シビアアクシデントにおいて想定される再臨界時の放出エネルギー評価

名古屋大学工学部物理工学科 量子エネルギー工学コース　武馬孝仁

1. 序論　原子炉の設計基準事故を越えるシビアアクシデント(Severe Accident, SA)において、発生の可能性を完全には否定できない事象として、溶融燃料の再臨界が挙げられる。圧力容器下部に堆積した溶融燃料が注水によって再冠水する際、溶融燃料への B_4C や Gd 等の中性子吸収材の混入割合が少なく、溶融燃料の量・形状・温度・水との体積比等によっては、再臨界となる可能性が理論的には想定できる。再臨界時の核分裂によって放出される熱エネルギーを評価することで、SA において発生する物理現象のうち再臨界に関する新たな知見が得られ、シビアアクシデントマネジメントの充実に貢献できることが期待される。本研究では福島第一原子力発電所 1 号機事故を参考とした核熱結合動特性解析を実施することで、再臨界時に発生する核分裂出力の評価を試みた。

2. 核熱結合動特性解析　本解析は、原子炉動特性解析および熱水力解析を結合させることで実施した。原子炉動特性解析では簡易な一点炉モデルを使用し、熱水力解析も後述する簡易なモデルを使用した。原子炉動特性解析で使用した一点炉動特性方程式を(1), (2)式に示す。一点炉動特性方程式は、原子炉内の中性子束分布 $\phi(\mathbf{r},t)$ の空間分布の形が変化しないと近似し、高さの時間変化のみを取り扱うことにより導出される。熱水力解析では、冠水部の領域のみに着目し、溶融燃料の崩壊熱・核分裂出力・冠水部の燃料および水のエンタルピー、注水顕熱・蒸発潜熱の各エネルギーのバランスを考え、溶融燃料と水との間の伝熱抵抗を無視する近似に基づいて炉心水位・水温の時間変化を計算する。注水により臨界超過となる仮想的な炉心体系を想定することで、(1), (2)式中の核定数を水位・水温に対して予め MVP (連続エネルギーモンテカルロ計算コード) で計算してテーブル化しておき、熱水力解析で得られた各時刻の水位・水温に応じた核定数を用いることで、炉内状況の時間変化に応じた原子炉の動特性計算を行う。

$$\frac{\partial n}{\partial t} = \frac{(1-\beta)k_{eff}-1}{l_{eff}} n(t) + \lambda C(t) + Q(t) \quad \cdots(1)$$

$$\frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\beta k_{eff}}{l_{eff}} n(t) - \lambda C(t) \quad \cdots(2)$$

$n(t)$: 中性子密度　　β : 遅発中性子割合
$C(t)$: 遅発中性子先行核密度　　k_{eff} : 実効増倍率
$Q(t)$: 外部中性子源強度　　l_{eff} : 実効中性子寿命
λ : 崩壊定数

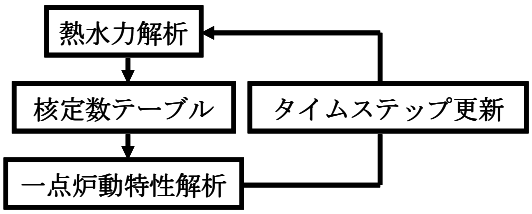

図1　核熱結合解析フロー

3. 計算結果　炉内の初期温度を 80℃とし、溶融燃料における単位体積当りの核分裂出力の計算結果を以下の図 2 に示す。図 2 より、注水によって減速材量が増加することで、実効増倍率が増加し、未臨界増倍により徐々に核分裂数が増大する。実効増倍率が 1 を超える再臨界点に到達した後、核分裂出力は急速に増大する。核分裂出力のエネルギーによる蒸発量が注水量を上回り、減速材量が減少し、それに伴って体系は再び未臨界になり出力は減少する。その後、蒸発量が注水量を下回り、再び減速材量が増加し、核分裂出力が増加する。以上の過程を繰り返し、注水量とエネルギー的に等価になる核分裂出力で一定値となる。

4. 結論　再臨界が発生した際には、減速材の蒸発による負のフィードバック効果が働くことにより核分裂出力が抑制される。核分裂出力は最終的には注水量に見合った一定値に収束する。

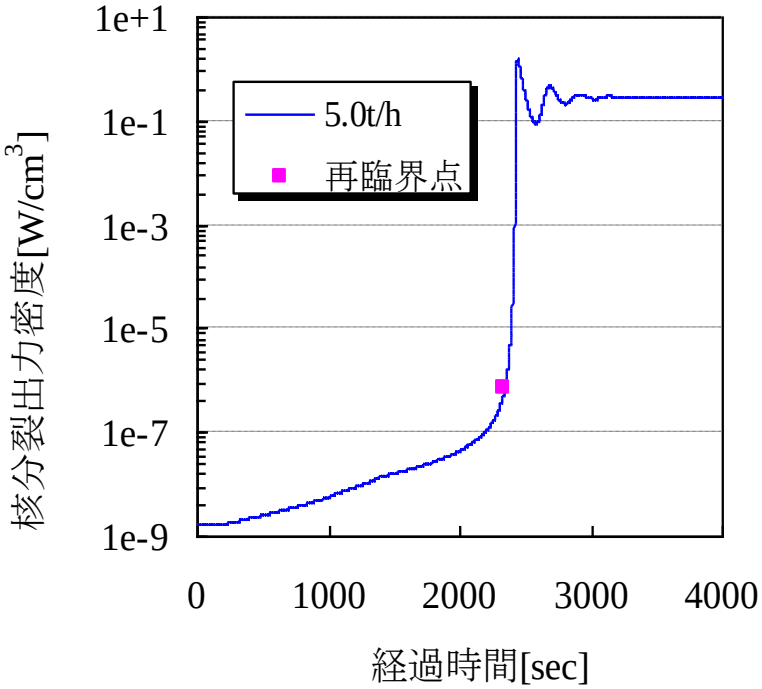

図2　溶融燃料の単位体積当りの核分裂出力