

## 몬테칼로모사를 이용한 영광 3.4 호기 원자로 압력용기에 대한 중성자조사량 계산

김종오, 김종경  
한양대학교

### 요 약

영광 3.4호기 원자로 압력용기에 대한 고속중성자 조사량을 계산하기 위하여 MCNP코드로 3차원 모델링을 하였다. 중성자선원은 출력분포에 의해 핵연료집합체 단위로 하였고 원자로심부터 원자로 압력용기 밖까지 핵분열 반응을 포함한 모든 반응에 대해 중성자를 수송시켰다. 원자로 압력용기 안쪽 면에서의 고속중성자 플루언스는 기존의 연구자와 비교할 때 큰 차이가 있었다. 그러나 이번 연구의 계산방법이 보다 신뢰할 수 있기 때문에 앞으로의 연구를 통하여 기존의 연구방법과 비교하는 것이 필요하다.

### 1. 서 론

원자력발전소의 안전운전을 결정하는 중요한 인자가 원자로 압력용기(reactor pressure vessel)의 건전성(integrity)이다. 중성자의 충돌로 인해 압력용기강이 손상되어 취화(embrittlement)현상이 야기되고 이는 원자로의 건전성은 물론 나아가 원자력발전소의 수명에 결정적인 영향을 미친다. 이러한 손상을 감시하기 위하여 대개는 압력용기강과 비슷한 재질의 시편(specimen)을 감시캡슐(surveillance capsule)에 넣어 원자로 압력용기 내벽 중간에 부착하고 원자로내 중성자에 의해

방사화 된 시편을 꺼내어 실험실적으로 분석하여 원자로내에서의 중성자에 의한 반응을 계산한다. 이것을 근거로 압력용기강에서의 중성자 플루언스를 계산한다. 그러나 원자로 압력용기의 취화현상이 일어나는 위치는 감시궤술이 놓인 위치와 정확히 일치하지 않으므로 측정에 의해 직접적으로 압력용기에서의 중성자 플루언스의 계산은 어려운 일이다.

따라서 압력용기의 손상은 이론적 계산(computer-based calculation)에 의해 감시궤술과 압력용기에서의 중성자 플루언스의 관계를 계산하고 이를 바탕으로 실험값을 근거로 운전중인 원자로의 건전성을 평가하게 된다. 그러므로 원자로 압력용기내의 중성자 플루언스를 정확히 계산하는 것은 무엇보다 중요하며 이를 위하여 원자로심을 비롯한 감시궤술, 압력용기 등의 원자로 구성요소를 3차원적으로 세심하게 모델링하는 것이 절대적으로 필요하다.

원자로의 세밀한 3차원 모델링이 가능한 방법이 몬테칼로(Monte Carlo)방법이며 현재까지 가장 신뢰할 수 있는 몬테칼로코드로는 MCNP코드<sup>(1)</sup>가 널리 사용되고 있다. 그러므로 MCNP코드에 의한 정확한 계산은, 감시시편에서의 측정된 원자로내의 플루언스로부터 원자로의 수명을 좌우하는 압력용기에 대한 중성자 조사량을 정확히 평가할 수 있는 최선의 방법이라 하겠다. 그래서 이번 연구는 세심한 3차원 모델링에 의한 계산에 앞서 지금까지의 국내에서 수행된 연구를 모델로 시험적인 계산을 수행하였다.

## 2. 연구방법

이번 연구에서는 영광 3·4호기의 원자로심 부분을 참고문헌 (2)를 기초로 MCNP코드에 의해 3차원으로 모델링하였다. 그림 1과 같이 원자로심은 1/4, 원자로의 축방향으로는 1/2로 reflect boundary를 이용하여 모델링하였다. 그리고 원자로 압력용기면에서의 1 MeV 이상의 고속중성자 플루언스를 계산하는 것을 목적으로 하기 때문에 원자로 압력용기의 외부는 모델링하지 않고 진공상태로 가정

하였다. 원자로심는 출력분포에 따라 앞선 연구<sup>(2)</sup>와 같이 영광 3.4호기 제 4 주기 장전모형에 대한 주기말 출력분포로 가정하여 핵연료집합체내에서 균질화된 구성성분을 사용하였다. 그외의 원자로 구조물에 대해서는 가능한한 정확하게 모델링하였다.

MCNP코드에서의 중성자선원은 영광 3.4호기의 최대출력 2815 MWt에 대한 핵분열수와 핵연료집합체의 출력분포에 따라 샘플링되도록 하였고 샘플링되는 중성자의 에너지는 핵분열에서 생성되는 것이므로 Watt스펙트럼으로 가정하였다. 원자로심의 축방향에 따르는 출력분포는 균일하다고 가정하여 일정하게 샘플링되도록 하였다. 원자로심에서 생성되는 중성자는 감속되어 핵분열을 일으키는 한편 원자로심을 빠져나가 원자로 압력용기 밖까지 도달하게 된다. 이때 관심의 대상이 되는 고속중성자는 원자로심에서 계속 감속되므로 열중성자보다 적게 분포하고 있으며 원자로심 밖으로 빠져 나갈 확률도 매우 낮다. 따라서 원자로 압력용기에서 계산하려면 아주 많은 중성자 이력이 필요하게 되고 많은 중성자 이력에 의해 많은 계산시간이 필요하게 된다. 따라서 원자로심내에서는 가능한한 많은 고속중성자가 존재할 수 있도록 하여야 한다. 반면, 원자로심 밖에서는 핵분열은 일어나지 않지만 중성자가 냉각재내에서 계속 감속되어 관심의 대상이 아닌 저에너지 중성자의 수가 많게 되고 이러한 감속을 모사하는 것은 매우 많은 계산시간을 요구하게 된다. 따라서 원자로심 내부에서 생성되는 고속중성자는 몬테칼로 방법에서 사용되는 splitting에 의해 원자로심 밖으로 많이 빠져나갈 수 있게 하였고 냉각재내에서는 energy cutoff에 의해 1 McV이하의 중성자는 수송을 마치도록 조정하였다.

고속중성자 플루언스는 barrel의 안쪽과 바깥쪽, clad, 압력용기의 안쪽과 바깥쪽에서 계산하였고 방향에 따라 계산하기 위하여 그림 1 과 같이 조사량을 계산하는 각각의 면에서 5° 간격으로 구분하였다.

### 3. 계산결과

이번 연구에서는 영광 3.4호기의 원자로심의 전체를 모델링하고 핵연료집합체의 출력분포에 의해 발생하는 중성자의 거동을 몬테칼로방법에 의해 수송시켜 원자로의 구조물에서의 고속중성자의 조사량을 계산하였다. 계산 결과를 앞선 연구자의 결과와 비교하여 그림 2에 나타내었다. 앞선 연구자의 결과는 각분할법에 의한 DOT코드와 MCNP코드에 의해 각각 계산하였다. 계산결과를 비교해 볼 때 이번 연구의 결과가 앞선 연구결과보다 아주 높은 값을 보이고 있다. 이러한 결과의 차이는 앞선 연구에서 원자로가 정상상태(steady state)라는 점을 이용하여 중성자의 핵분열을 흡수반응으로 보는 한편 중성자의 선원항에 핵분열 중성자의 평균수 ( $\bar{\nu} \approx 2.46$ )를 곱하여 계산한 것으로 보인다. 그러므로 중성자의 핵분열과 핵분열에서 발생하는 중성자까지 추적하며 계산한 결과와 차이가 생겼다고 생각된다. 이번 연구에서도 핵분열을 고려하지 않는 방법으로 중성자 조사량을 구하여 보았는데 결과는 핵분열까지 고려한 계산결과와는 큰 차이를 보이고 있으나 앞선 연구의 결과와는 큰 차이가 없었다.

### 4. 토 의

이번 연구에서 원자로심을 전체적으로 묘사하여 계산한 결과와 앞선 연구자의 결과는 큰 차이가 있었다. 그리고 핵분열을 고려할 때와 정상상태에서 핵분열을 고려하지 않은 경우의 결과와도 차이가 있었다. 이러한 차이가 생기는 이유에 대해서는 현재까지 알지 못하고 있으나 이번 연구는 앞선 연구자와 같은 조건에서 중성자의 핵분열을 비롯한 거동을 가능한한 정확하게 묘사하였으므로 결과는 신뢰할 수 있으리라고 생각된다. 그러나 두 방법의 계산에서 생기는 차이에 대한 정확한 이유는 앞으로의 세밀한 계산을 통하여 밝혀져야 하겠다.

참고문헌

- (1) J. F. Briesmeister, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code," Version 4, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1993.
- (2) 김창효 외, "원자로 압력용기 중성자 조사량 평가," KINS/HR-095, 한국원자력 안전기술원, 1994.
- (3) 문복자, 이성희, "CASK, BUGLE80, BUGLE93을 이용한 원자로 압력용기 중성자 조사량 분포 비교," J. of Korean Nuclear Society, 27, No. 2, 248(1995).
- (4) T. H. Kim and N. J. Cho, "Comparison of Iron(Fe) Data of ENDF/B-IV and VI in Yonggwang Nuclear Unit-3/4 Vessel Fluence Calculation," J. of Korean Nuclear Society, 27, No. 1, 74(1995).
- (5) J. C. Wagner, A. Haghghat, and B. G. Petrovic, "Comparison of Monte Carlo and Synthesized 3-D Deterministic Models for Reactor Cavity Dosimetry Calculations," Proc. of the 8th Int. Conf. on Radiation Shielding, Arlington, Texas, USA, 1994.

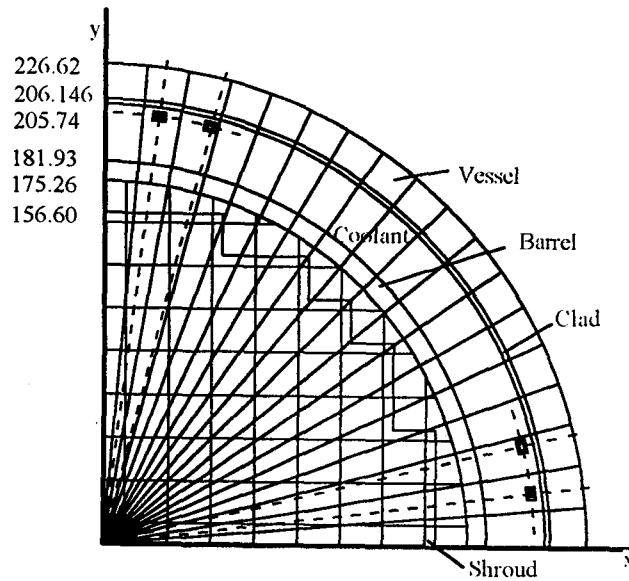


Figure 1. Radial Cross Section of MCNP Model for YG 3 and 4

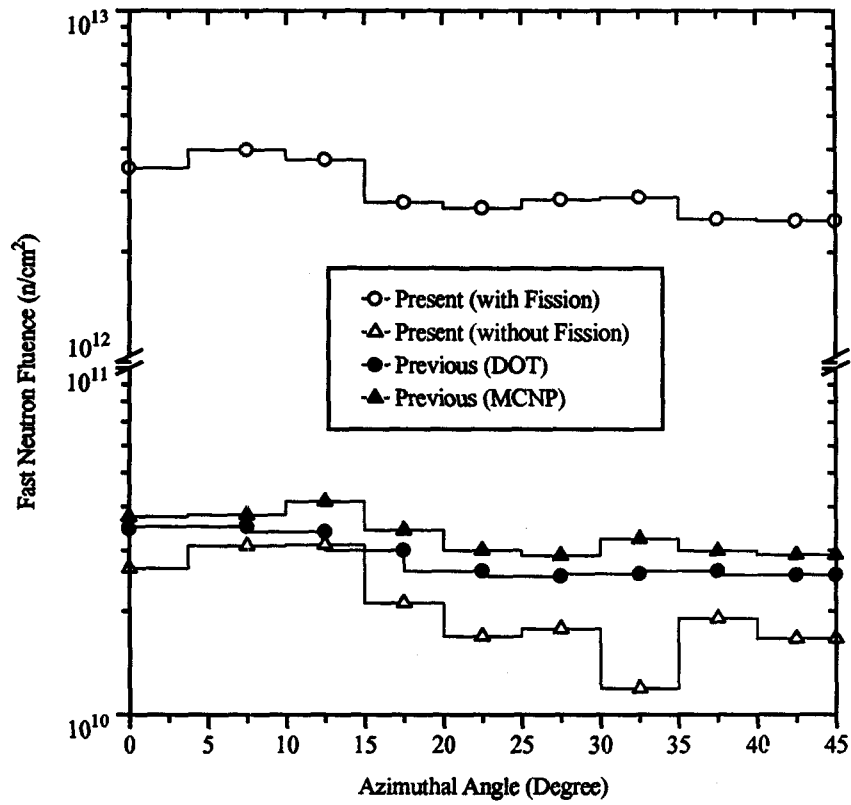


Figure 2. Fast Neutron Fluence on Inner Vessel Surface