

## 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

### (3) 原子炉容器液位確保機能喪失事象評価における配管破損規模

Study on effectiveness evaluations of countermeasures against severe accidents in fast reactor

#### (3) Proposal of an assumed leak size in piping under the LORL event

\*矢田 浩基<sup>1</sup>, 安藤 勝訓<sup>1</sup>, 若井 隆純<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力機構

高速炉の設計基準事故を超える2箇所目の1次冷却材漏えいによる原子炉容器液位低下に対して、液位確保策の有効性を検討するために、2箇所目漏えい時のプラント運転状態、高温疲労試験に基づく貫通亀裂長さ及びEPRIの亀裂開口変位評価法を用いて、2箇所目1次冷却材漏えいの配管破損規模を検討した。

**キーワード**：高速炉，設計基準外事故，亀裂，1次冷却材漏えい，エルボ疲労試験

**1. 緒言** ナトリウム冷却型高速炉（以下、高速炉）の設計基準事故（DBA）を超える2箇所目の1次冷却材漏えいが発生した場合、1次主冷却系の循環経路形成に必要な原子炉容器(RV)液位を確保し、RV液位確保機能喪失による重大事故を防止する必要がある[1]。ここで、高速炉のDBAである1次冷却材漏えい事故での配管破損規模の想定は、高速炉の配管系で想定される破損モードが繰返し負荷によるエルボ横腹部の管軸方向亀裂の貫通であることを基に、 $Dt/4$ （ $D$ ：配管直径、 $t$ ：配管板厚）[mm<sup>2</sup>]とされている。これは、貫通時亀裂長さは、初期欠陥寸法によらず純曲げ応力場において最大となり、その長さは高速炉の主要構造材であるSUS304で約12t[mm]となることに加えて、日本工業規格で定められる一定口径以上の配管が $D/t \geq 24$ であることから、12t[mm]を $D/2$ [mm]に置き換えていることと、内圧による管軸方向亀裂の開口変位を保守的に $t/2$ [mm]としていることによる[2]。このように $Dt/4$ [mm<sup>2</sup>]は非常に保守的な想定に基づく破損口の面積である。本研究では、DBAを超える2箇所目の1次冷却材漏えいに対するRV液位確保対策の有効性の検討に資する、漏えいによる現実的な液位挙動を把握するため、2箇所目の配管破損規模を検討した。

#### 2. 検討方法

DBAの1次冷却材漏えいによる原子炉トリップ後の主循環ポンプ低速運転による崩壊熱除去中に偶発的に2箇所目漏えいが生じると仮定した[1]。2箇所目の配管破損規模の検討にあたっては、DBAで設けた過度な保守性を排除し、対策の有効性を評価するための適切な破損規模を評価することとし、「貫通亀裂長さ」および「亀裂開口変位」から求められる配管破損口の面積に着目した。評価対象部位は1次主冷却系配管、破損モードはDBAと同じ想定とした。「貫通亀裂長さ」について、原子力機構では、これまでに実機寸法のエルボ試験体を用いた高温疲労試験が行われている[3][4]。試験では、各所に切欠きを施したエルボ試験体に繰返し面内曲げ負荷を与え、亀裂の進展状況や板厚貫通時の亀裂長さを計測している。その結果、破損はエルボ横腹部で生じる管軸方向亀裂であり、貫通亀裂長さは約8t[mm]であることを確認している。「亀裂開口変位」について、開口駆動力となる圧力はポニーモータ運転圧力とし、米国電力研究所（EPRI）の亀裂開口変位評価法[5]を用いて評価した。破損口の面積は、破損口形状を矩形として貫通亀裂長さと亀裂開口変位の積で求めた。

**3. 検討結果** 上記の方法にて配管破損口の面積を求めた結果を表1に示す。破損口の面積は試験により得られた貫通亀裂長さ8t[mm]、または保守的に12t[mm]を採用した場合のいずれも $t^2$ [mm<sup>2</sup>]以下となる。24B管を対象とした試評価ではDBAでの破損口の面積 $Dt/4$ と比べ、 $t^2$ は1/10以下の値となった。

**4. 結言** 実機寸法のエルボ試験体の高温疲労試験の結果およびEPRIの亀裂開口変位評価法を用いて、1次主冷却系配管の2か所目の破損規模を検討した結果、RV液位確保対策の有効性評価に用いる破損口面積は $t^2$ [mm<sup>2</sup>]とすることができる。

#### 参考文献

[1] 栗坂ほか，日本原子力学会2016年春の年会，1F12. [2] 動力炉・核燃料開発事業団，“配管破損の形態と大きさについて”，PNC-TN243 81-06 (1981). [3] Sakakibara Y, et.al, SMiRT6 (1981), E7/3. [4] Daniel G. R, et.al, ASME 2014 Pressure Vessels & Piping Conference (2014), PVP2014-28388. [5] Kumar, V., et.al “An engineering Approach for Elastic-Plastic Fracture Analysis,” EPRI NP-1931 (1981).

\*Hiroki Yada<sup>1</sup>, Masanori Ando<sup>1</sup> and Takashi Wakai<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency