

MCNP 코드를 이용한 차세대 원자로 압력용기  
중성자 조사량 계산

Calculation of Korean Next Generation Reactor Vessel Neutron Fluence  
Using MCNP Code

김종경, 신창호, 서보균\*  
한양대학교

이재훈  
한국원자력안전기술원

요 약

60년의 설계수명을 목표로 하고 설계중인 한국형 차세대 원자로 압력용기의 건전성 평가를 위하여 압력용기에서의 속중성자 조사량을 몬테칼로 방법의 MCNP 코드를 이용하여 계산하였다. 원자로 압력용기에서의 속중성자 조사량 계산을 위하여 차세대 원자로 노심을 1/16로 MCNP 코드 모델링을 수행하였다. 각 핵연료 집합체는 Spacer Grid를 제외하고 실제 모습대로 MCNP 모델링을 수행하였으며, 축방향으로 5개 영역으로 나누어 차세대 원자로 압력용기에서의 중성자 조사량 계산을 수행하였다. 차세대 원자로 압력용기 내벽에서 최대 중성자 조사량은  $4.3 \times 10^{10} \text{ neutrons/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 로 계산되었다. 차세대 원자로 수명말기의 압력용기에서의 누적 속중성자 조사량은 차세대 원자로 설계수명인 60년을 만족하는 것으로 나타났다.

Abstract

The fast neutron fluence at the reactor pressure vessel(RPV) of KNGR designed for 60 years lifetime was calculated by full-scope Monte Carlo simulation for reactor vessel integrity assessment. KNGR core geometry was modeled on a three-dimensional representation of the one-sixteenth of the reactor in-vessel component. Each fuel assemblies were modeled explicitly excluding spacer grids, and each fuel pins were axially divided into 5 segments. The maximum flux of  $4.3 \times 10^{10} \text{ neutrons/cm}^2 \cdot \text{sec}$  at the RPV was obtained by tallying neutrons crossing the beltline of inner surface of the RPV. The end of life fast neutron fluence at the RPV is satisfactory to achieve 60 years of design lifetime of KNGR.