

技術的3条件（耐震安全性、高経年化対策、
長期保管MOX燃料の健全性）関連用語解説集

平成22年7月7日

東京電力株式会社

目 次

1. 耐震安全性用語解説

【基準地震動 S_s 関係】

① 基準地震動 S_s	耐震-1
② 検討用地震	耐震-1
③ 敷地ごとに震源を特定して 策定する地震動	耐震-2
④ 地震を特定せず策定する地震動	耐震-2
⑤ 応答スペクトルに基づく地震動評価	耐震-3
⑥ 断層モデルを用いた手法による 地震動評価	耐震-3
⑦ 開放基盤表面	耐震-4
⑧ 等価震源距離	耐震-5

【解析評価】

① 時刻歴解析	耐震-6
② 床応答スペクトル	耐震-7
③ スペクトルモーダル解析法	耐震-8
④ 応答倍率法	耐震-9
⑤ せん断ひずみ	耐震-10
⑥ せん断応力度	耐震-10
⑦ 減衰定数	耐震-10
⑧ 応力	耐震-11
⑨ 曲げモーメント	耐震-11

2. 高経年化対策用語解説

【評価・検査】

①高経年化技術評価 (PLM: Plant Life Management)	高経年-1
②長期保守管理方針 (長期保全計画)	高経年-1
③定期安全レビュー (PSR: Periodic Safety Review)	高経年-1
④浸透探傷検査 (PT: Penetrant Testing)	高経年-2
⑤過流探傷検査 (ET: Eddy current Testing)	高経年-2
⑥超音波探傷検査 (UT: Ultrasonic Testing)	高経年-3

【劣化事象等】

①応力腐食割れ (SCC: Stress Corrosion Cracking)	..	高経年-4
②中性子照射脆化	高経年-4
③脆性遷移温度	高経年-5
④上部棚吸収エネルギー	高経年-5
⑤照射誘起型応力腐食割れ (IASCC: Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking)	..	高経年-5
⑥粒界型応力腐食割れ (IGSCC: Intergranular Stress Corrosion Cracking)	..	高経年-5
⑦アルカリ骨材反応	高経年-5
⑧流れ加速型腐食 (FAC: Flow-Accelerated Corrosion)	..	高経年-6
⑨液滴衝撃エロージョン (LDI: Liquid Droplet Impingement erosion)	..	高経年-6

⑩疲れ累積係数	・・・・・・・・・・・・・・・・	高経年-6
【その他】		
①クラス1、2、3（重要度分類）	・・・・・・・・	高経年-7
②Keff（実効像倍率）	・・・・・・・・	高経年-8

3. 長期保管MOX燃料の健全性用語解説

【燃料外観検査等】

①上部タイプレート （下部タイプレート）	・・・・・・・・	燃料-1
②ウォータロッド（タブ）	・・・・・・・・	燃料-1
③チャンネルボックス	・・・・・・・・	燃料-1
④スペーサ	・・・・・・・・	燃料-1
⑤チャンネル着脱機	・・・・・・・・	燃料-1
⑥クラッド	・・・・・・・・	燃料-2

【燃料棒熱機械特性】

①塑性歪、1%塑性歪相当出力	・・・・・・・・	燃料-3
②応力設計比	・・・・・・・・	燃料-3
③21%過出力状態、 過渡変化時の最大過出力	・・・・・・・・	燃料-3
④疲労評価、累積疲労係数	・・・・・・・・	燃料-3
⑤クリープ変形	・・・・・・・・	燃料-3
⑥結晶構造、蛍石型	・・・・・・・・	燃料-4
⑦格子定数	・・・・・・・・	燃料-4
⑧照射損傷、照射欠陥、格子欠陥	・・・・・・・・	燃料-4
⑨（ペレット）融点	・・・・・・・・	燃料-4
⑩（ペレット）熱伝導度	・・・・・・・・	燃料-4
⑪ギャップ熱伝達係数、 炉心平均ギャップ熱伝達係数、 ホットチャンネルギャップ熱伝達係数	・・・・	燃料-4

【核炉心特性・熱水力特性】

①炉停止余裕	燃料-5
②最大線出力密度	燃料-5
③最小限界出力比	燃料-5
④スクラム特性、設計用スクラム曲線	燃料-5
⑤ほう酸水注入時の制御能力	燃料-6
⑥燃料体反応度特性、反応度（無限増倍率）	燃料-6
⑦反応度係数、ボイド係数、ドップラ係数	燃料-6
⑧動的ボイド係数、動的ドップラ係数、 φ / %ボイド、(Δk/k) / °C、φ / °C	燃料-6
⑨局所ピーキング係数	燃料-7
⑩遅発中性子割合、即発中性子寿命	燃料-7
⑪表面熱流束	燃料-7
⑫SLMCPR	燃料-7
⑬核分裂断面積、捕獲断面積	燃料-7
⑭制御棒価値、%Δk	燃料-8
⑮制御棒パターン調整	燃料-8
⑯過剰増倍率	燃料-8
⑰反応度制御能力	燃料-8
⑱共鳴群、熱群、中性子スペクトル	燃料-8

【運転時の異常な過渡変化の解析】【事故解析】

①運転時の異常な過渡変化	燃料-9
②事故	燃料-9
③プラント過渡・事故、制御棒過渡・事故	燃料-9
④原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断、 可燃性ガスの発生	燃料-9
⑤原子炉冷却材喪失時の燃料棒破裂判定	燃料-9
⑥燃料エンタルピ、 ピーク出力部燃料エンタルピ	燃料-10
⑦ORIGEN 2	燃料-10

⑧GE+3 σ	燃料-10
----------------	-------	-------

【動特性】

①チャンネル安定性	燃料-10
②炉心安定性	燃料-10
③領域安定性	燃料-11
④核熱水学的安定性	燃料-11
⑤減幅比	燃料-11
⑥プラント安定性	燃料-11
⑦キセノン（空間振動の）安定性	燃料-11
⑧炉心径方向出力分布指標	燃料-12
⑨炉心平均軸方向ピーキング	燃料-12
⑩ホットチャンネル径方向出力ピーキング	..	燃料-12
⑪ホットチャンネル軸方向出力ピーキング	..	燃料-12
⑫高次モード未臨界度	燃料-12
⑬最低ポンプ速度最大出力運転時	燃料-12

【1. 耐震安全性 用語解説集】

【基準地震動 S_s 関係】

① 基準地震動 S_s

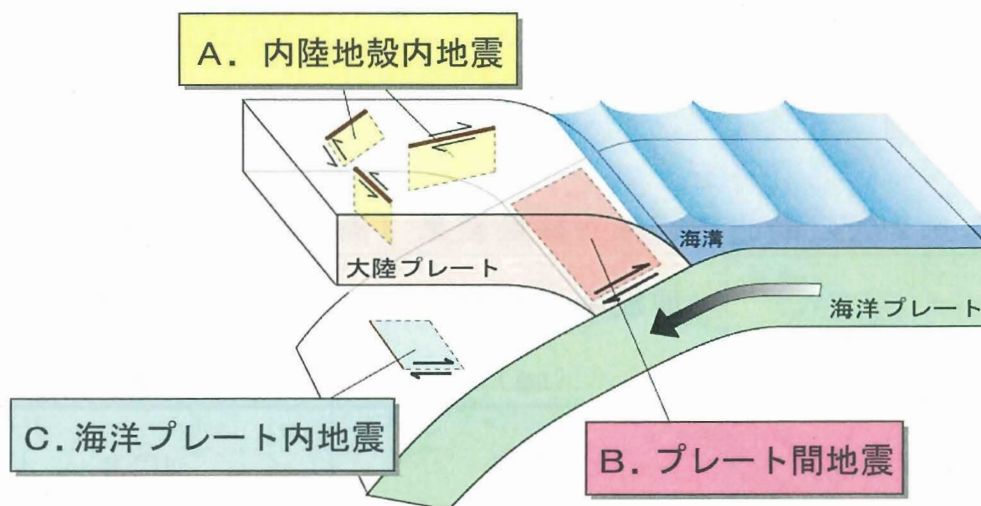
→ 平成 18 年に改訂された新耐震指針に基づき、原子力発電所の「止める・冷やす・閉じこめる」に関わる特に重要な施設の耐震設計に用いる地震動で、敷地周辺の活断層などで想定される地震や敷地地盤の特性等を踏まえて想定される最大の揺れのことです。

なお、敷地周辺の活断層などで想定される地震や敷地地盤の特性は発電所によって異なるため、この基準地震動 S_s は、発電所ごとに異なります。

② 検討用地震

→ 活断層調査結果や既往の研究成果を踏まえ、さらに地震発生様式による地震の分類を行ったうえで、敷地に大きな影響を与えると予想される地震です。

福島第一原子力発電所の位置する東北地方太平洋側で想定される地震発生様式としては、内陸部の活断層で発生する内陸地殻内地震、陸のプレートとそれに沈み込む太平洋プレートとの境界部で発生するプレート間地震、沈み込む太平洋プレートの内部で発生する海洋プレート内地震が挙げられます。



福島第一原子力発電所では地震発生様式ごとに以下の検討用地震を選定しています。

(a) 内陸地殻内地震

敷地への影響が最も大きい「双葉断層による地震」(断層長さ37km、M7.4)を選定。

(b) プレート間地震

1938年に発電所沖合いで発生した福島県東方沖地震をはじめとする一連の地震のうち、敷地への影響が最も大きい「塩屋崎沖の地震②」(M7.5)及び「塩屋崎沖の地震③」(M7.3)を選定するとともに、さらに念のため、複数の地震が同時に活動することを想定し、「仮想塩屋崎沖の地震」(M7.9)を考慮。

(c) 海洋プレート内地震

国の地震調査研究推進本部によって、敷地周辺における最大規模の地震とされている2003年宮城県沖の地震(M7.1)を仮に敷地下方の海洋プレート内に想定。

③ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

→ 各検討用地震による敷地の揺れを評価し、その結果に基づき設定する地震動のことです。

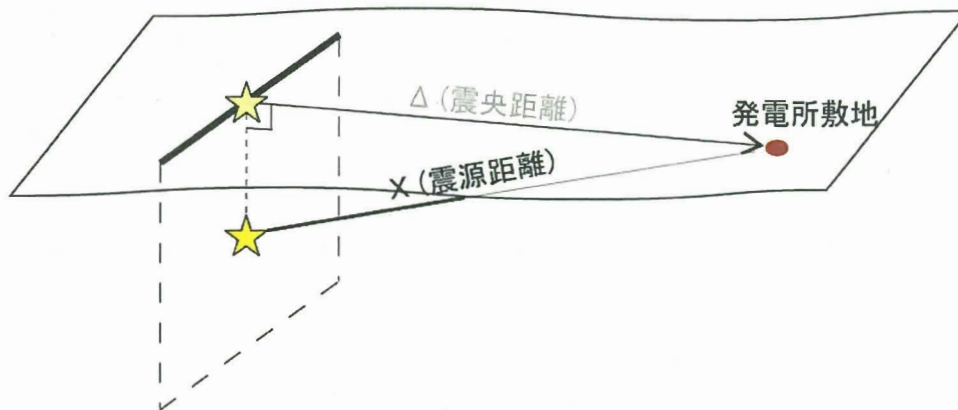
④ 震源を特定せず策定する地震動

→ 発電所敷地周辺の詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価しうるとは言い切れないとの観点から、全ての地点で共通的に考慮する地震動です。

具体的には、過去に内陸地殻内で発生した震源と活断層を関連付けることが困難な地震にの際に震源近傍で得られた観測記録を収集し、それらを基に敷地の地盤構造等を考慮して設定しています。

⑤ 応答スペクトルに基づく地震動評価

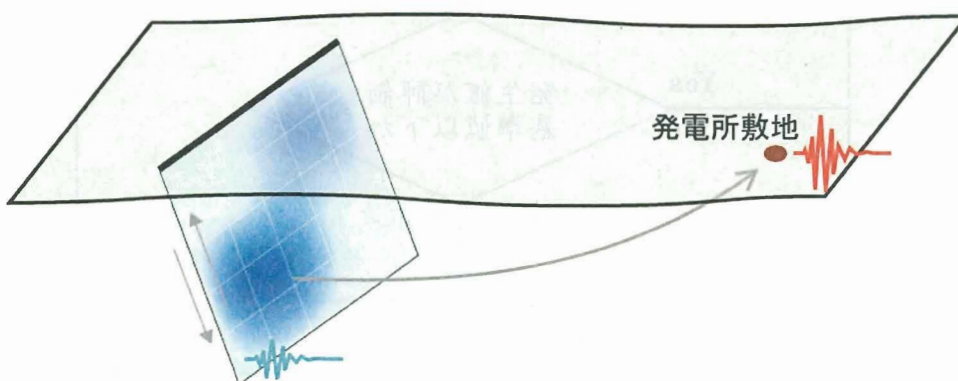
→ 過去に発生した地震の観測記録に基づき提案されている地震規模（マグニチュード）と震源からの距離との関係式（経験式）を用いて、敷地における地震動を評価する方法です。



⑥ 断層モデルを用いた手法による地震動評価

→ 断層モデルとは、地震の原因である断層運動を表現したモデルであり、断層モデルによる地震動評価とは、断層面における破壊の仕方を模擬することによって、敷地における地震動を評価する方法です。

具体的には、規模の小さな地震による揺れを重ね合わせることによって、想定している規模の大きな地震による揺れを評価する方法や、震源から敷地までの地盤をモデル化して地震波が伝わるのを理論的に計算する方法があります。



⑦ 解放基盤表面

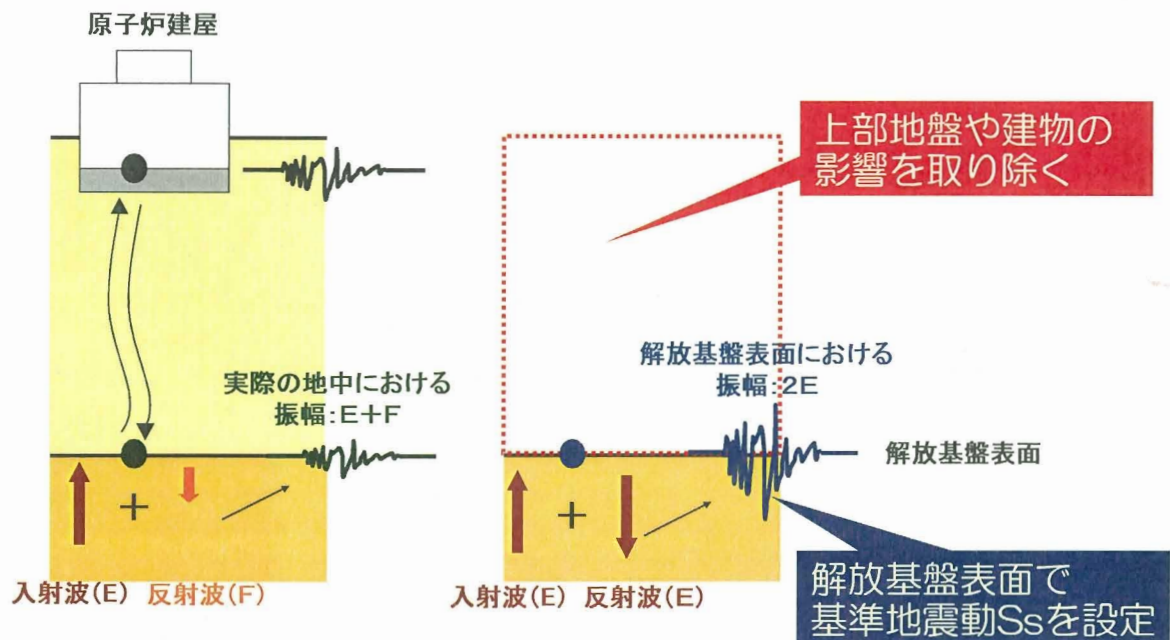
→ 耐震指針において基準地震動 S_s を定義する位置であり、地表付近の軟らかい地盤や建物の影響を除去するために、それより上部の地盤や建物が無いものとして仮想的に設定する自由表面です。

ここでいう「基盤」とは、地盤を伝わる地震波のせん断波（S波）速度が700m/s 程度以上の値を有する硬質な地盤です。（硬質な地盤ほどS波速度は大きくなります。）

解放基盤表面ではそれより上部の地盤が無いと仮定しているため、入射波（上昇波）と反射波（下降波）の振幅が等しくなり、入射波の2倍の振幅で揺れることとなります。

これに対し、解放基盤表面と同じ深さの地中で実際に観測される揺れは、入射波（上昇波）がそれより上部の地盤を通過して地表などで反射してくる過程において、反射波（下降波）が減衰するため、解放基盤表面における揺れに比べて小さくなる傾向にあります。

すなわち、下図において $E + F < 2E$ という関係になります。



⑧ 等価震源距離

等価震源距離とは、震源距離（震源と敷地との距離）に震源断層面の拡がりの効果を考慮したものをいいます。

具体的には、震源断層面の各部から放出される地震動のエネルギーの総計が、特定の1点から放出されたものと等価となるように計算されるもので、震源断層面を等価なエネルギーをもつ点に置き換えたときの震源距離とすることができます。

規模と距離の関係を用いた応答スペクトル法による地震動評価において、震源が面のままでは距離が評価できないので考えられた指標です。

【以下、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-2008）より抜粋】

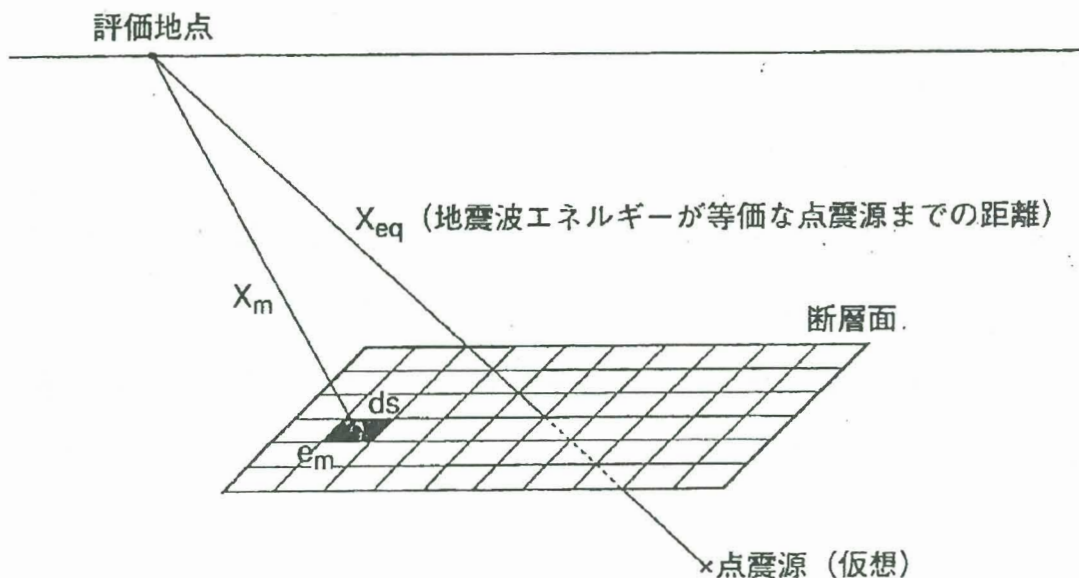
なお、等価震源距離 X_{eq} (km) は次式で与えられる。

$$X_{ep}^{-2} = \frac{\int e_m X_m^{-2} ds}{\int e_m ds} \dots\dots\dots (1.2.3.2-1)$$

ただし、 X_m ：観測点から断層面の各微小領域 m への距離 (km)

e_m ：断層面上の各微小領域 m からの地震波エネルギーの相対的放出分布 (e_m が不明の場合には一様分布として与える。)

ds ：断層面の微小領域 m の面積 (km^2)

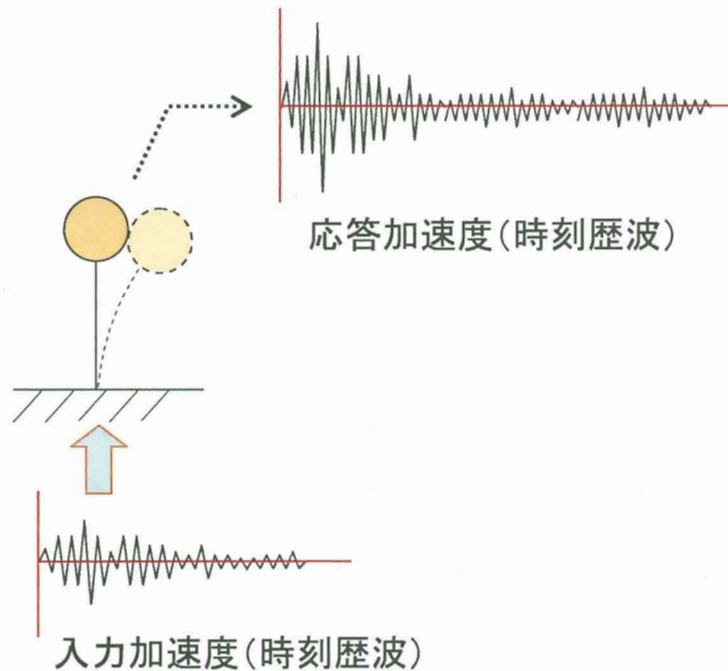


【解析評価】

① 時刻歴解析

→ 地震動は時間とともに変化するため、時間とともに設備が受ける揺れ（加速度）も変化します。このため、地震動の時刻歴波形を入力として、時々刻々の構造物の応答を求める地震応答解析を時刻歴解析といいます。

<時刻歴解析の概要(1質点系の例)>

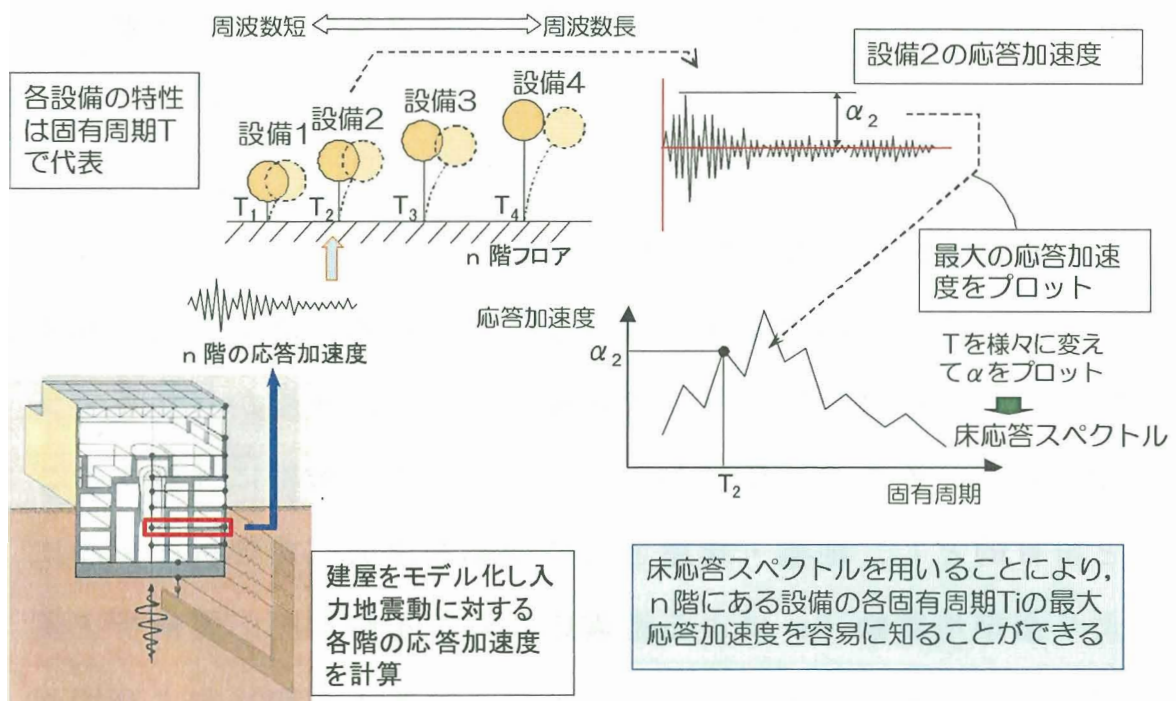


② 床応答スペクトル

→ 地震応答の計算には、極めて多量の計算を必要としますが、数多くの設備に対して、また設計・評価のたびごとにこのような膨大な計算を繰り返すのは合理的ではありません。

設備の設計・評価においては、応答の全過程ではなく、最大の応答が必要となります。最大の応答であれば、設備の固有周期と減衰定数のみにしか関係しないため、周期や減衰定数をいろいろ変えてみて応答の最大値を求め、周期と減衰定数をパラメータとして曲線で表せば、必要な応答の全貌を示すことができます。このような曲線を床応答スペクトルといいます。

この床応答スペクトルを事前に準備しておけば、時刻歴地震応答解析を行わなくても、設備の固有周期から最大の応答を求めることができます。

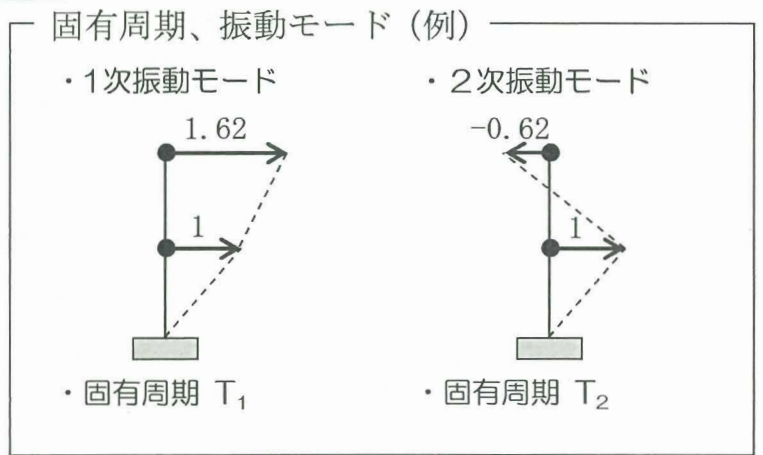
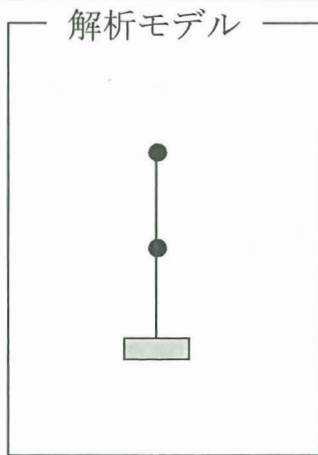


③ スペクトルモーダル解析法

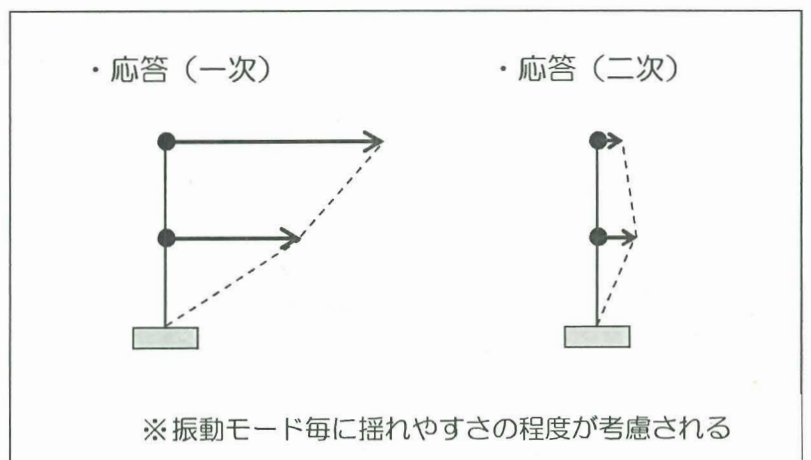
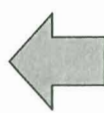
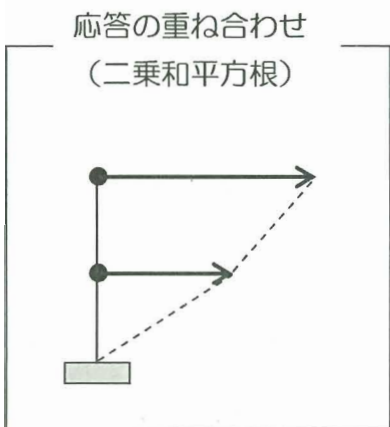
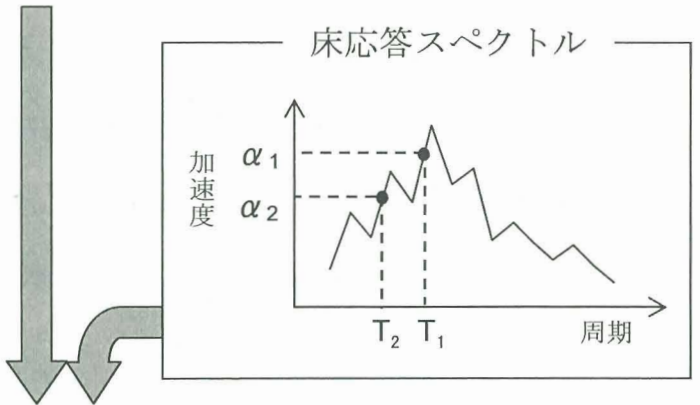
→床応答スペクトルを用いて、設備の揺れやすい周期（固有周期）と揺れ方（振動モード）から最大の応答を簡便に求める方法です。

固有周期と振動モードが複数ある場合には、各振動モード毎の最大の応答を床応答スペクトルを用いて求め、各振動モードの応答を重ね合わせるにより系の最大の応答を求めます。

＜スペクトルモーダル解析の例＞



床応答スペクトルから
求まる加速度と振動
モードから応答を求める

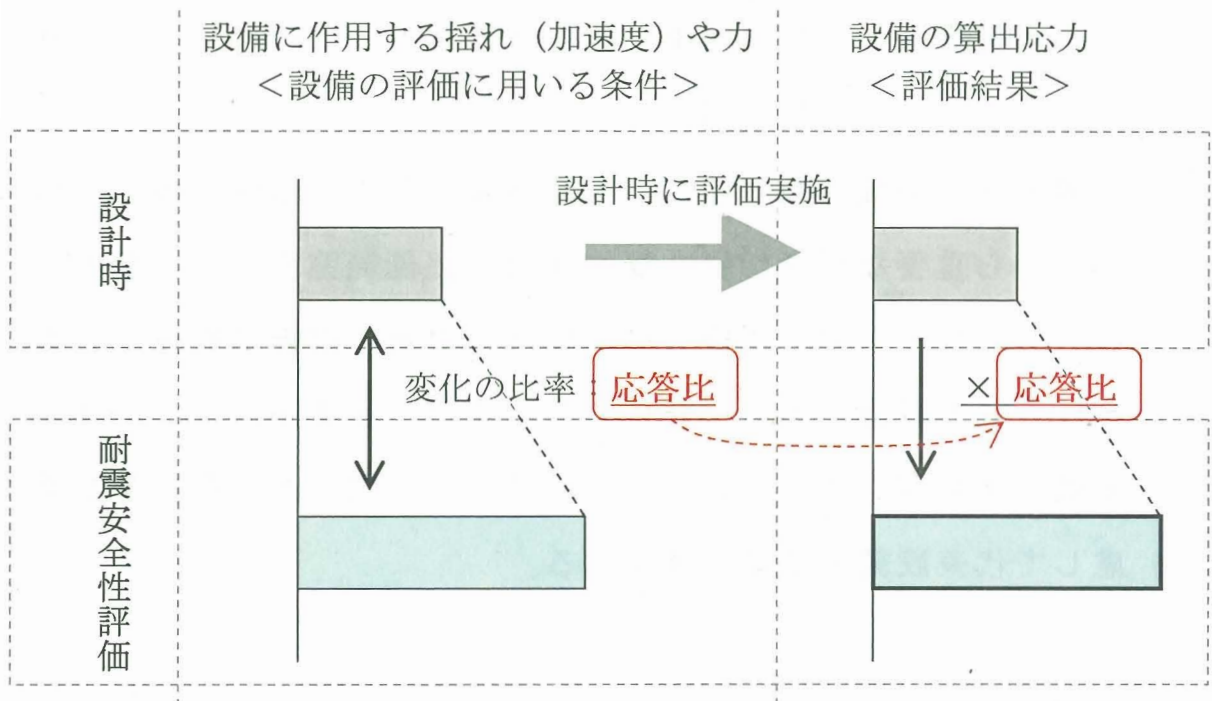


④ 応答倍率法

→ 応答倍率法とは、多くの設備の耐震安全性の評価作業を効率的に実施するため、基準地震動 S_s に対する各設備の算出応力を簡便に推定し、評価基準値を超えないことを速やかに確認することを目的とした手法です。

設計時には、地震により各設備に作用する揺れ（加速度）や力を用いて、各設備の算出応力を評価しています。

今回の耐震安全性評価では、考慮する地震が基準地震動 S_s となることによって地震の大きさが設計時から変わります。このため、設計時と耐震安全性評価時での変化の比率を応答比として求め、この応答比を設計時の各設備の算出応力に乗じることで、基準地震動 S_s による設備の算出応力を推定する方法です。



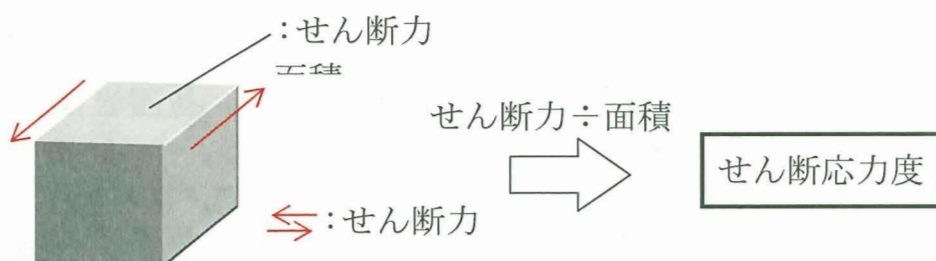
応答倍率法の概念図

⑤ せん断ひずみ

→ 物体内部でずれを生じさせる力(平行で逆向きの2つの力:せん断力)によって、発生する変形のことです。

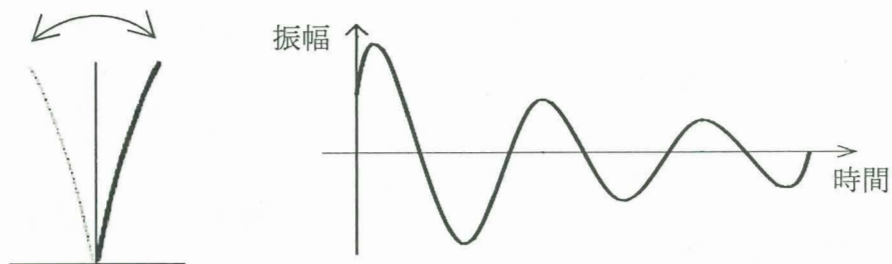
⑥ せん断応力度

→ 物体内部でずれを発生させるせん断力の大きさ(せん断応力)を断面積で割った単位面積当たりのせん断力の大きさです。



⑦ 減衰定数

→ 棒の一端を固定し他端を横に引っ張って急にはなすと棒は左右に揺れ始めますが、棒の揺れの幅は時間の経過とともに次第に小さくなります。減衰定数は、この振幅の減少の度合を表す定数です。この値が大きいほど振幅が減少する度合いが大きくなります。



⑧ 応力

→ 部材に荷重が作用する時、物体内部にはその荷重に抵抗してつり合いを保とうとする力が生じます。この部材の内部に生じる“単位面積あたりの力”を応力といいます。

作用する荷重の向きや種類などによって、引張応力、圧縮応力、曲げ応力、等があります。

⑨ 曲げモーメント

→ 部材を曲げようとする力のモーメントを曲げモーメントといいます。ある点の曲げモーメントは、作用する力の大きさと、力の作用点（力のはたらく点）までの距離によって求められ、作用する力が大きいほど、また作用点までの距離が長いほど曲げモーメントは大きくなります。

【2. 高経年化対策 用語解説集】

【評価・検査】

① 高経年化技術評価（P L M：Plant Life Management）

→ 高経年化技術評価とは、機器を長く使っていることによって、疲労による損傷や強度の低下、腐食による劣化等が発生していないかを、機器や構造物ごとに詳細に評価するとともに、これから使用していくためにどのような点検を実施していけばよいかを評価するものです。

高経年化技術評価は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の定めにより、原子力発電プラントの運転を開始した日以降30年を経過する日までに、原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器および構造物に対し、国内外の運転経験や新たな知見等を踏まえ、60年間の運転を仮定し経年劣化に関する技術的な評価を行うとともに、評価結果に基づく原子炉施設の保全のため、10年間の計画（長期保守管理方針）を策定し、保安規定の変更認可を受ける報告することとなっています。なお、高経年化技術評価は、運転開始から30年を経過した以降、10年毎に実施します。

② 長期保全計画（長期保守管理方針（長期保全計画））

→ 今後10年間の機器や構造物の点検において、高経年化技術評価に基づき抽出された現状の点検項目に追加すべき項目および実施時期を取り纏めたもので、保安規定の添付資料として認可対象となっております。

③ 定期安全レビュー（P S R：Periodic Safety Review）

→ 安全性のより一層の向上に資する観点から、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づき、原子力発電所の運転開始以来行ってきた設備・運転管理のあり方について、10年毎に事業者自ら総括し、国が保安検査等でその妥当性を評価確認する仕組みです。国内外の原子力発電所の運転経験や最新の技術的知見に照らして、その反映状況を調査・分析・評価するものです。

④ 浸透探傷検査 (PT: Penetrant Testing)

→ 検査対象物を破壊することなく傷等を検出する検査方法です。この検査方法は、材料表面に開口した傷を探し出すことができます。

「浸透剤」と呼ばれる色がついた検査液を、検査対象物の表面に塗布し一定時間放置します。その後、塗布した「浸透剤」をきれいに拭き取り、「現像剤」と呼ばれる別の薬品を塗布します。すると、表面上の傷が拡大化され視認できるようになります。ただし、浸透探傷検査では傷とその位置は検出できますが、傷の深さは測定できません。

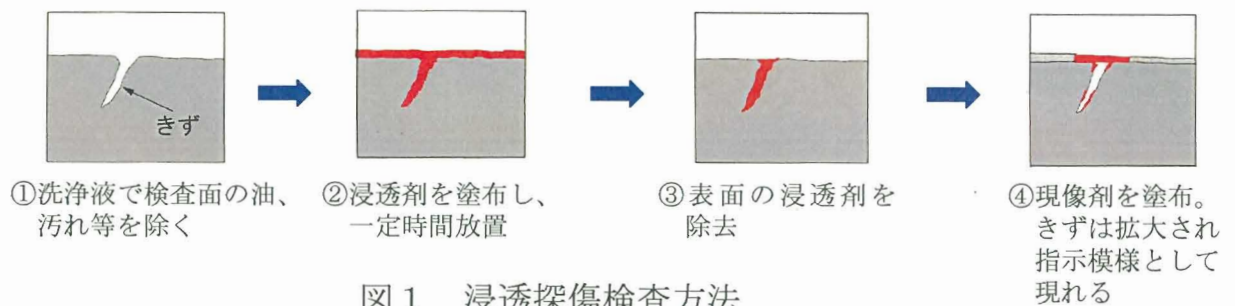


図1 浸透探傷検査方法

⑤ 渦流探傷検査 (ET: Eddy current Testing)

→ 電磁気の原理を利用した試験方法で、表面欠陥検出のための非破壊検査です。渦電流を流して、材料に発生する電磁誘導の変化から検査対象の傷とその深さを検出する検査法を「渦流探傷検査」と言います。試験コイルに電流を流すことによって試験体に渦電流を発生させます。きずがあった場合は渦電流が変化するため、コイルに流れる電流の変化を利用して検出を行う手法です。電気を流す材料にしか適用されませんが、パイプの内側などの目に見えない部分の検査が行えます。

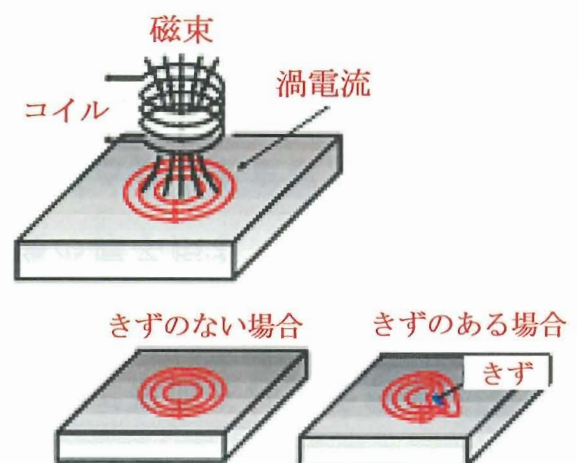


図2 渦流渦流探傷検査のしくみ

⑥ 超音波探傷検査 (UT : Ultrasonic Testing)

→ 超音波とは、簡単に言えば「人間の耳には聞こえないほどの高い音」のことです。超音波は金属などの物体内部に伝達しやすく、また物体の端に当たったり、違う材質との境界に当たったりした時に反射しやすいという性質を利用して、物体内部の傷や凹凸、空洞の有無を調べるのが超音波探傷検査です。

超音波探傷検査の原理を図示すると下図のようになります。超音波を発生させ反射した超音波 (エコー) を受信する仕組みを持つ探触子から入射された超音波は、欠陥があればそこから反射して戻ってくるので、欠陥を検出することができ、入射してから戻ってくるまでの時間を測定すれば、探触子から反射源までの距離を知ることができます (距離 = 音速 × 時間)。この場合、探傷器の CRT (ブラウン管) には下図のように表示されます。CRT の横軸は探触子から反射源までの距離を示し、縦軸は反射して戻った超音波の強さを表しています (エコー高さという)。

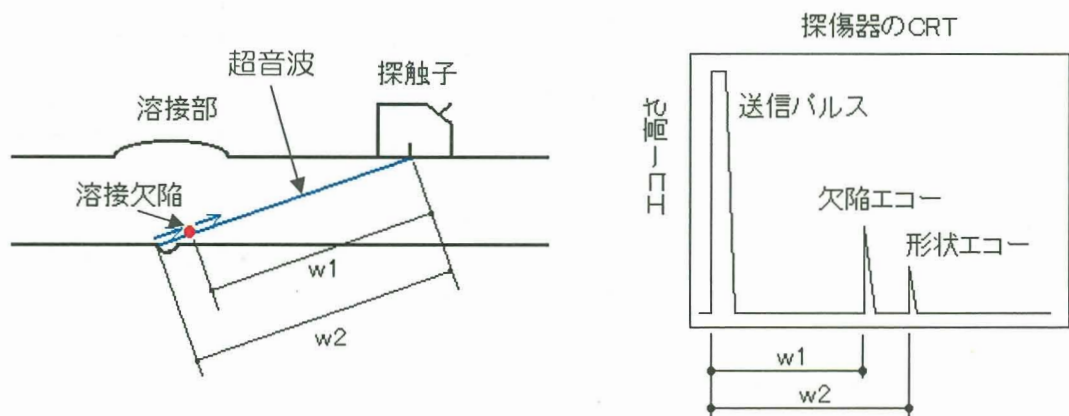


図3 超音波探傷検査の原理

【劣化事象等】

① 応力腐食割れ (SCC : Stress Corrosion Cracking)

→ 金属材料が腐食しやすい環境下で、破壊されるほどの強い力を受けずに配管の溶接部などが割れる現象です。応力腐食割れは、下図に示すように、材料・環境・応力(*)の三要素が特定の条件を満たす場合に限り発生します。

応力腐食割れを防止するには、下図に示した材料・環境・応力の三要素のうち、いずれかが応力腐食割れ発生の条件を満たさないようにすればよく、材料については応力腐食割れを起こしにくい材料を用いる、環境については水質の調整管理を十分に行う、応力が発生しにくい加工を施すといった措置を講じています。

(*) : 加工等により物の内部に生ずる力

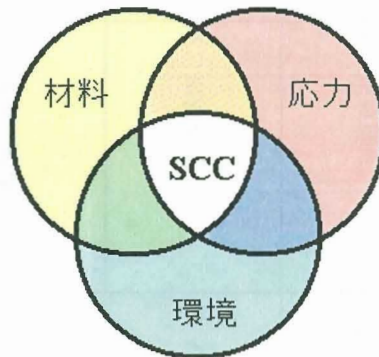


図4 応力腐食割れを支配する3要素

② 中性子照射脆化

→ 金属が高速中性子の照射を受けて硬く脆くなり、金属材の破壊に対する粘り強さ(抵抗力)が徐々に低下するとともに遷移温度が上昇する現象です。

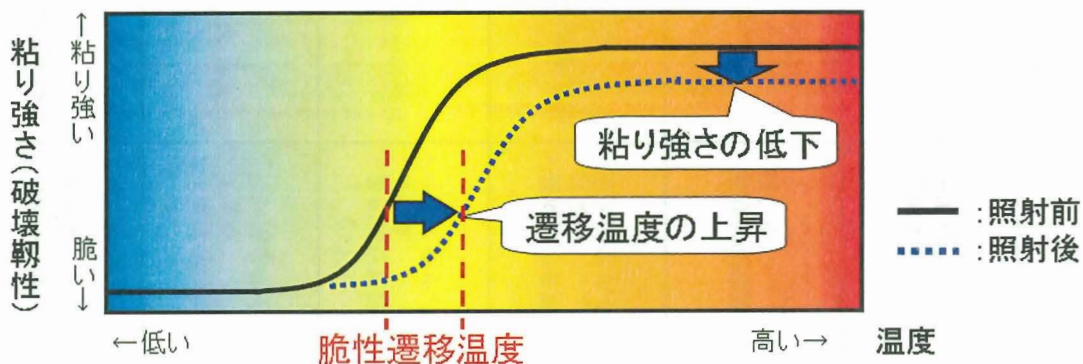


図5 材料の温度と粘り強さ(破壊靱性)の関係
高経年-4

③ 脆性遷移温度

→ 金属の温度を上げていくと、ある温度で金属材の破壊に対する粘り強さ（抵抗力）が増加する減少現象が見られます。この温度が脆性遷移温度です（図5参照）。

④ 上部棚吸収エネルギー

→ 試験片の温度の変化と試験片を破断するのに要したエネルギーの関係を図に表すと、図5の縦軸をエネルギーに読み替えた図と同様になります。

低温側から高温側の間で試験片の破断に要するエネルギーが変化しますが、この高温側で一定となったエネルギーを上部棚吸収エネルギーと呼びます。

⑤ 照射誘起型応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）

→ 材料の組成が中性子照射の影響により変化することにより発生する応力腐食割れ（SCC）です。一定以上の中性子照射を受けた際に発生しやすくなります。

⑥ 粒界型応力腐食割れ（IGSCC：Intergranular Stress Corrosion Cracking）

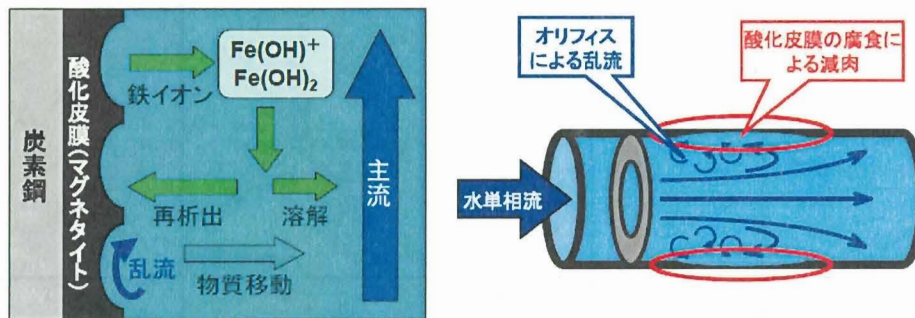
→ 応力腐食割れの形態の一つで、結晶粒どうしの境界が腐食を受け、結晶粒の境界に沿って割れを起こす現象です。

⑦ アルカリ骨材反応

→ コンクリートにおける劣化現象の一つです。コンクリートに含まれるアルカリ性の水溶液が骨材（砂利や砂）の特定成分と反応し、異常膨張やそれに伴うひび割れなどを引き起こします。

⑧ 流れ加速型腐食（FAC：Flow-Accelerated Corrosion）

→原子力発電所や火力発電所などでは、曲がり管（エルボ）を有する複雑な配管系を用いています。このような配管系において、流れ加速型腐食による配管内壁の減肉事象が確認されています。流れ加速型腐食とは配管壁（鉄）の水中への溶出（腐食）が流れにより促進される現象のことです。流れ加速型腐食による減肉が進行すると配管破断へとつながります。



FACのメカニズム概略図 オリフィス下流のFACによる減肉

⑨ 液滴衝撃エロージョン（LDI：Liquid Droplet Impingement erosion）

→蒸気とともに加速されるなどして高速になった液滴が、配管の壁面に衝突したときに、局所的に大きな衝撃力を発生させ、配管表面が侵食される現象のことです。液滴衝撃エロージョンによる浸食が進行するとピンホールのような穴が開き、蒸気漏れや水漏れへとつながります。

⑩ 疲れ累積係数

→一般的に金属材料に繰り返し応力が作用すると、ある程度小さい応力でも、損傷に至ることがあります。このような現象を疲労といいます。例えば、針金を曲げただけでは損傷せず、曲げたり戻したりを繰り返すことによって針金は切れることがあります。この現象は、曲げる力（応力）の大きさ（ $=S$ ）とその曲げた回数（ $=N$ ）に依存しています。

疲れ累積係数（ U ）とは、例えば、配管がある応力（ S_t ）を繰り返し（ N_t 回）受けた場合、その応力で許容される（この回数以下では損傷しない）繰り返し回数（ N_t' ）に対する割合（ $U=N_t/N_t'$ ）で算出されます。したがって、この疲れ累積係数 U は、1に近づくほど疲労による影響が高まるもので、1より小さいほど疲労の影響が低くなるものです。

【その他】

① クラス1、2、3（重要度分類）

→ 原子力発電所の安全性を確保するために必要な機能について、安全上の見地から、構築物、系統、機器について重要度に従って分類したもので、重要度の高いものからクラス1、クラス2、クラス3の3つに分類されています。

安全機能を有する構築物、系統、機器については、まず、安全機能の性質により大別して、主として異常状態の発生を防止する機能を有するもの(Prevention System:PS)と、異常状態が発生したときにこれに対処する機能を有するもの(Mitigation System:MS)の二つの種類に分類し、それぞれの種類につき三つのクラスに分類しています。

構築物、系統及び機器の具体例を参考として付表に示します。

表1 重要度分類の系統例

分類		系統の具体例
クラス 1	PS-1	<ul style="list-style-type: none"> 炉心支持構造物(炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管)
	MS-1	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒及び制御棒駆動系(スクラム機能) 非常用炉心冷却系
クラス 2	PS-2	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気系、原子炉冷却材浄化系(いずれも、格納容器隔離弁の外側のみ) 燃料取扱設備
	MS-2	<ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
クラス 3	PS-3	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材再循環系 給復水系
	MS-3	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動水圧系

② K_{eff} (実効増倍率)

→ 炉心全体で発生する中性子数 (核分裂とともに発生するもの等) と、消費される中性子数 (核分裂に使われるもの、吸収・漏れにより失われるもの) の比。実効増倍率が 1.0 の時、炉心全体の中性子の増減がない臨界状態となります。

【3. 長期保管MOX燃料の健全性 用語解説】

【燃料外観検査等】

① 上部タイプレート（下部タイプレート）

→ タイプレートは、燃料棒を束ねるため、燃料集合体の上部と下部に設置されているものです。

② ウォータロッド（タブ）

→ ウォータロッドとは、燃料集合体の中央部分に設けられている中空の管で、内部に水を通すことにより燃料集合体内部の出力分布の最適化を図るものです。

また、タブとはウォータロッドに7つのスペーサに応じて一定の間隔で取り付けられている板状の突起物で、スペーサの軸方向の位置を固定するものです。

③ チャンネルボックス

→ チャンネルボックスは、角筒状で燃料集合体に上から被せる形で装着されます。冷却材流路の形成や燃料集合体の剛性を確保し、保護しているものです。

④ スペーサ

→ スペーサは、燃料集合体を束ねているもので、集合体あたり7つのスペーサで燃料棒を支持し、燃料棒間げきを持たせているものです。

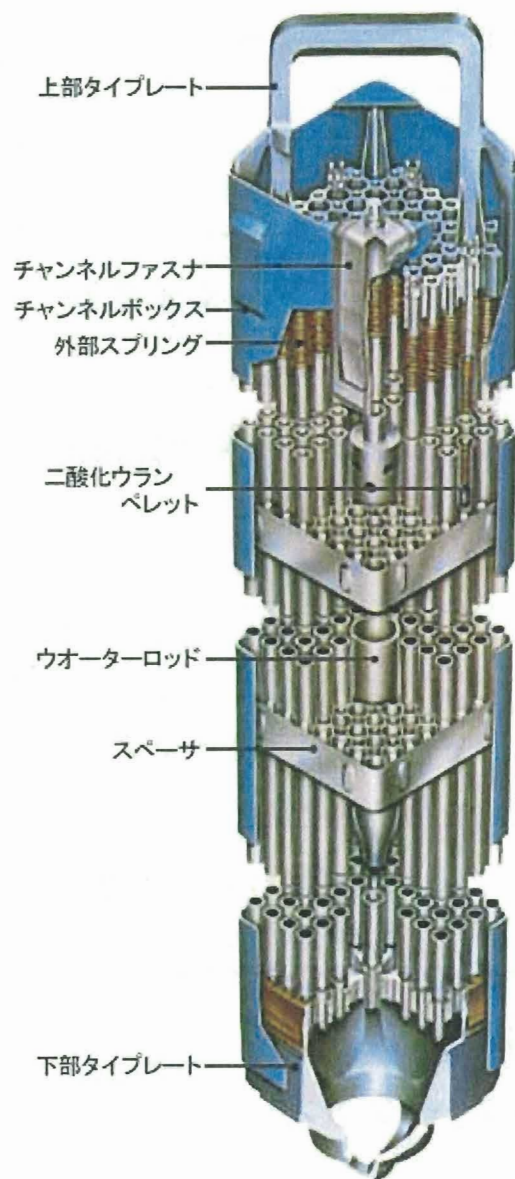
⑤ チャンネル着脱機

→ 燃料プールの壁に設置されており、燃料プール内でのチャンネルボックスの着脱などに使用され、燃料外観検査にも使用するものです。

⑥ クラッド

→ クラッド (Chalk River Unidentified Deposit:CRUD) は、炉水中の鉄酸化物を主成分とする不溶性微粒子であり、燃料棒の表面に赤褐色に見えているものです。

燃料集合体鳥瞰図



【燃料棒熱機械特性】

① 塑性歪、1%塑性歪相当出力

→ 作用している力が取り除かれた後も残る変形を塑性歪といいます。燃料被覆管が機械的に破損しないことを判断する条件として、被覆管の円周方向の塑性歪が1%以下であることが用いられています。被覆管変形量は出力と関連するペレットの熱膨張と関係します。被覆管に1%の塑性歪を生じさせる出力を1%塑性歪相当出力といいます。

② 応力設計比

→ 応力の計算値と許容応力との比です。この値が1以下であることをもって、燃料被覆管の健全性が確認されます。

③ 21%過出力状態、過渡変化時の最大過出力

→ 機器の誤動作や誤操作（運転時の異常な過渡変化）を想定して評価された最大の過出力です。定格出力に対する割合で表現され、福島第一3号機でMOX燃料を装荷した場合には定格出力を21%上回る過出力状態が想定されます。このような状態を想定しても燃料の健全性が確保されることが評価されています。

④ 疲労評価、累積疲労係数

→ 原子炉使用中の出力変動、圧力変動の結果によって被覆管に生じる繰り返し応力の影響評価を疲労評価といいます。発生が想定される各応力について、その発生サイクル数と当該応力について破断までに許容されるサイクル数の比を足し合わせたもの（累積疲労係数）が1を超えないことをもって被覆管の健全性が評価されます。

⑤ クリープ変形

→ 一定の荷重（応力）下で時間とともに進行する永久変形（歪）です。降伏応力に満たない応力でも、経時的に変形が進行します。高温、照射下で変形の進行は速いです。

⑥ 結晶構造、蛍石型

→ 結晶（空間的に繰り返しパターンを持って配列している物質）中の原子の配置構造です。蛍石型は結晶構造の一つで、面心立方（立方体の頂点と各面の中央）に配置された原子セルのなかに4つの異原子を包含する構造です。

⑦ 格子定数

→ 結晶の単位格子（繰り返しの配列パターン）を形づくる辺の長さと、それらが互いになす角です。立方格子の蛍石型結晶では辺同士がなす角は90度です。

⑧ 照射損傷、照射欠陥、格子欠陥

→ 材料が放射線照射を受けると結晶中の原子がはじき出されたり、はじき出された原子が本来の場所と異なる位置に移動したりという放射線照射の影響による損傷（照射損傷）を受けます。照射損傷によって形成される欠陥を照射欠陥、格子欠陥といいます。

⑨ （ペレット）融点

→ 固体状のペレットが高温で溶融する温度。設置許可の評価では、純粋UO₂ペレットの融点を2805℃、PuO₂を10wt%含むMOXペレットの融点を約2740℃としています。融点は燃焼の進行に伴い若干低下するが、ペレット最高温度に比べ1000℃程度の余裕があります。

⑩ （ペレット）熱伝導度

→ 物質の熱の伝わりやすさを表す指標で、単位距離当たり、単位温度の温度差がある時に単位時間当たり伝わる熱量です。

⑪ ギャップ熱伝達係数、炉心平均ギャップ熱伝達係数、ホットチャンネルギャップ熱伝達係数

→ ペレットと被覆管の間のギャップについて熱の伝わりやすさを表現する指標がギャップ熱伝達係数で、ペレットと被覆管の間のギャップに

単位温度差がある場合に、単位時間に単位面積当たり伝わる熱量で表します。

炉心の燃料全体を見渡して平均的なギャップ熱伝達係数が炉心平均ギャップ熱伝達係数、炉心の最高出力燃料集合体についてのギャップ熱伝達係数をホットチャンネルギャップ熱伝達係数といいます。

【核炉心特性・熱水力特性】

① 炉停止余裕

→ 全制御棒全挿入状態から炉心で最も効きの良い制御棒1本が抜けた場合でも炉心が未臨界状態を維持できることを炉停止余裕があるといいます。

② 最大線出力密度

→ 燃料の単位長さ当たりの出力（発熱量）を線出力密度といい、kW/m等の単位で表されます。炉内で出力（発熱量）は一様でなく、炉内の線出力密度の最大値が最大線出力密度です。通常運転時には44kW/mに制限されます。

③ 最小限界出力比

→ 沸騰遷移（被覆管表面が気泡で覆われ伝熱効率が低下した状態に遷移）を生じさせる燃料集合体出力を限界出力といいます。限界出力と実際の燃料集合体出力との比を限界出力比といいます。炉内の限界出力の最小値が最小限界出力比です。

④ スクラム特性、設計用スクラム曲線

→ 制御棒挿入割合に対して、どれだけ負の反応度が投入されるかというスクラムの効きに関する特性です。運転時の異常な過渡変化等の安全評価で想定されるスクラム特性が設計用スクラム曲線（制御棒挿入割合に対し投入反応度を図示したもの）です。設計用スクラム曲線は実際のスクラム特性を包絡するような曲線として設定されています。

⑤ ほう酸水注入時の制御能力

→ 制御棒について高度な信頼性が確保されているが、制御棒挿入に期待せずに原子炉を停止できるようほう酸水注入系が設置されています。その停止能力をほう酸水注入時の制御能力といいます。従来の評価手法では、ほう酸水注入時の炉心の実効増倍率が 0.95 以下となることを判断基準としています。

⑥ 燃料体反応度特性、反応度（無限増倍率）

→ 燃料が燃焼する過程（核分裂によって発生した中性子が減速され再び核分裂によって中性子を発生させるサイクル）で、中性子が増えるのか減るのかを表します。中性子が増える場合、反応度は正、減る場合は反応度は負です。無限の体系（同じ燃料集合体が無限に配列された体系）で評価したものを無限増倍率といい、1 より大きければ、無限の体系（中性子漏れの影響が排除された体系）で燃料の燃焼に伴って中性子は増加し（反応度が正の状態に相当）、1 より小さければ燃焼に伴って中性子は減少します（反応度が負の状態に相当）。

⑦ 反応度係数、ボイド係数、ドップラ係数

→ 原子炉にある変化が生じた時に反応度がどの程度変化するかを表す指標が反応度係数です。

減速材のボイド量が増えたときの反応度変化割合が、ボイド係数であり、燃料温度が増えたときの反応度変化割合が、ドップラ係数です。

⑧ 動的ボイド係数、動的ドップラ係数、 ϕ / %ボイド、 $(\Delta k/k)$ / °C、 ϕ / °C

→ ボイド係数について、遅発中性子割合で割って反応度変化を表したものを動的ボイド係数、ドップラ係数についても、同様に遅発中性子割合で割って反応度変化を表したものを動的ドップラ係数といいます。それぞれの単位は、 $\$/\%$ ボイドないしは $\phi/\%$ ボイド、 $\$/^{\circ}\text{C}$ ないしは $\phi/^{\circ}\text{C}$ で表されます（ ϕ は $\$$ の 1/100 の単位）。なお、1 $\$$ は遅発中性子割合に相当します。また、反応度を増倍率の変化で表した場合、それぞれの単位は、 $(\Delta k/k)/\%$ ボイド、 $(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ となります。

⑨ 局所ピーキング係数

→ 燃料集合体断面における最大燃料棒出力と平均燃料棒出力の比の値をいいます。

⑩ 遅発中性子割合、即発中性子寿命

→ 核分裂で発生する中性子には、核分裂とともに現れる即発中性子と、核分裂の結果生じる核分裂片からやや遅れて現れる遅発中性子があります。全発生中性子のうち遅発中性子の割合を遅発中性子割合といいます。即発中性子が核分裂で発生してから吸収されるまでの所要時間を即発中性子寿命といいます。

⑪ 表面熱流束

→ 燃料被覆管表面から原子炉冷却材に、単位面積当たり単位時間に伝えられる熱量です。

⑫ SLMCPR

→ 安全限界最小限界出力比 (Safety Limit Minimum Critical Power Ratio) の略です。MCPRがこの値以上であれば、各種の不確かさを考慮しても炉内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない値として設定されます。通常運転中のMCPRは、運転時の異常な過渡変化が発生しても、MCPRがSLMCPRを下回らないよう、通常運転中の制限値を設けて管理されます。

⑬ 核分裂断面積、捕獲断面積

→ 核分裂の起こりやすさ、捕獲（中性子を喰ってしまう反応）の起こりやすさを表します。それぞれの反応量は、「当該原子1ヶ当たりの反応の起こりやすさ」×「当該原子数密度」×「中性子束」となります。「当該原子1ヶ当たりの反応の起こりやすさ」×「当該原子数密度」を巨視的断面積、「当該原子1ヶ当たりの反応の起こりやすさ」を微視的断面積と呼びます。

⑭ 制御棒価値、 $\% \Delta k$

→ 制御棒を引き抜く（ないしは挿入する）ことで起こる体系の増倍率の変化を制御棒価値といいます。制御棒価値は、

（引き抜き後の体系の増倍率－引き抜き前の体系の増倍率）／（引き抜き前の体系の増倍率）によって求められ、当該の値を%表示で表記する場合、 $\times \times \% \Delta k$ と表記されます。

⑮ 制御棒パターン調整

→ 炉心反応度（燃えやすさ）は燃料の燃焼に伴い変化します。制御棒パターン調整とは、この炉心反応度（燃えやすさ）の変化を制御棒を動かすことで補償することです。

⑯ 過剰増倍率

→ 全制御棒全引き抜きの状態で炉心が持つ増倍率と1との差分です。全制御棒全引き抜き状態でどの位炉心反応度（燃えやすさ）を持つかの指標です。

⑰ 反応度制御能力

→ 全制御棒全引き抜きから全挿入した時に、炉心の増倍率をどの程度減少させることができるかを表す指標です。過剰増倍率以上の反応度制御能力を持つことは、十分な原子炉停止能力を持つことを表しています。

⑱ 共鳴群、熱群、中性子スペクトル

→ 核分裂により発生した中性子のエネルギーは発生直後の高いエネルギーから、減速され回りの原子の熱運動程度の低いエネルギーまで広い範囲にわたります。中性子の持つエネルギー分布を中性子スペクトルといいます。

1 eV 程度から 5keV 程度のエネルギーを持つ中性子を共鳴群と呼び、このエネルギーには中性子を大きく吸収する核種が存在します。また、1eV 程度以下の低いエネルギーを持つ中性子を熱群と呼び、軽水炉の核分裂の大部分はこのエネルギーの中性子で引き起こされます。

【運転時の異常な過渡変化の解析】【事故解析】

① 運転時の異常な過渡変化

→ 原子炉施設の寿命中に予想される機器の故障、誤動作又は運転員の誤操作等により生じる異常な事象です。

② 事故

→ 「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態で、発生頻度はまれですが原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する事象です。

③ プラント過渡・事故、制御棒過渡・事故

→ 炉内が一様に挙動する過渡変化、事故をプラント過渡・事故と呼び、引き抜き（引き抜け）制御棒周りの出力が局所的に大きく上昇する制御棒の誤引き抜き、落下を制御棒過渡・事故と呼んでいます。

④ 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断、可燃性ガスの発生

→ いずれも事故に分類される事象です。原子炉冷却材喪失は原子炉圧力バウンダリを構成する配管等が破損し、原子炉冷却材の流出を想定した事象です。この事象に伴い、燃料被覆管の温度上昇に伴うジルコニウムと水の反応、水の放射線分解により可燃性ガス（水素）が発生する可能性があります。

主蒸気管破断は原子炉からタービンへ蒸気を送る主蒸気管が破断し、冷却材の放出を想定した事象です。

⑤ 原子炉冷却材喪失時の燃料棒破裂判定

→ 原子炉冷却材喪失時に燃料被覆管の温度が上昇し燃料被覆管の内圧により被覆管に発生する力（応力）が増加し、その温度における被覆管の強さ（引張強さ）を超えると燃料棒破裂が発生します。原子炉冷却材喪失時の燃料被覆管応力と温度を評価し、燃料棒破裂の有無が評価されます。

⑥ 燃料エンタルピ、ピーク出力部燃料エンタルピ

→ 燃料ペレットが持つ熱量（エネルギー）のことです。制御棒落下事故については事故時の燃料エンタルピによって燃料健全性が判断されます。制御棒落下と同時に発生する急峻な出力上昇部分（時間遅れを伴う本格的な除熱前）の燃料エンタルピがピーク出力部燃料エンタルピです。

⑦ ORIGEN2

→ 米国オークリッジ国立研究所により開発された計算コードで、核燃料が照射、保管される際の、核種の生成、消滅を評価します。核種の存在量、崩壊熱等が計算されます。

⑧ GE+3 σ

→ 米国 GE 社による崩壊熱の評価値に不確かさ（3 σ ）を加えたものです。原子力安全委員会指針（「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」）で、崩壊熱評価に用いることが妥当と認められています。

【動特性】

① チャンネル安定性

→ 燃料集合体を流れる冷却材の流量が増加すると流路抵抗が増加し、流量が減少します。流量が減少すると流路抵抗が減少し、流量が増加します。このようなメカニズムに関する安定性をチャンネル安定性といいます。

② 炉心安定性

→ 炉心出力が増加するとボイド量が増加し、反応度（燃料の燃えやすさ）が低下して出力が減少します。出力が減少するとボイド量が減少し、反応度が増加して出力が増加します。この際、同時に、ボイド量の増減は、冷却材の流れの抵抗の増減をもたらすため、冷却材流量の増減を伴い、冷却材流量の増減はボイド量の増減を伴います。

このようなメカニズムに関する安定性を炉心安定性といいます。

③ 領域安定性

→ 炉心安定性と同様のメカニズムでの安定性ですが、不安定現象が炉心一様でなく、炉心の領域毎に位相を違えて起こる安定性を領域安定性といいます。

④ 核熱水力学的安定性

→ 熱水力学的要因に関連するチャンネル安定性と、核的要因と熱水力学的要因双方に関連する炉心安定性、領域安定性を合わせて核熱水力学的安定性といいます。

⑤ 減幅比

→ 外乱が加えられた場合の応答で、隣り合う応答のピークの振幅の比を減幅比といいます。減幅比が1未満の場合、外乱による応答は時間とともに減衰するため、安定です。

⑥ プラント安定性

→ プラントの制御系（圧力制御系、再循環制御系等）を含めたプラント全体としての安定性です。外乱に対してプラント主要パラメータ（中性子束、原子炉圧力、主蒸気流量、炉心流量等）が安定に推移することを評価します。

⑦ キセノン（空間振動の）安定性

→ 中性子吸収物質であるキセノンが増加すると出力が減少し、出力が減少すると時間遅れをもってキセノンが減少します。キセノンが減少すると出力が増加し、出力が増加すると時間遅れをもってキセノンが増加します。炉心の領域により出力、キセノン量は異なり、このようなメカニズムに関する安定性をキセノン（空間振動の）安定性といいます。

⑧ 炉心径方向出力分布指標

→ 高出力の燃料集合体の多少を表す指標で、高出力の燃料集合体が多いほど本指標は大きくなります。

⑨ 炉心平均軸方向ピーキング

→ 炉心出力の軸方向の分布を表す指標で、軸方向の最高出力と平均出力の比です。

⑩ ホットチャンネル径方向出力ピーキング

→ 炉内の最も高い出力の燃料集合体について、その集合体の出力と平均的な燃料集合体の出力との比です。

⑪ ホットチャンネル軸方向出力ピーキング

→ 炉内の最も高い出力の燃料集合体について、その集合体の軸方向の最高出力と平均出力の比です。

⑫ 高次モード未臨界度

→ 炉心の領域毎に位相を違えて起こる安定性（領域安定性）に関わる指標で、本指標が小さいと領域毎に位相を違えた振動が起りやすくなります。

⑬ 最低ポンプ速度最大出力運転時

→ 炉心流量が低く、原子炉出力が高い状態で安定性が悪くなることから、安定性の解析は再循環ポンプについて最低ポンプ速度でその状態で考えられる原子炉出力に余裕をみた運転状態（最低ポンプ速度最大出力運転時という）に対して評価することとしています。福島第一3号機 MOX 装荷炉心に対する評価では、定格出力の 68%、定格炉心流量の 41%としています。