高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
(1) 炉心の判断基準案と選定の考え方

Study on effectiveness evaluations of countermeasures against severe accidents in fast reactor
(1) Prevention criteria proposal of significant core damage and their approach

*西村 正弘[1], 深野 義隆[1], 小野田 雄一[1], 山田 文昭[1]
[1]原子力機構

高速炉の重大事故防止対策の有効性評価における炉心の著しい損傷防止対策の有効性を評価するために、「重大事故に至るおそれがある事故」の高速炉における特徴を踏まえて、具体的な判断基準案と選定の考え方を示した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷，判断基準，ATWS 事象，LOHRS 事象

1. 緒言

高速炉の重大事故防止対策の有効性評価における炉心の著しい損傷防止の有効性を評価する判断基準として、軽水炉と同様「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること」とし、「重大事故に至るおそれのある事故」の高速炉における特徴を考慮して、具体的な判断基準案を検討した。

2. 炉心の著しい損傷の防止の具体的判断基準案

判断基準「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること」では、炉心の小規模の損傷で、十分な冷却が可能な損傷は許容される。しかしながら以下(1)から(3)に示すような状態は回避すべきである。

(1) 冷却材のバルク沸騰が生じて多数の燃料ピンの被覆管溶融に至る状態
(2) 多数のピンで溶融燃料が放出されて FCI による機械的エネルギー発生又は冷却材流路を閉塞し冷却不能になる状態
(3) バルク沸騰又は多数の破損燃料ピンからの FP ガス放出による正のボイド反応度効果が出力上昇を駆動する状態

これらの状態を回避するための具体的判断基準として以下を提案する。

具体的判断基準(案)	適用する事故グループ*1
① 冷却材がバルク沸騰しないこと	ULOF、UTOP（部分負荷）、ULOHS LOHRS
② 燃料断面溶融割合が 50%を超えないこと*2	UTOP (定格)
③ 被覆管が破損しないこと	ULOHS

*1 設計基準事故対処設備の機能喪失, *2 中低スミア密度（～<85%TD）
UTOP: 過出力時原子炉停止機能喪失, ULOF: 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪,
ULOHS: 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失, LOHRS:除熱機能喪失

3. 具体的判断基準の選定根拠　（①③について）

具体的判断基準案を選定するにあたり、CABRI 試験や PLANDTL で実施された DHB 試験等で得られた知見をもとに炉心の著しい損傷に至るまでの高速炉プラント過渡変化の特徴の整理を行った。ULOF および ULOHS 事象では、熱流束が高く、除熱不足では冷却材のバルク沸騰が先行[1]し、続いて被覆管の健全性が損なわれ、冷却可能形状が維持できなくなる。さらに ULOHS 事象では、冷却材の高温状態が継続することから被覆管がクリープ破損し、FP ガスが放出され正のボイド反応度効果により出力上昇を駆動した結果､冷却可能形状が維持できなくなる。LOHRS 事象では低流量・低熱流束条件下では除熱能力は確保され被覆管および燃料の冷却は維持されるがバルク沸騰 (>q"(CHF)) 領域においては被覆管がドライアウトし溶融した結果、冷却可能形状が維持できなくなる可能性が否定できない（図 1）[2]。

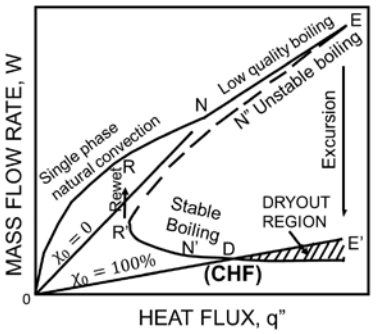


図 1　低圧系での自然循環沸騰の特徴[2]

以上のことから、炉心の著しい損傷を防止するための具体的な要件として「①冷却材がバルク沸騰しないこと」「③被覆管が破損しないこと」を提示した。

4. 結言

「重大事故に至るおそれがある事故」の炉心損傷防止有効性評価における具体的判断基準案を高速炉の特徴を踏まえて提示するとともにその選定の考え方を示した。後続の発表では、燃料溶融に関わる判断基準の設定根拠として、UTOP 事象において燃料溶融を許容した根拠、及び LOHRS 事象において被覆管破損を許容した根拠について解説する。

参考文献:[1] D. Struwe et al., International Fast Safety Safety Meeting, (1990), [2] M.Khatib-Rahbar et al., Journal of Heat Transfer, 108, 425-432 (1986)

* Masahiro Nishimura[1], Yoshitaka Fukano[1], Yuichi Onoda[1], Fumiaki Yamada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency