

1. 緒言

原子炉施設においては、異常事態が発生しても十分な安全を確保できるように原子炉の安全設計・評価を行う際に設計基準事象が設定されているが、その設計基準事象を大幅に超える事象で、炉心の冷却や反応度の制御ができず炉心の重大な損傷に至る事象がシビアアクシデントである。軽水炉においてシビアアクシデントが発生した場合、損傷した炉心の燃料デブリが圧力容器下部に堆積する可能性があるが、減速材が十分に存在しない状態となるため中性子の減速が不十分となり、再臨界に至る可能性は低いとされている。本研究では、様々なパラメータに対する感度解析を通じて、軽水炉におけるシビアアクシデント時に圧力容器下部に燃料デブリが堆積した場合の再臨界性の評価を行う。

2. 検討方法

本検討では、福島第一原子力発電所 1号機を対象とした。まず、1号機に装荷されている燃料集合体に関して、MVP-BURNによりピンセル体系の燃焼計算を行い、Cs134/Cs137放射能比と燃焼度の関係を数値解析により求めた。次に、1号機のサブドレン水中のCs134/Cs137放射能比の測定値 0.89 ± 0.04 を用いて破損燃料の平均燃焼度を推定すると、破損燃料の平均燃焼度は 16 ± 1 [GWd/t] と推定された(Fig.1)。燃焼度クレジット導入ガイド原案に従い、この燃焼度において再臨界性解析に使用する核種を選別し、この核種組成を用いて様々なパラメータに対する感度解析を行った。この際、解析にはMVPを用い、圧力容器を模擬して、燃料体積が保存されるように半径2cmの燃料デブリを体心立方構造(BCC)と面心立方構造(FCC)に配置した。

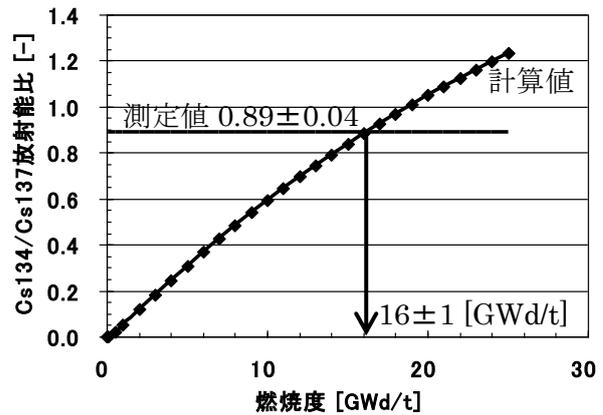


Fig. 1 破損燃料の平均燃焼度推定

3. 結果

感度解析は、減速材密度(H/U)、B₄C含有量、デブリ半径、デブリ温度、ホウ素濃度、塩分濃度などについて行った。感度解析の例として、上記の体系において、1気圧飽和水の原子数密度(BCC:H/U=1.36, FCC:H/U=1.01)を基準とした減速材の原子数密度比をパラメータとした計算結果を Fig.2に、全B₄C体積のうち燃料デブリ中に含まれているB₄C体積の割合(100%で制御棒の全B₄Cが燃料デブリに混入)をパラメータとした計算結果を Fig.3に示す。Fig.2,3の基準点に置ける余剰反応度[%Δk/k]は、BCCで6.9、FCCで0.23と得られた。かなり厳しい条件を仮定しても、Fig.2,3の結果より、BCCの場合、(1)減速材の原子数密度比が0.6以下、(2)燃料デブリ中に全B₄C体積のうち8%以上が含有、いずれかの条件が満たされれば、増倍率0.95未満の深い未臨界となることが示された。

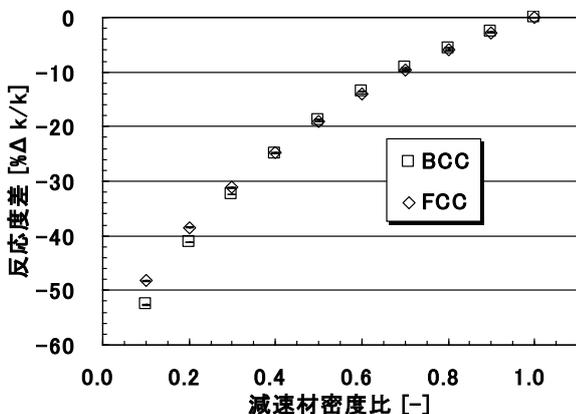


Fig. 2 減速材密度比に対する反応度差

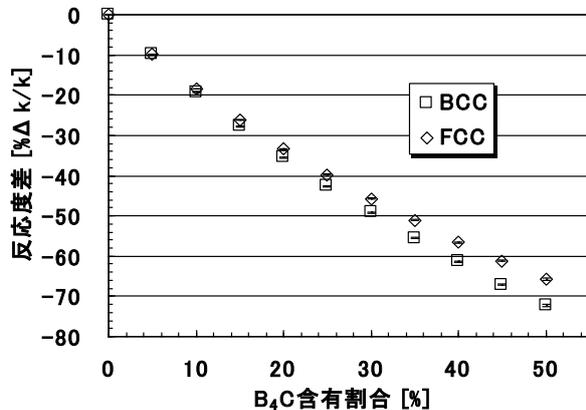


Fig. 3 デブリ中のB₄C含有割合に対する反応度差