ここで、黒鉛ブロックの破損については、圧縮応力と引張応力が作用した場合において異なる。引張応力が作用した場合は、黒鉛ブロックは最大主応力説に従って破壊するため、応力が集中する箇所において亀裂が入り、そのき裂は応力方向と垂直な方向に進展し、亀裂部から 2 つの破片となり（図 1 参照）、破砕（黒鉛ブロックの形状が維持できない状態）することはない。一方で、圧縮応力が作用した場合においては、引張応力と異なり、圧縮強度は引張強度より約 3 倍強く、圧縮応力により破損する可能性があるものはサポートポスト構造のみで、その他は圧縮応力で破損することは考え難い。万一、破損した場合（図 2 参照）においても局所的に破損する可能性があるが、ブロック全体に破砕することはない。この評価については、耐震評価書と同時期に参考資料に示すこととする。

- * 1 : サポートポスト構造については、S クラスとして軸圧縮荷重に対して破損しない設計としている。

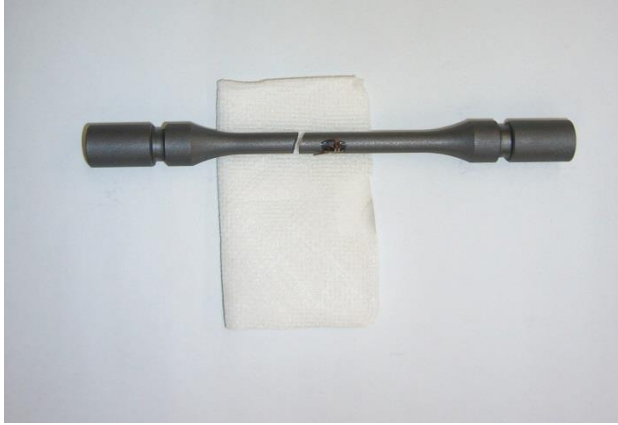


圖 1 引張試驗結果

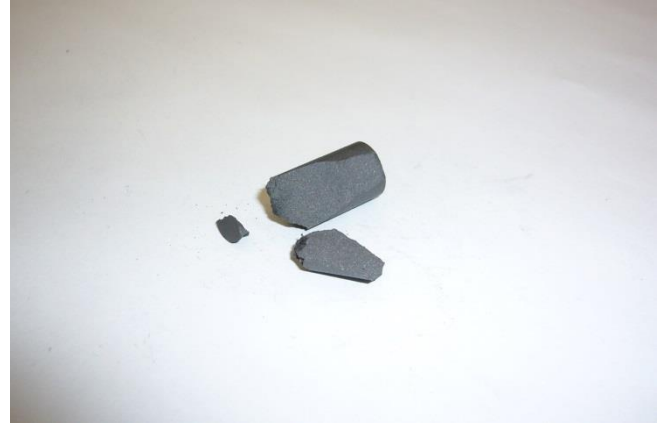


圖 2 壓縮試驗結果

1. 炉心形状維持について

炉心支持黒鉛構造物の破損を想定した場合の影響について

(1) ブロック自体の破損

固定反射体ブロック、高温プレナムブロック及び炉床部断熱層の構造物にき裂が発生して破損すると、一塊の破片はその場に停まるか、一部は落下する可能性がある。破片がその場に停まる場合は、隣接ブロックとのキー結合及び炉心拘束機構により分割されたブロックの破片は周囲から拘束され破壊前のブロックの形状は維持し得ることより、炉心支持機能は維持される。また、落下する可能性のあるものとして、高温プレナムブロックのキー結合用ブロック下面部の破片及び固定反射体ブロック外面部の破片が考えられる。

キー結合用ブロックについては、円弧状のキー溝部に地震荷重が集中することで局部的にき裂が発生し、最悪、そのき裂が外側に伝播することで破片が発生する可能性がある。キー結合用ブロック側面のキー溝は、キーが下部に落下しないように、下面部までキー溝を付けていないため、破片はキー結合用ブロック内に留まる。万一、破片の一部がプレナム下部ブロック上に落下したとしても、サポートポスト支持部のブロックは塊としてその場に停まることから、サポートポストの支持機能に影響を与えることは考えられない。

また、固定反射体ブロックについては、万一破片が発生したとしても、落下する破片の外面部においては固定反射体ブロック外面と側部遮へい体ブロック内面までの距離（約5cm）により制限されるため、塊が下に落下することはない。このことより、固定反射体ブロックの破損により、小さな破片は落下するかもしれないが、ブロック自体はその場に停まり、かつ隣接ブロックとのキー結合及び炉心拘束機構により固定反射体は一体化されることより炉心形状は維持される。

(2) サポートポスト及びポストシート

高温プレナムブロックは3本のサポートポストで支持しており、設計ではこのうち1本のサポートポストでも支持できるようにしている。

地震時にはサポートポストには搭載荷重と鉛直地震力による荷重がかかる。サポートポスト及びポストシートは、球面座で接触しており、地震時には、鉛直荷重により球面部の接触応力が局部的に大きくなる。このとき、サポートポスト及びポストシートには、局所的な接触応力により、接触部の円周状に沿って微小な円形状のき裂（図3参照）が発生する可能性があるが、サポートポストは、座屈することはない（地震に対して座屈しないことを確認する）。また、ポストシートは、上部では高温プレナムブロックに、下部ではプレナム下部ブロックに埋め込まれているためその場に停まり、サポートポストは、地震による鉛直荷重に対して座屈しないため、炉心の支持機能は維持される。即ち、サポートポスト及びポストシートの接触面近傍に局所的な円形状のき裂が入っても、サポートポストが座屈しなければ炉心の支持機能は確保されるため、支持機能のみ耐震重要度をSクラスとしている。

以上のことから、黒鉛構造物等の破損を考慮しても炉心形状は維持される。

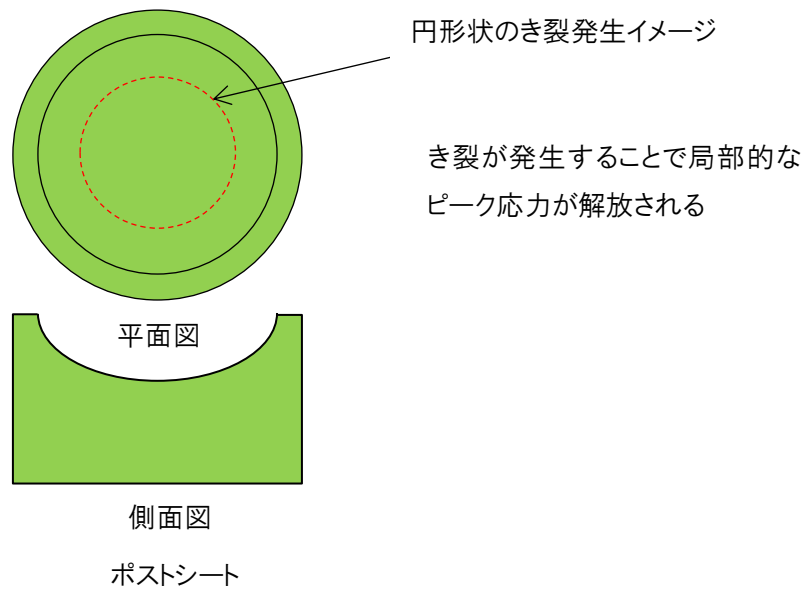
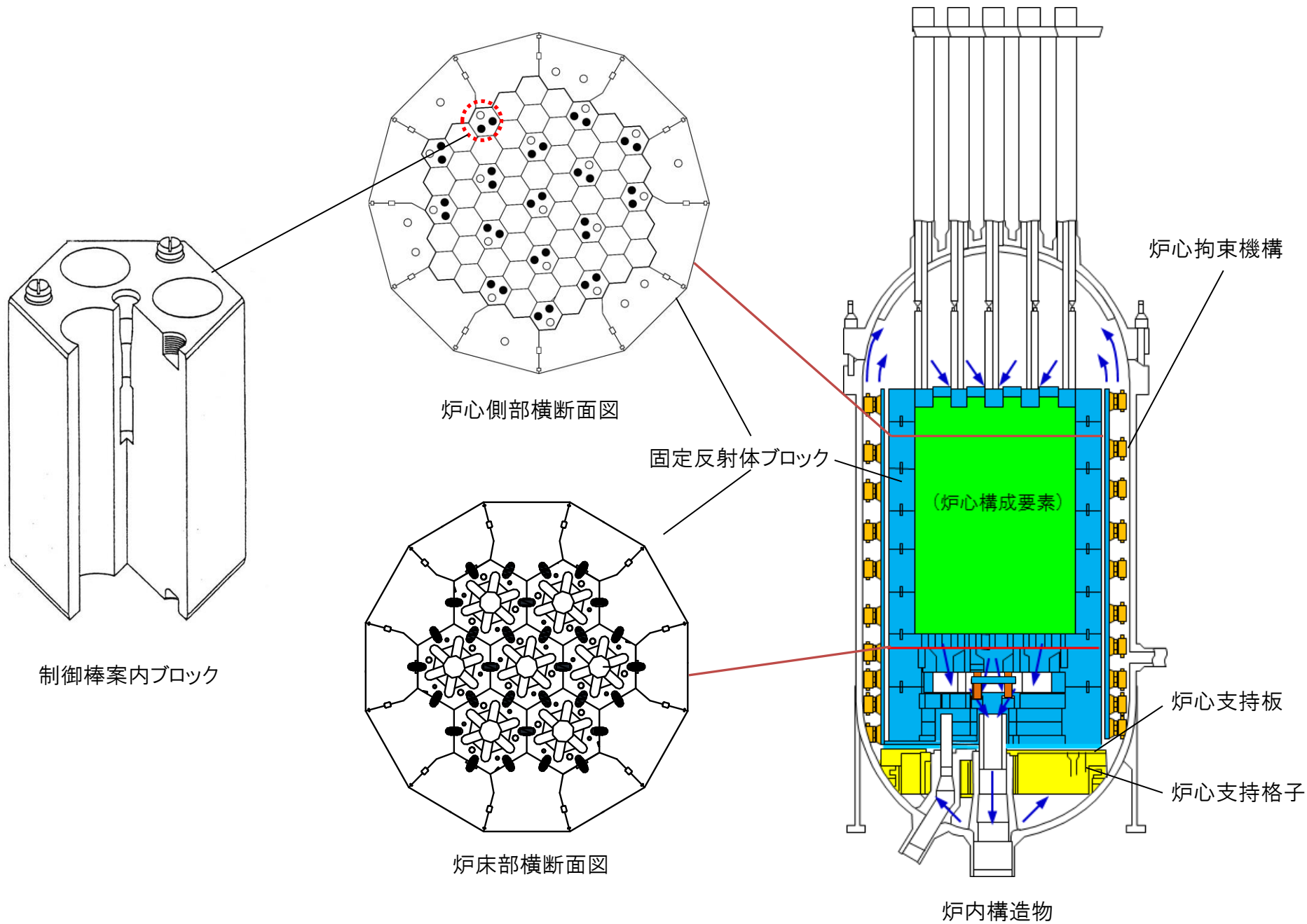
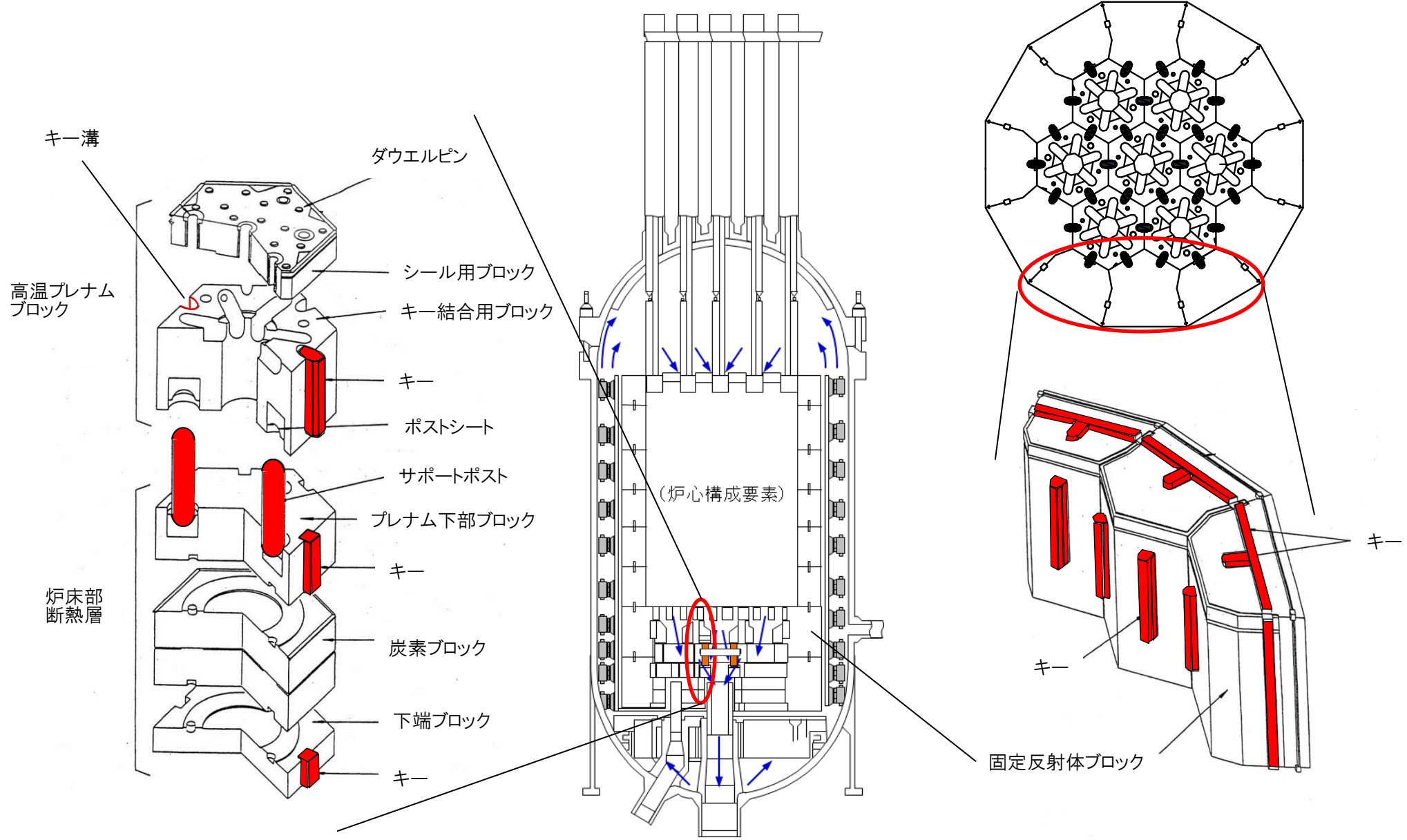
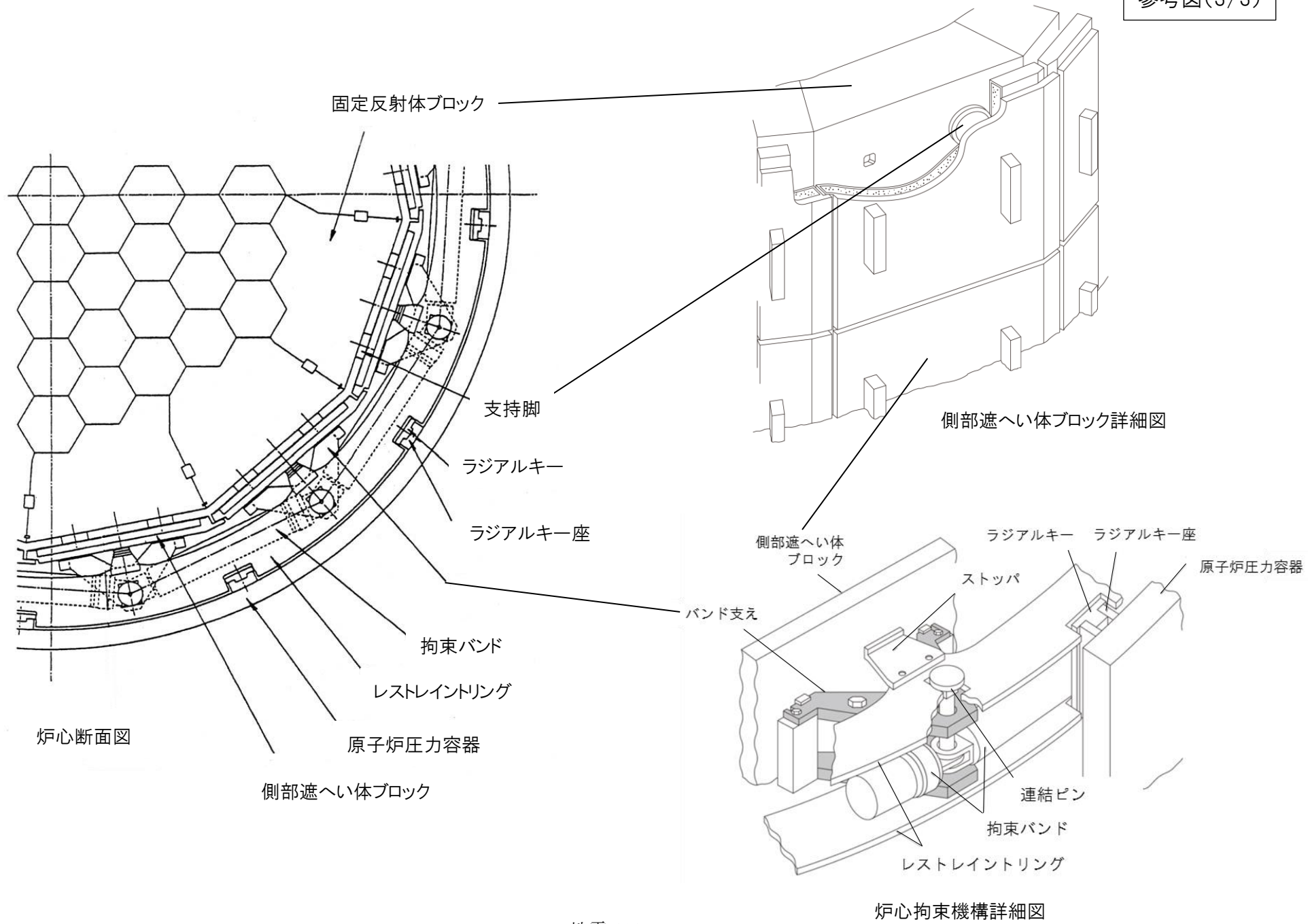


図 3 ポストシートき裂発生イメージ





炉内構造物



2. 制御棒挿入孔の連続性について

制御棒は、炉心構成要素の一部の制御棒案内ブロックの制御棒挿入孔に挿入される。(図4) HTTRの炉心は、六角柱状の黒鉛ブロック群で構成された積層構造をしている。これら炉心構成要素は、高温プレナムブロックを介して、サポートポストにより支持されている。地震時、サポートポストの支持機能が維持されていれば、制御棒案内ブロック等の炉心構成要素は、高さ方向において元の位置に留まり、制御棒挿入孔が高さ方向で不連続となることはない。そのため、制御棒挿入性上評価すべき問題は、炉心構成要素の水平方向の動きである。

構造上、炉心全ての炉心構成要素の黒鉛ブロックは六角柱状であるとともに、最下段の制御棒案内ブロックは隣接する燃料体ブロックより10 cm低くしている。このため、炉心内の黒鉛ブロックは、炉心横断面の方向及び炉心縦断面の方向に拡散するように動く。図5に示すように、縦断面においては、①のブロックが変位した場合、隣接するブロックが10 cmの段差をつけているため上下に広がって動き、また、横断面においては、①のブロックが変位した場合、黒鉛ブロックが六角柱状であるため、左右に動きが広がって動く。

地震時において、最も制御棒の挿入が阻害される事象は、制御棒案内ブロックの水平変位量が最大となった時に、制御棒の挿入孔が屈曲することで、挿入される制御棒要素に抵抗力が働くときである。炉心の振動特性は、横からの地震の入力により炉心全体が振動し、周波数が2~5Hzの帯域で、制御棒案内ブロック(カラム)や燃料体ブロック(カラム)が一体となって振動する。この時が、制御棒案内ブロックの水平変位量が最大となる。ここで、炉心形状から静的に制御棒案内ブロックの水平変位量が最大になったとしても、制御棒が挿入されることを静的試験により確認している。(別添資料参照)

また、制御棒案内ブロックに作用する地震荷重に対して、制御棒挿入孔が制御棒を挿入できる形状を維持していることのみを確認する。

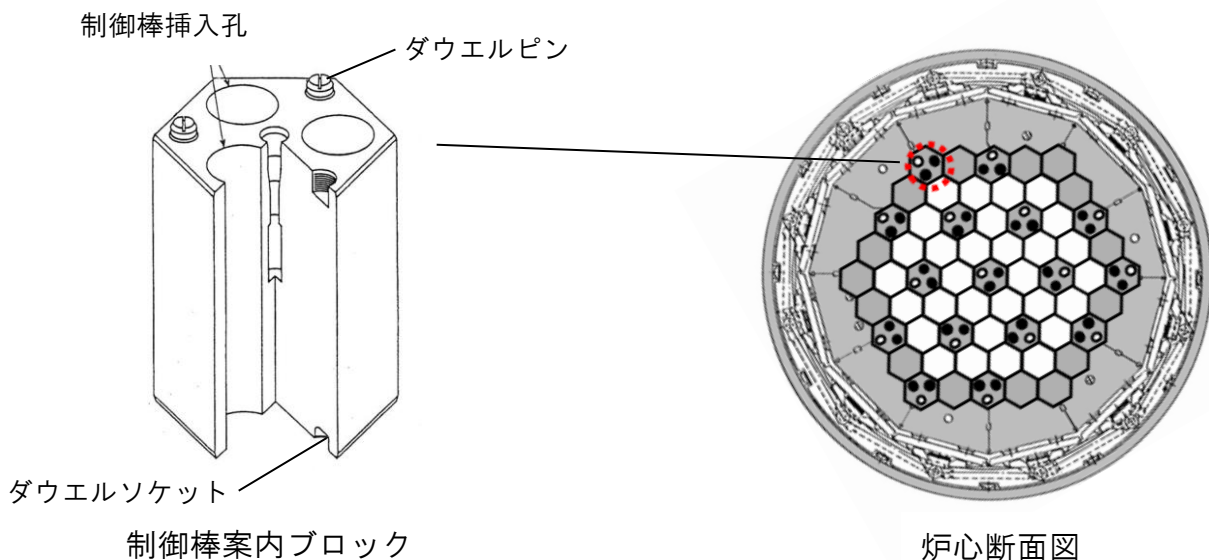


図4 制御棒案内ブロック及び炉心断面図

あるブロックが水平に動くと、高さ方向及び横方向に広がり、制御棒案内ブロックはその上下左右のブロックと一体となって運動する。制御棒挿入孔は、梁のように連続体として水平方向に運動する。

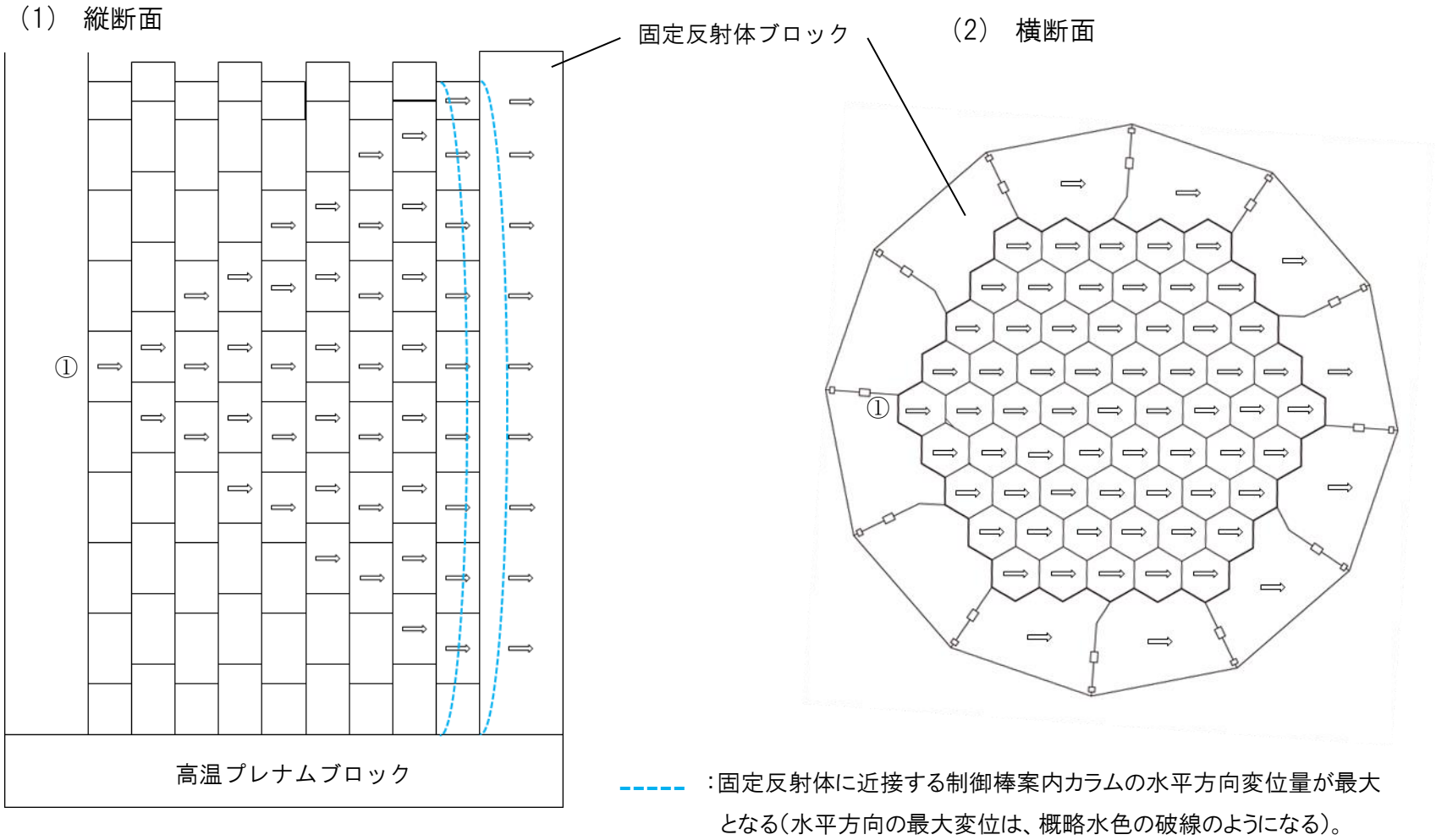


図5 水平方向のブロックの動き
地震-322

水平方向変位時の制御棒挿入性

制御棒を挿入する際、制御棒挿入孔が弓なりになり変形し、その屈曲点が最も厳しくなる。即ち図1の屈曲角 θ が大きくなる程、制御棒は挿入しづらくなる。

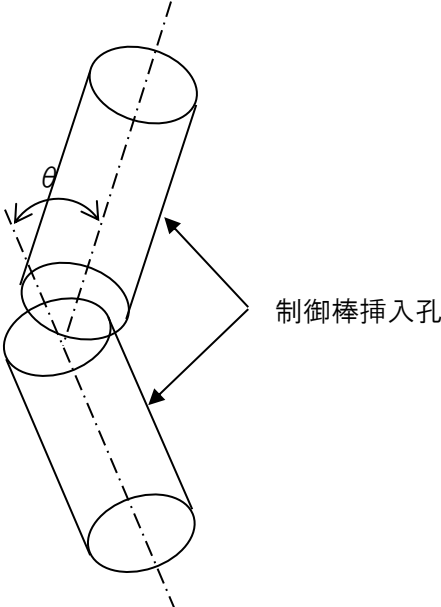


図1 制御棒挿入孔の状態図

屈曲角が物理的に最大となる条件は、拘束バンドが破損し、固定反射体ブロックが最大変位した値に各カラム間ギャップの積算値を加えた時(約 26 mm)である。(図2)

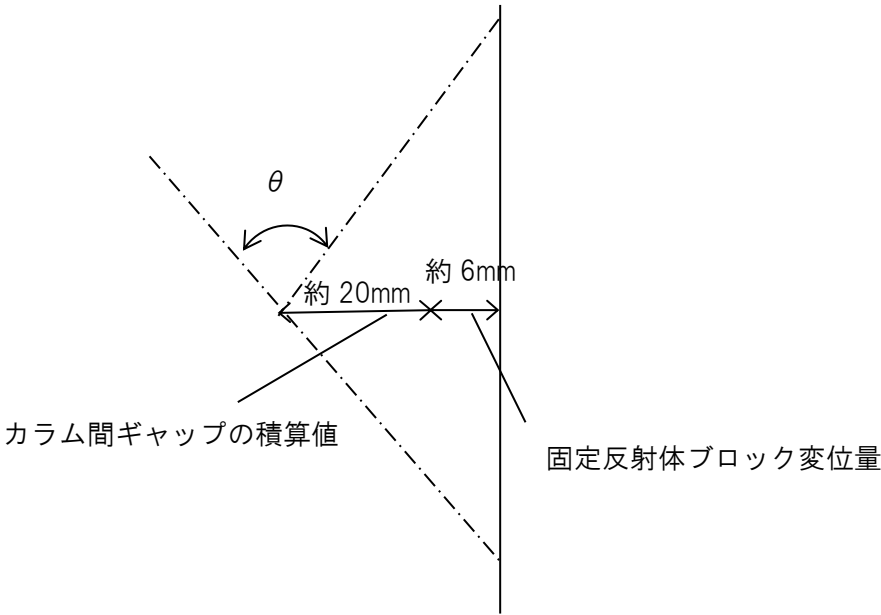


図2 想定される制御棒案内ブロック最大変位

$$\theta \cong 4(D_0 - D)/h \text{ (rad)}$$

- ここで、 D_0 : 挿入孔径 (=123mm)
 D : 制御棒の最外径 (=113mm)
 h : 制御棒要素長 (=304mm)
 θ : 限界挿入孔傾斜角 (=0.131rad)

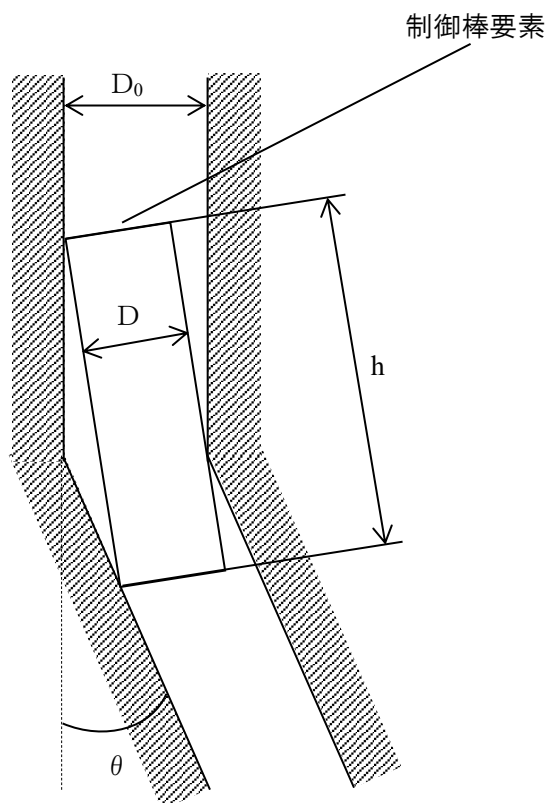


図3 制御棒要素の限界挿入孔傾斜角

図3に幾何学的に制御棒が挿入される限界挿入角 (=0.131rad)を示す。また、静的挿入性試験では、最大挿入傾斜角 0.0877 (rad) において、制御棒が挿入されたことを確認している。

一方、拘束バンドが破損し、固定反射体ブロックが最大変位した値に各カラム間ギャップの積算値を加えた変位量が約 26 mmの時の傾斜角は約 0.046 (rad) である。また、制御棒は1本の連結棒に制御棒要素が連結されており、挿入を妨げないよう可撓性を持たせた構造となっている。(図4参照)

以上のことから、傾斜角約 0.046 (rad) は静的試験結果の最大挿入角 0.0877 (rad) を下回るため制御棒の挿入性は確保される。

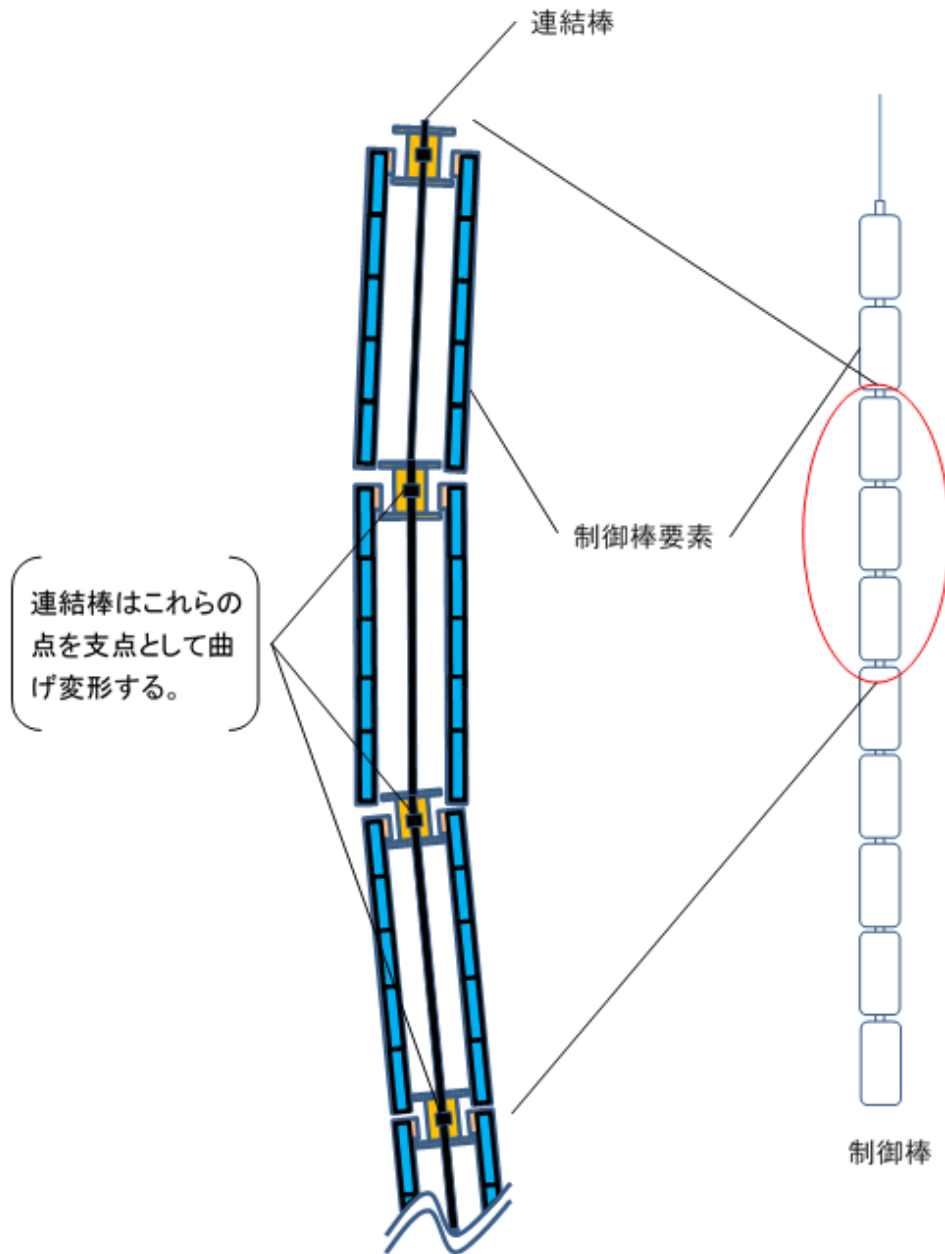


図 4 制御棒変形状況概念図

「原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設」の категорияのなかに中央制御室遮へいが入っている理由を説明すること。

<回答>

中央制御室の被ばく評価は、評価上最も厳しくなる二重管破断事故を想定して行っている。二重管破断事故は原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故に相当しており、二重管破断事故時に炉心からの崩壊熱を除去するために期待する施設は炉容器冷却設備であるため、「原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設」の categoriaの中に関連設備として中央制御室遮へいが入っている。

使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラック及び冷却設備が破損した場合を考慮しても、使用済燃料が冷却できることを説明すること。

<回答>

使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックは金属構造物であることから、その破損は変形を想定する。貯蔵ラックの変形により気密性は維持できないが、落下することはない。万一、貯蔵ラックが落下したとしても、気密性が維持できないのみで遮へいに影響はない。

また、冷却設備については、耐震重要度分類は、変更はなく B クラスとしており、地震時に破損したとしても、直ちに使用済燃料の温度が上昇することはない。時間的余裕があるため、修理等による補修が可能である。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する1次冷却材を含む機器・配管（耐震Sクラス）以外の閉じ込め機能を有する機器・配管が損傷したときの周辺公衆への被ばく線量（約3mSv）について説明すること。
- ・耐震クラス分類が変更になった理由として「過度の放射線被ばくがない」としているが、変更があった各施設の線量評価が必要ない理由を説明すること。

<回答>

HTTRでは、放射性物質を含む1次冷却材を内包する設備は、以下の①～⑧の設備である。これらすべての設備が破損し、全ての放射性物質が放出されると5mSvを満足することができない。5mSvを満足するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ、1次ヘリウム純化設備の一部、1次ヘリウムサンプリング設備の一部、燃料破損検出装置の一部等の閉じ込め機能を期待することとし、これ以外の1次冷却材を内包している機器・配管類が地震時に破損し、放射性物質が瞬時に地上放出することを仮定し、被ばく評価を実施する。

なお、耐震クラス分類がBクラスに変更となった補助冷却設備（補助冷却水系）、炉容器冷却設備、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備、非常用発電機、非常用空気浄化設備及び後備停止系等は、その破損を考慮しても放射性物質を放出することはないため線量評価からは除外している。また、使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックについては、その気密性が喪失するものと仮定し、保守的に評価した結果、 10^{-6} mSv程度以下で無視できるため、評価に入れていない。

- ① 1次冷却設備（原子炉冷却材圧力バウンダリ）
- ② 補助冷却設備（原子炉冷却材圧力バウンダリ）
- ③ 1次ヘリウム純化設備
- ④ 1次ヘリウムサンプリング設備
- ⑤ 気体廃棄物処理設備
- ⑥ 燃料破損検出装置
- ⑦ 照射試験装置スweepガス配管
- ⑧ 1次ヘリウム貯蔵供給設備

上記の①～⑧のうち閉じ込め機能を期待する設備以外の1次冷却材を含む設備は、③～⑧である。これらの設備が破損した場合の評価条件等を設備ごとに示す。なお、被ばく評価は、③～⑧の破損が地震により同時に起こるものとし、評価している。

評価結果

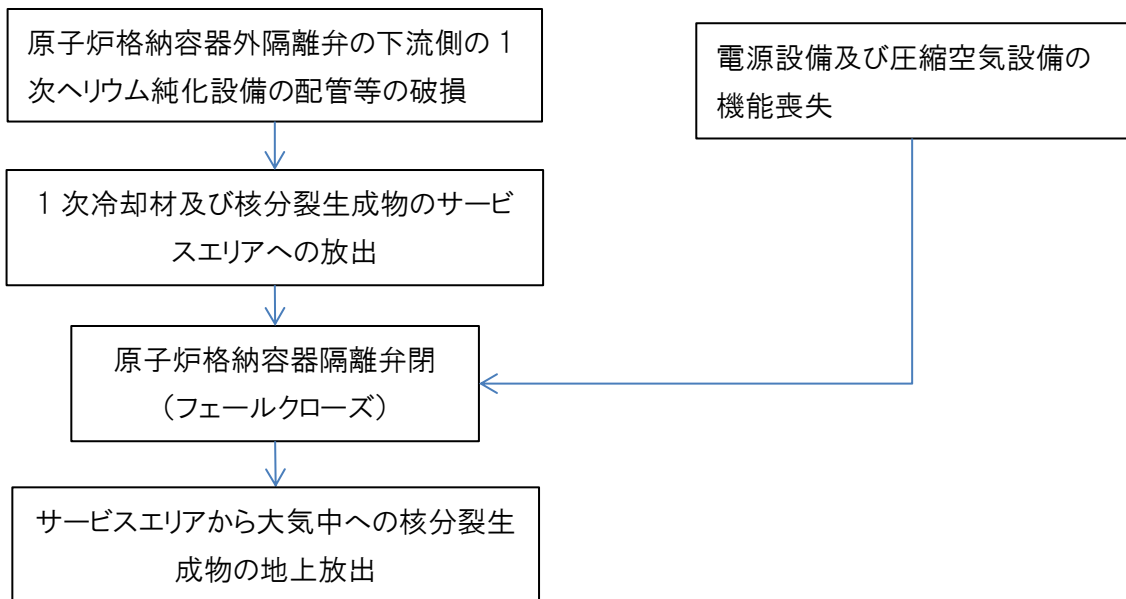
	結果	判断
γ線換算放出量	約 8.3×10^{13} MeV・Bq(地上)	
131-I換算放出量 (実効線量当量換算)	約 2.2×10^{11} MeV・Bq(地上)	
実効線量当量 ・放射性雲からのγ線の外部被ばく ・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 3.0mSv 約 0.61mSv 約 2.4mSv	周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、判断のめやすとして、実効線量当量 5mSv を用いている。

1次ヘリウム純化設備

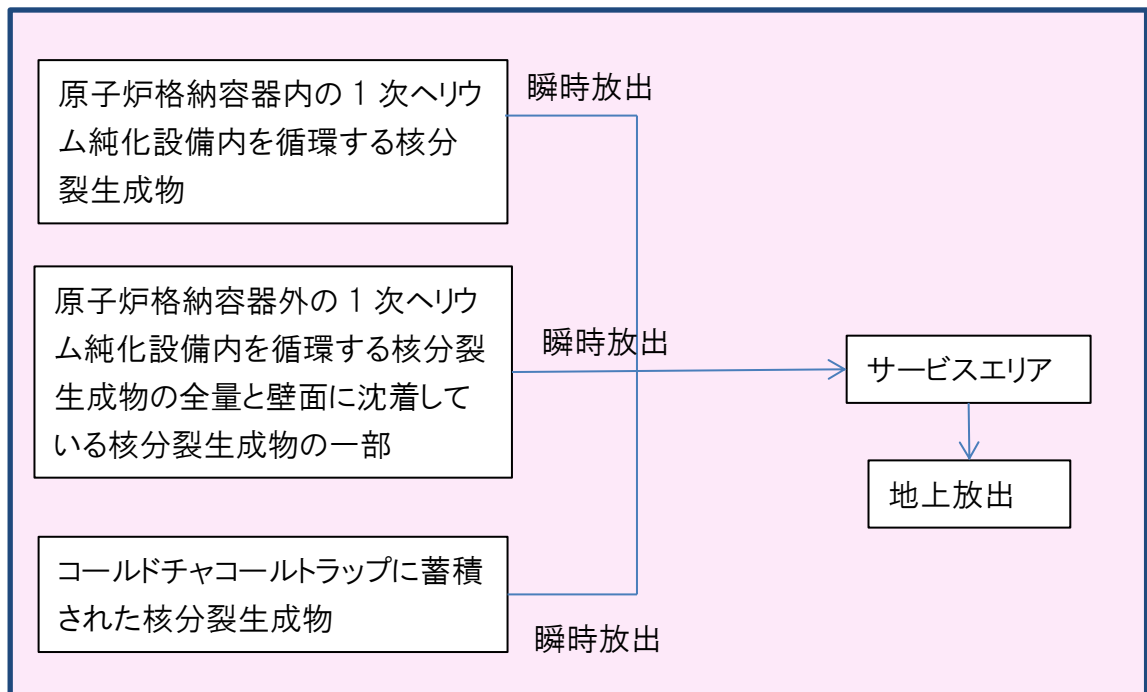
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の1次ヘリウム純化設備の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェールクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

1) 事象のフローチャート



2) 放出経路



(2) 評価条件

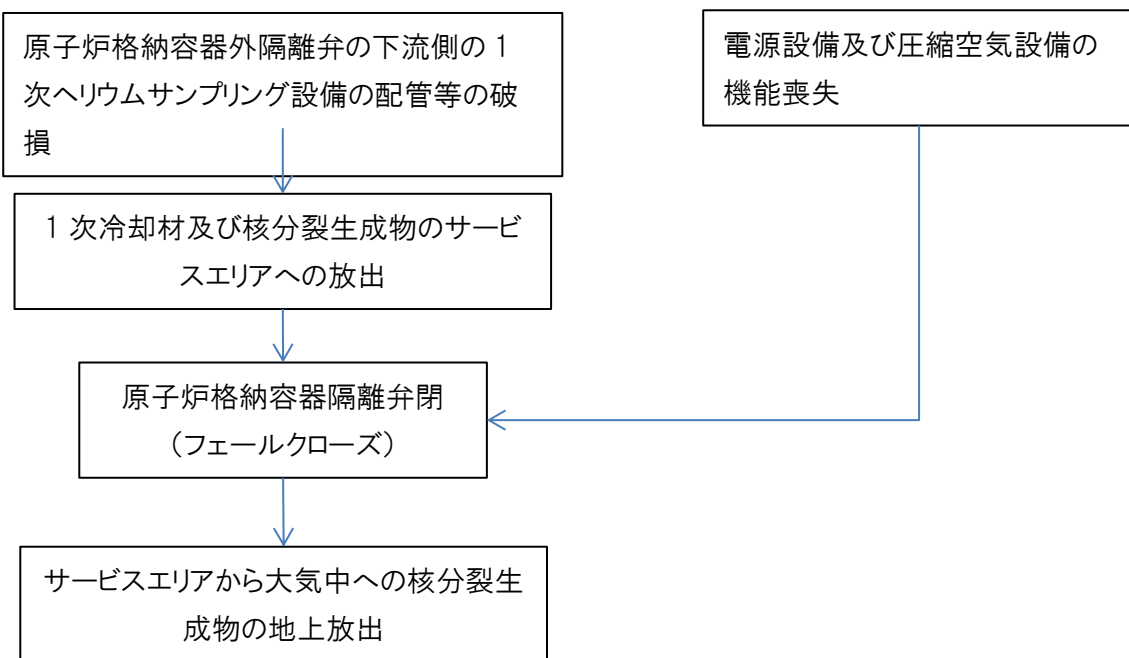
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウム純化設備の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の一部	①1次ヘリウム純化設備の流量系の絞り部の断面積を用いた臨界流と隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の全量と壁面に沈着している核分裂生成物の一部	②地震後、1次ヘリウム純化設備内のヘリウムは全量サービスエリアに放出されるものとしている。 実験に基づき離脱割合を設定。
	③コールドチャコールトラップに蓄積された核分裂生成物の全量	③地震発生直前まで2ヵ月間連続運転を仮定。
プレチャコールトラップのフィルタ効率	よう素：95%	設計値99%に余裕をとった値。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

1 次ヘリウムサンプリング設備

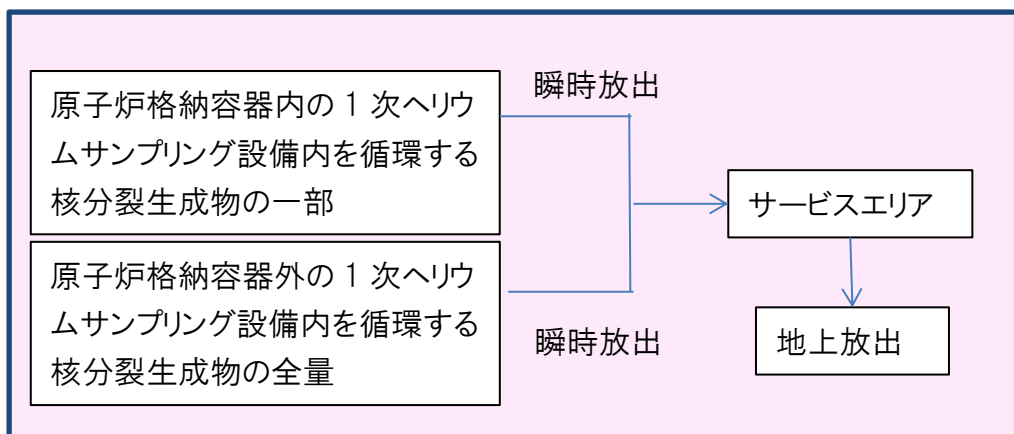
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の 1 次ヘリウムサンプリング設備の配管等が破損し、1 次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震 B クラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェールクローズするものとする。サービスエリアに放出された 1 次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

1) 事象のフローチャート



2) 放出経路



(2) 評価条件

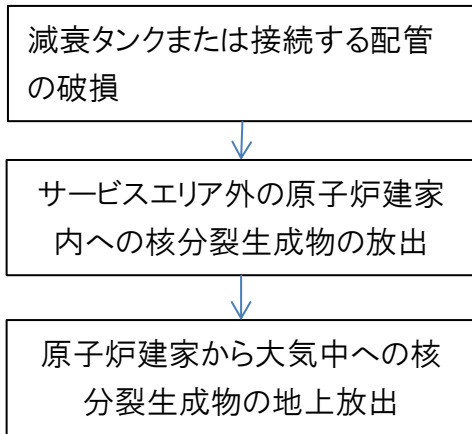
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウムサンプリング設備の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウムサンプリング設備内を循環する核分裂生成物の一部	①1次ヘリウムサンプリング設備の配管の断面積を用いた臨界流速と原子炉格納容器隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の1次ヘリウムサンプリング設備内を循環する核分裂生成物の全量	②地震後、1次ヘリウムサンプリング設備内のヘリウムは、全量サービスエリアに放出されるものとしている。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

気体廃棄物処理設備

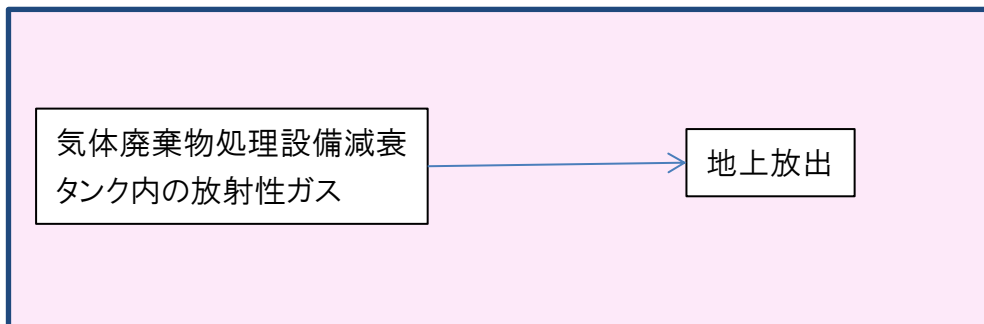
地震によって、気体廃棄物処理設備の減衰タンク等が破損し、1次冷却材が原子炉建家内へ放出される。原子炉建家に放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

1) 事象のフローチャート



2) 放出経路



	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物処理設備の破損	
原子炉建家へ放出される核分裂生成物の量	減衰タンク内の放射性ガス全量	減衰タンクは、事故発生直前まで2ヵ月間連続しており、1次ヘリウム純化設備の再生オフガス及び1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスの流入直後の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	全量瞬時地上放出	地震により原子炉建家の気密機能喪失を仮定。

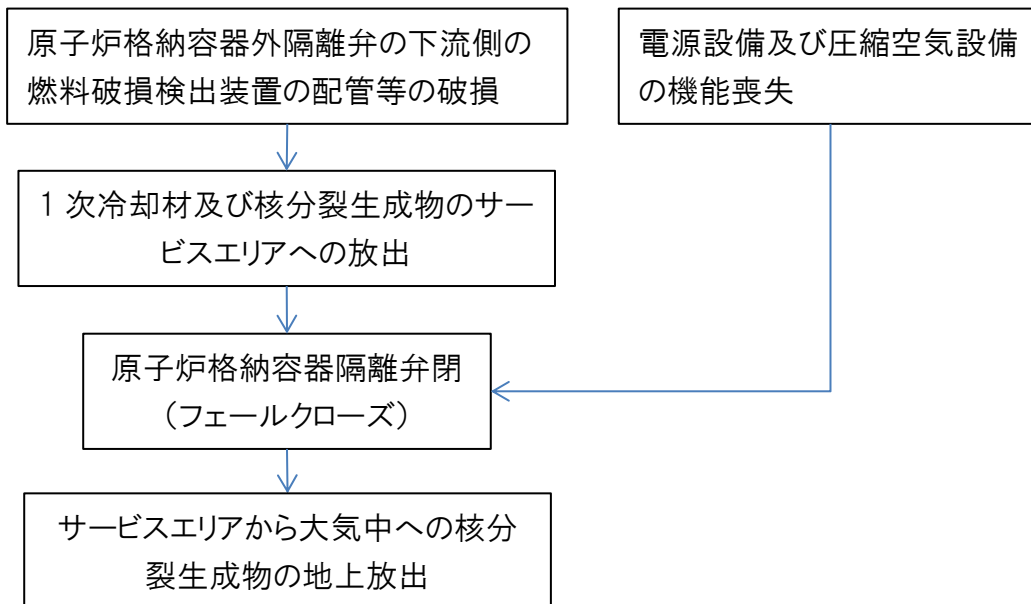
(2) 評価条件

燃料破損検出装置

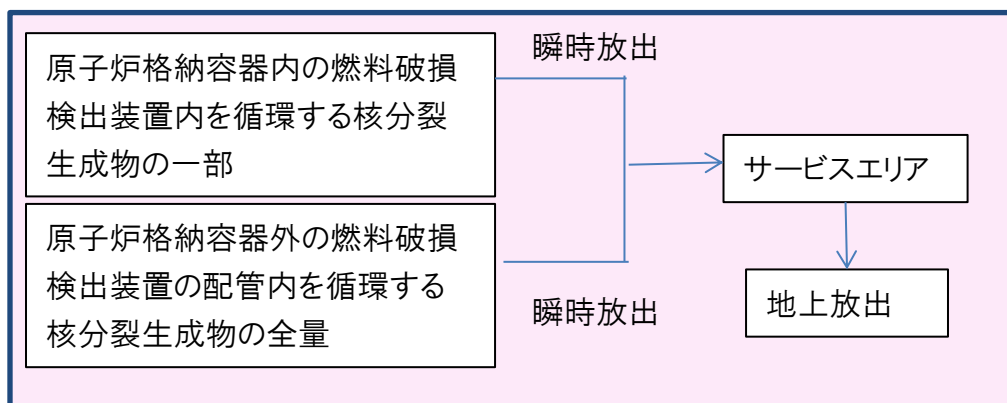
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の燃料破損検出装置の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェールクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

1) 事象のフローチャート



2) 放出経路



(2) 評価条件

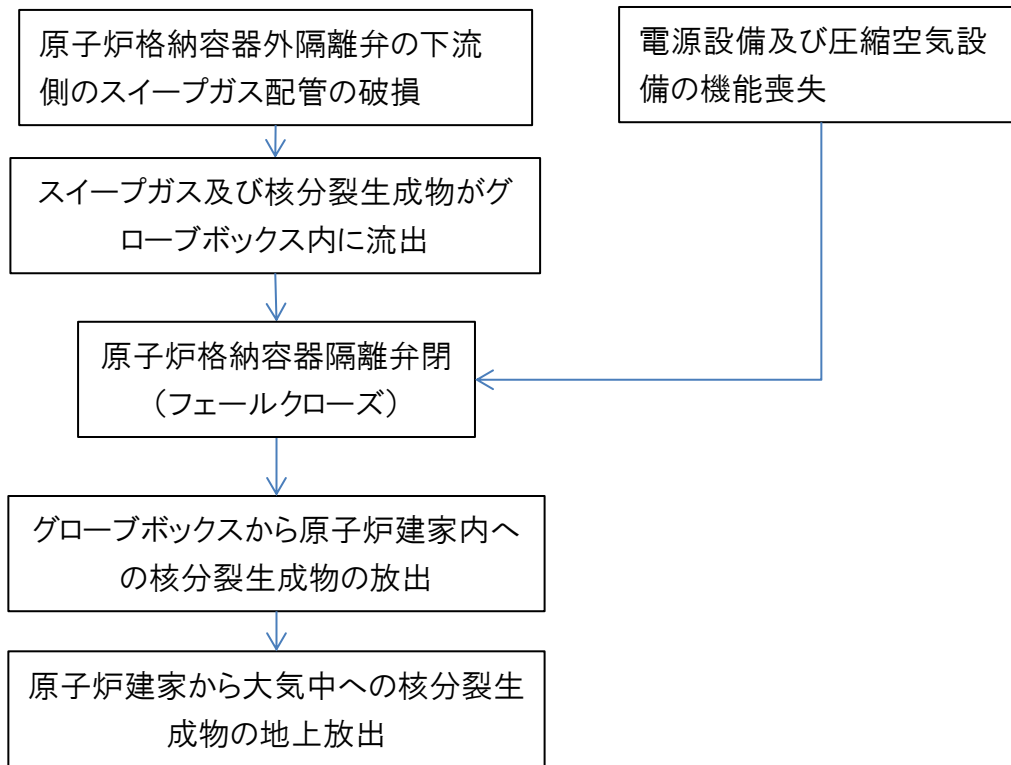
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	燃料破損検出装置の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に 寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の燃料 破損検出装置内を循環する 核分裂生成物の一部	①燃料破損検出装置の配管の断面積を用いた臨界流速と原子炉格納容器隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の燃料 破損検出装置内を循環する 核分裂生成物の全量	②地震後、燃料破損検出装置内のヘリウムは、全量サービスエリアに放出されるものとしている。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

照射試験装置スweepガス配管

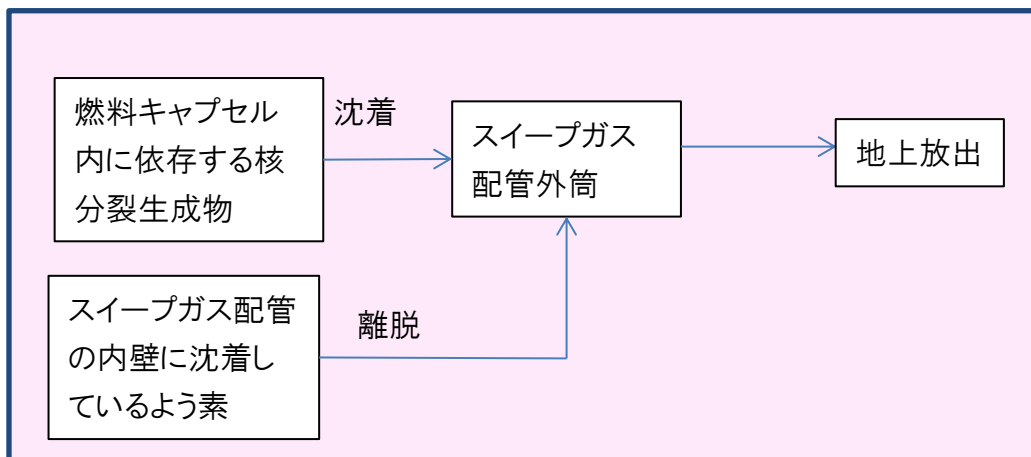
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の照射試験装置スweepガス配管が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェールクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

1) 事象のフローチャート



2) 放出経路



(2) 評価条件

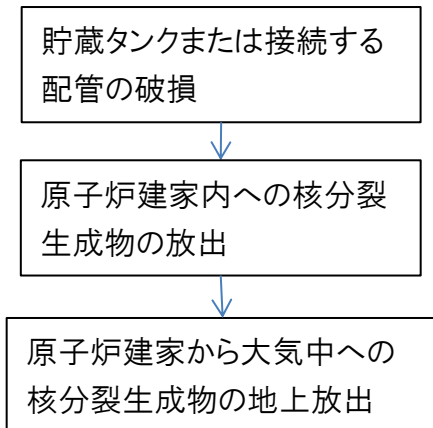
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	照射試験用実験設備のスイープガス配管の破損	
スイープガス配管外筒内への放出に寄与する核分裂生成物の量	燃料照射キャプセル内に存在する核分裂生成物の量	約 15g の UO_2 を出力約 450W で 660 日間照射したときの核分裂生成物の蓄積量に相当。
	希ガス：約 5.9×10^{12} Mev・Bq	
	よう素： 7.0×10^{11} Bq	
切断口から放出されるよう素の割合	1/10	スイープガス配管の内壁への沈着により、破断口から放出されるまでに低減される割合に余裕をとった値。
スイープガス配管の内壁に沈着しているよう素の量	約 3.7×10^{10} Bq	スイープガス配管の外筒内への放出に寄与するよう素の配管内面への全量沈着後、30 日間崩壊による低減を考慮した値。
スイープガス配管の内壁に沈着しているよう素が破断口から放出される割合	60%	実験に基づき離脱割合を設定。
スイープガス配管外筒内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりグローブボックス及びサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

1 次ヘリウム貯蔵供給設備破損

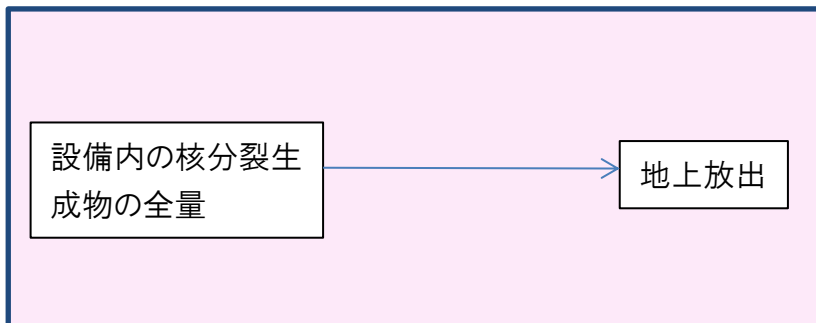
地震によって、1 次ヘリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンク等が破損し、1 次冷却材が原子炉建家内に放出される。この場合、原子炉建家内 1 次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

1) 事象のフローチャート



2) 放出経路



(2) 評価条件

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	炉停止後の 1 次冷却設備の減圧により、1 次冷却材全量を内包する 1 次ヘリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンク等の破損	
原子炉建家内へ放出される核分裂生成物の量	設備内の 1 次冷却材の全量	炉停止後の物理的崩壊及び 1 次ヘリウム純化設備により核分裂生成物の濃度が減少した 1 次冷却材を貯留している 1 次ヘリウム貯蔵供給設備の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	全量瞬時地上放出	地震により原子炉建家の気密機能喪失を仮定。

耐震重要度分類と安全重要度分類の対比を示すこと。

<回答>
別紙参照

耐震重要度分類及び安全重要度分類の比較表

耐震クラス	クラス別施設	設備	安全重要度分類
S	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器	PS-1
		原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器(中間熱交換器等)・配管(1次ヘリウム配管(二重管)等)・循環機(1次ヘリウム循環機等)・弁(1次冷却設備の主要弁等)	PS-1
		電気計装設備(監視の一部)	MS-2
	(ii)使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	PS-2
		原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く)	PS-2
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持する施設	制御棒及び制御棒駆動装置(スクラム機能に関するもの)	MS-1
		制御棒案内管	MS-1
		炉心支持鋼構造物(拘束バンドは除く)	PS-1
		炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))	PS-2
		電気計装設備(安全保護系(停止系)に関するもの)	MS-1
	(iv)その他	1次ヘリウム純化設備(原子炉格納容器内のもの)	PS-2
		破損燃料検出系(原子炉格納容器内のもの)	PS-3
		1次ヘリウムサンプリング設備(原子炉格納容器内のもの)	PS-3
		原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を内蔵する1次ヘリウム純化設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)	MS-2
		電気計装設備(監視の一部)	MS-2

耐震クラス	クラス別施設	設備	安全重要度分類
B	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る施設	1次ヘリウム純化設備(S、Cクラスに属する設備を除く)	PS-2
		破損燃料検出系(S、Cクラスに属する設備を除く)	PS-3
		1次ヘリウムサンプリング設備(S、Cクラスに属する設備を除く)	PS-3
	(ii) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	補助冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリ、Cクラスに属するものは除く)	MS-2
		補機冷却水設備(Cクラスに属するものは除く)	MS-2
		炉心支持鋼構造物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く。)	PS-2
		非常用発電機及びその計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)	MS-2
		制御用圧縮空気設備	MS-2
	(iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	炉容器冷却設備(Cクラスに属するものは除く)	MS-2
		補機冷却水設備(Cクラスに属するものは除く)	MS-2
		中央制御室遮へい	MS-1
		非常用発電機及びその計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)	MS-2
		制御用圧縮空気設備	MS-2
	(iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり、放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	原子炉格納容器	MS-2
		原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を含まない補機冷却水設備等の原子炉格納容器貫通部配管・弁)	MS-2
		隔離弁を閉とするに必要な電気計装設備(安全保護系(工学的安全施設)に関するもの)及び制御用圧縮空気設備	MS-2

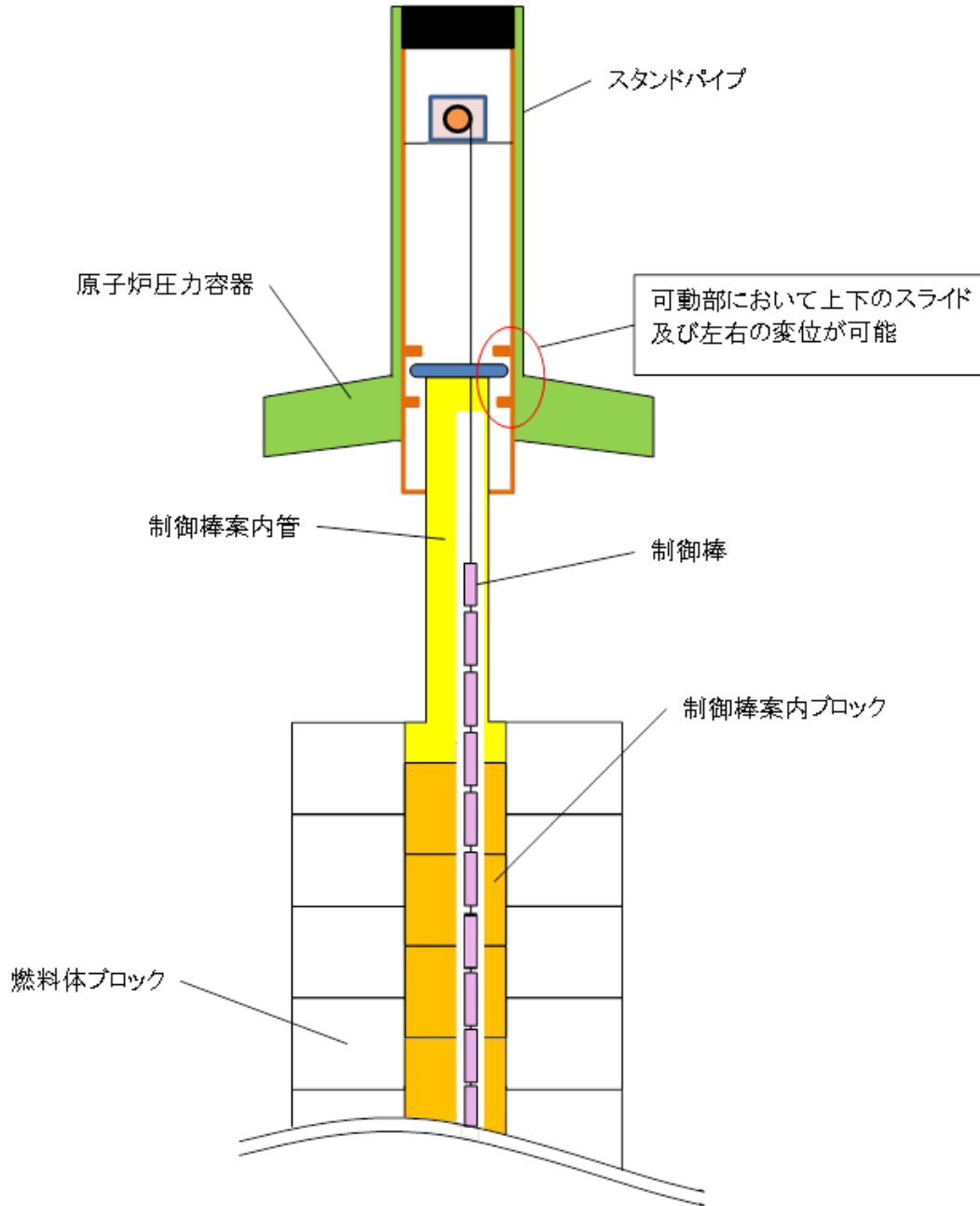
耐震クラス	クラス別施設	設備	安全重要度分類
B	(v) 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故の際にその外部放散を抑制するための設備で上記(iv)以外の施設	非常用空気浄化設備	MS-2
		非常用発電機及びその計装設備（安全保護系（工学的安全施設）に関するもの）	MS-2
		制御用圧縮空気設備	MS-2
	(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック（上蓋を除く）	PS-2
	(vii) 放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の線量当量限度に比べ十分小さいものは除く	廃棄物の廃棄施設(C クラスに属する設備を除く)	PS-2

耐震クラス	クラス別施設	設備	安全重要度分類
B	(viii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	燃料交換機	PS-2
		原子炉建家天井クレーン	—
		放射線低減効果の大きい遮へい	—
		原子炉圧力容器リーク検出配管	—
		使用済燃料貯蔵建家天井クレーン	—
	(ix) 使用済燃料を冷却するための施設	使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分)	—
		補機冷却水設備 (Cクラスに属するものは除く)	MS-2
		電気計装設備	MS-2
		制御用圧縮空気設備	MS-2
	(x) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設でSクラスに属さない施設	使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部	—

耐震クラス	クラス別施設	設備	安全重要度分類
B	(x i) その他	炉内構造物(S クラスに属するものを除く)	PS-2
		後備停止系	MS-2
		後備停止系案内管	MS-2
		非常用発電機及びその計装設備 (安全保護系 (工学的安全施設) に関するもの)	MS-2
		制御用圧縮空気設備	MS-2

耐震クラス	クラス別施設	設備	安全重要度分類
C	(i) S, B クラスに属さない 施設	制御棒駆動装置(スクラム機能に関する部分を除く)	—
		補助冷却設備 (二重管内管、補給水系等に属する設備)	—
		炉容器冷却設備 (熱反射板、薬液注入に関するもの)	—
		2次ヘリウムサンプリング設備	—
		新燃料貯蔵設備	—
		2次ヘリウム冷却設備	PS-3
		加圧水冷却設備	PS-3
		1次ヘリウム純化設備 (冷水供給系等)、1次ヘリウムサンプリング設備 (ガス供給系)、破損燃料検出系等 (冷却水系等)	—
		2次ヘリウム純化設備	—
		1次ヘリウム貯蔵供給設備	PS-3
		2次ヘリウム貯蔵供給設備	PS-3
		廃棄物の廃棄施設のうち、高放射性物質に関連した部分を除いた部分	PS-3
		使用済燃料貯蔵設備プール冷却浄化設備(プール水補給に関する部分)	—
		消火設備	MS-3
		換気空調設備	—
		電気計装設備 (S、Bクラスに関するものは除く)	—
		補機冷却水設備 (補給水に関するもの)	—
		一般用圧縮空気設備	—
一般冷却水系	—		
その他	—		

制御棒案内管の構造について



制御棒案内管詳細イメージ図