

非弾性解析による高速炉の原子炉容器のフラジリティ評価

Fragility evaluation of the reactor vessel of fast reactor using inelastic analysis

*亀山 正敏¹, 宮川 高行¹, 久保 重信², 鈴野 哲司³, 深沢 剛司³

¹ 日本原子力発電, ² 日本原子力研究開発機構, ³ 三菱 FBR システムズ

ナトリウム冷却高速炉 (SFR) の原子炉容器を対象に、非弾性解析により作成した原子炉容器円筒胴の骨格曲線を用いて、基準地震動を上回る地震荷重による破損モードとして、座屈損傷後の疲労破損に着目した評価を行い、そのフラジリティ評価により入力地震動に対する原子炉容器の破損確率を提示した。

キーワード：高速炉, 原子炉容器, フラジリティ評価, 座屈

1. 緒言

昨今、残余のリスク低減の観点から、クリフエッジの特定が求められており、確率論的リスク評価 (地震 PRA 等) の重要性が増している。SFR の原子炉容器は、薄肉構造で重量が大きく地震の影響が大きいことから、地震 PRA において重要な評価対象となる。

本検討では、SFR の原子炉容器について、地震動の大きさと破損確率の関係を把握することを目的に、座屈損傷後に疲労破損する破損モードにおいて、フラジリティ評価を実施し、入力地震動に対する原子炉容器の破損確率を提示した。

2. 検討内容

2-1. 地震動等の設定

SFR の設置サイトは未定であることから、原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-2015) に基づく「震源を特定せず策定する方法」の手法を用いて、解放基盤表面における水平方向と鉛直方向のターゲットスペクトルを代表的に設定し、更に 6 倍までの係数を乗じて基準地震動 S_s を上回る入力地震動を設定した。これらの地震動を用いて高速炉用水平免震による原子炉建屋の地震応答解析を実施し、原子炉容器に入力される時刻歴応答波形を求めた。

2-2. 疲労破損評価

次に、原子炉容器に対して静的な非弾性解析を行い、座屈を考慮した骨格曲線を作成し、変位範囲とひずみ範囲の関係を求めた。この骨格曲線及び時刻歴応答波形を用いて地震応答解析を行い、レインフロー法を用いて応答変位の範囲と発生回数をヒストグラム化した。応答変位の範囲に対応するひずみの範囲を求め、入力地震動に対する累積疲労損傷係数を算出した。なお、本検討ではクリープ損傷については考慮していない。

2-3. フラジリティ評価

上記評価の中に含まれる各種の不確実さを考慮するため、日本原子力学会標準 (AESJ-SC-P006:2015) を参照して、原子炉容器について疲労破損を前提とするフラジリティ評価を行い、図 1 のとおり、入力地震動レベルに対する破損確率の関係を得た。ここで、基準地震動の 7.1 倍においては疲労破損に至る時の地震入力レベルの中央値 (50%信頼度曲線で破損確率が 0.5 となる値) となり、基準地震動の 4.5 倍において高信頼度低損傷確率値 (HCLPF: 95%信頼度曲線において破損確率が 0.05 となる値) となった。

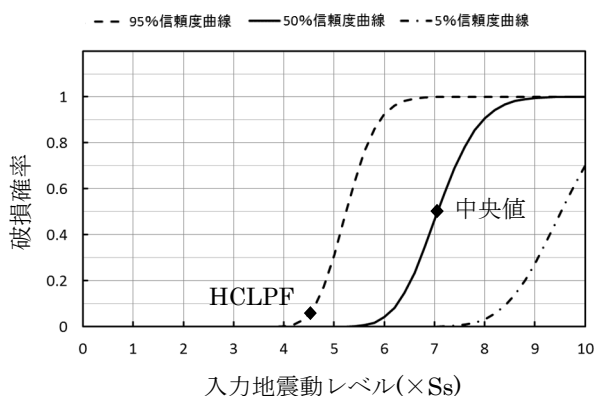


図1 原子炉容器のフラジリティ曲線

3. 結論

SFR の原子炉容器について、座屈損傷後に疲労破損する破損モードにおいて、基準地震動を上回る地震動に対する疲労破損を評価した。その評価における不確実さを考慮するため、フラジリティ評価を実施し、入力地震動に対する原子炉容器の破損確率を提示した。

*Masatoshi Kameyama¹, Takayuki Miyagawa¹, Shigenobu Kubo², Tetsuji Suzuno³ and Tsuyoshi Fukasawa³

¹ Japan Atomic Power Company, ² Japan Atomic Energy Agency, ³ Mitsubishi FBR Systems Inc.