

## タンク型 SFR の原子炉容器についての予備的耐震検討

### Preliminary Study for the Seismic Design about the Reactor Vessel of Pool-type SFR

\*宮川 高行<sup>1</sup>, 堂崎 浩二<sup>1</sup>, 神島 吉郎<sup>2</sup>, 岡村 茂樹<sup>2</sup>, 早船 浩樹<sup>3</sup>, 加藤 篤<sup>3</sup>

<sup>1</sup> 日本原子力発電株式会社, <sup>2</sup> 三菱 FBR システムズ株式会社,

<sup>3</sup> 日本原子力研究開発機構

熱出力 150 万 kW クラスのタンク型のナトリウム冷却高速炉 (SFR) を想定した原子炉容器に関して、日本の軽水炉サイトに相当する地震条件を用いて、円筒胴の座屈に着目した概略の耐震性検討を行った。

Regarding the reactor vessel of pool-type SFR equivalent to 1500MW thermal power, seismic evaluation is conducted roughly by focusing on buckling of the cylindrical wall under the seismic conditions corresponded to LWR sites in Japan.

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，原子炉容器，タンク型炉，耐震設計，座屈評価

Keywords：Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR), Reactor Vessel, Pool-Type Reactor, Seismic Design, Buckling Evaluation

#### 1. 概要

仏の ASTRID プロジェクトや露の BN-800 に代表されるタンク型のナトリウム冷却高速炉 (SFR) は、原子炉容器内に一次系機器を内包することから容器径が大きくなる。そのため、容器、炉心、炉内構造物、冷却材ナトリウムの重量を支持する容器円筒部では、水平免震を採用する SFR であっても、地震動が強い日本においては地震動に起因する座屈が懸念される。

本検討では、仮想的な原子炉容器の円筒直径、及び地震力を設定し、座屈の評価基準に着目した概略の耐震性評価を行った。

#### 2. 評価方法

##### 2-1. 地震動の設定

国内の軽水炉サイトの規制審査状況を踏まえて入力地震動を設定した。また、原子炉建屋や容器内機器について、概略評価を考慮して代表的な設定を行った。

##### 2-2. 原子炉容器構造

熱出力 150 万 kW クラスのタンク型 SFR を想定した原子炉容器について、水平免震装置の固有振動数に支配される床応答曲線の卓越ピークに配慮して、コアサポート支持部等の剛性を確保した容器構造を検討し荷重抑制を図った。

#### 3. 結論

基準地震動としては厳しめの入力地震動を設定した場合において、原子炉容器の径が相対的に大きくなるタンク型 SFR についても、一定の裕度を確保して座屈の評価基準を満足することがわかった。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 25~27 年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

---

\*Takayuki Miyagawa<sup>1</sup>, Koji Dozaki<sup>1</sup>, Yoshio Kamishima<sup>2</sup>, Shigeki Okamura<sup>2</sup>, Hiroki Hayafune<sup>3</sup> and Atsushi, Katoh<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Power Company, <sup>2</sup>Mitsubishi FBR Systems Inc., <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency