

'2000 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원자로 압력용기내 속중성자량 계산을 통한 몬테칼로 방법과
3차원 각분할법의 비교평가

Comparison between Monte Carlo Method and 3-D S_N Method
for Fast Neutron Fluence Calculation at RPV

김종경, 박성호, 신창호
한양대학교

박군철
서울대학교

이재훈
한국원자력안전기술원

요 약

몬테칼로 방법을 사용하는 MCNP 코드^[1]와 3차원 각분할법을 사용하는 TORT 코드^[2]를 사용하여 한국형 차세대 원자로(Korean Next Generation Reactor, KNGR) 압력용기에서의 속중성자량 평가를 수행하였다. 원자로내 출력분포는 노심코드인 ROCS 코드에서 계산된 값^[3]을 사용하였다. CASMO 코드^[4]를 사용하여 38개의 핵연료 집합체 및 주변 구성 물질 내에서의 수밀도를 계산하였으며, 여기에서 계산된 U-235 및 Pu-239의 양을 가중 평균한 분열 스펙트럼 값을 이용하여 MCNP 및 TORT의 중성자 선원항으로 입력하였다. TORT의 경우 ORNL에서 제공하는 중성자 47그룹 BUGLE96^[5]을 핵반응 단면적 자료로 사용하였으며, MCNP 계산의 경우에는 한양대에서 NJOY 코드^[6]를 사용해 제작한 KNGRXS 연속 핵반응 단면적 자료를 사용하였다. 계산결과 두 경우 모두 34° 부근에서 최대 중성자속을 나타냈으며 TORT의 경우 3.19×10^{10} , 그리고 MCNP의 경우 2.769×10^{10} 로 계산되었다.

Abstract

Fast neutron fluence was evaluated for KNGR RPV using Monte Carlo Code, MCNP and

3-D discrete ordinates code, TORT. The power distributions were calculated by ROCS code. Number density of 38 assemblies and reactor composition materials were calculated by using CASMO run, and the weighted fission spectrum from U-235 and Pu-239 was used as neutron source for MCNP and TORT. BUGLE96 was used for nuclear interaction data in TORT run and continuous nuclear interaction data was in MCNP run. As a result, the both runs give maximum values near 34° , and TORT gives 3.19×10^{10} and MCNP gives 2.769×10^{10} .

1. 서 론

OECD NEA에서는 원자로내 속중성자속 계산 능력을 비교·평가하기 위해 VENUS-1과 VENUS-3 원자로 내에서의 중성자속을 계산하는 국제상호평가프로그램을 수행하였으며, 2000년도에 보고서로 제출한바 있다.^[7] 또한 2000년 9월에 미국에서 개최된 ANS 방사선방호 및 차폐분과 국제학술 주제 발표회를 통해 그 결과를 발표했다.^[8] 2-D 계산의 경우 $\pm 20\%$ 의 편차를 보였으며, 3-D 계산의 경우 $\pm 10\%$ 의 편차를 보였다. 특히 3-D 계산을 수행한 연구자의 77%는 $\pm 5\%$ 내의 편차를 보이는 정밀한 평가를 수행할 수 있는 능력을 보유하고 있음을 보고하였다. 2차원 계산의 경우 DORT가 계산기법의 주종을 이루고 있으며 3차원 계산의 경우 TORT가 주로 사용되고 있었다. 전세계 연구자들이 2, 3차원 계산에 주로 사용하는 코드는 S_N 계열의 코드이며 MCNP의 경우 점차로 사용이 늘어가는 추세에 있다고 볼 수 있다.

이번 연구는 KNGR을 참조 원자로로 선정하고 3차원 각분할법 코드로 널리 사용되는 TORT와 몬테칼로 코드로 점차 사용이 늘어가고 있는 MCNP를 사용하여 원자로 압력용기내에 중성자속 계산을 수행하여 이를 비교하였으며, 두 코드가 모두 정밀한 3차원 중성자속 평가의 계산 도구로서 사용될 수 있는 근거를 제시하였다.

2.1 수밀도 계산

KNGR 8주기 노심의 장전모형을 그림 1에 나타내었다. 8주기 노심의 경우 그림 2에서 보듯이 H0, H2, H3, I0, I2, I3, J0, J2, J3 총 9종류의 핵연료집합체 뱅크로 구성되어 9개의 계산결과를 수밀도로 사용할 수도 있겠지만, 각 핵연료 집합체별로 연소도의 차이가 존재해 38 개의 각 핵연료 집합체에 대한 계산을 별도로 수행하여 수밀도 입력에 사용하였다.

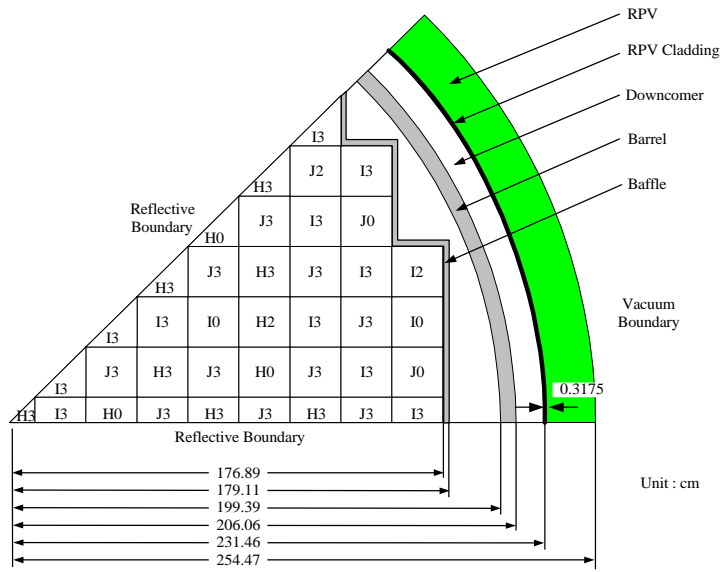
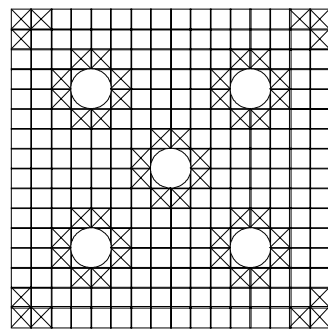
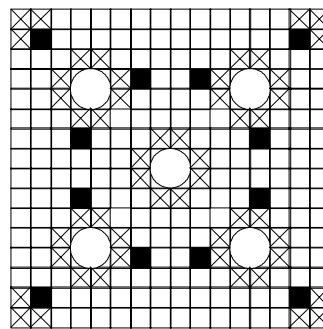


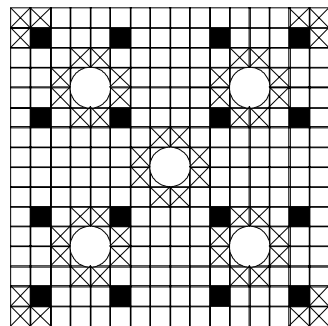
그림 1 차세대 원자로 8주기 노심 장전모형



H0, I0, J0



H2, I2, J2



H3, I3, J3

- Guide Tube
- Normal Fuel Pin
- ⊗ Low Enriched Fuel Pin
- Gadolinia Bearing Fuel Pin

그림 2. 차세대 원자로 8주기 노심에 사용된 핵연료집합체

2.2 중성자 선원 스펙트럼 계산

원자로내 출력분포계산은 한전원전연료(주)에서 ROCS 코드를 사용하여 계산된 결과를 이용하였다. 이 계산은 X-Y 평면상의 1/4 원자로심을 모델링 하였으며 축방향으로는 24 등분하여 출력분포를 계산하였다. MCNP 계산의 경우 축방향으로 결과를 반사조건을 사용하는 5등분을 사용하였으므로 ROCS의 결과를 10 등분으로 처리하여 입력문에 사용하였다. TORT 계산의 경우 ROCS와 마찬가지로 24등분을 사용하였으므로 ROCS의 결과를 곧바로 입력문에 사용하였다.

중성자 선원의 스펙트럼은 U-235와 Pu-239의 스펙트럼 가중비가 0.81%, 0.19%로 각각 계산되었으므로 U-235의 핵분열 스펙트럼과 Pu-239의 핵분열 스펙트럼을 가중한 스펙트럼을 이용하였다. 이를 그림 2에 나타내었다. TORT의 경우 핵분열 스펙트럼을 입력하였으며, MCNP의 경우 U-235 및 Pu-239의 Watt Fission Spectrum을 가중하는 카드를 사용하였다.

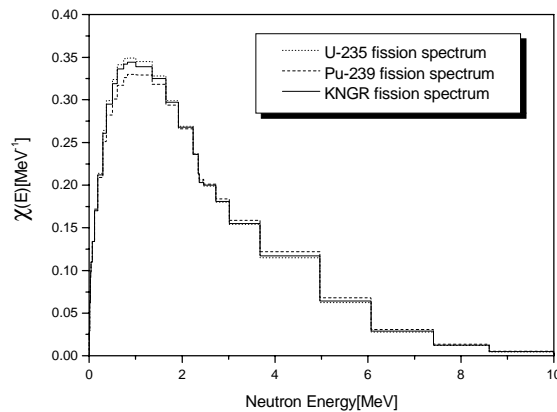


그림 3. KNGR 노심내의 중성자 선원 스펙트럼

2.3 MCNP 계산을 위한 모델링

핵연료봉 내에서 UO_2 펠렛으로 장전된 핵연료의 높이, 즉 유효높이(Active Height) 영역을 주 계산 영역으로 하여 모델링을 하였다. 그리고 그림 1에서와 같이 원자로 노심의 대칭성을 이용하여 원자로 노심을 원주방향으로 1/8 모델링을 하였고, 축방향으로는 그림 4에서와 같이 축방향의 대칭성을 이용하여 1/2 모델링을 하고, ROCS의 모델을 근거로 6개의 영역(Segment)으로 나누어 MCNP 한 영역이 ROCS의 두 영역에 대응하도록 분할하였다.

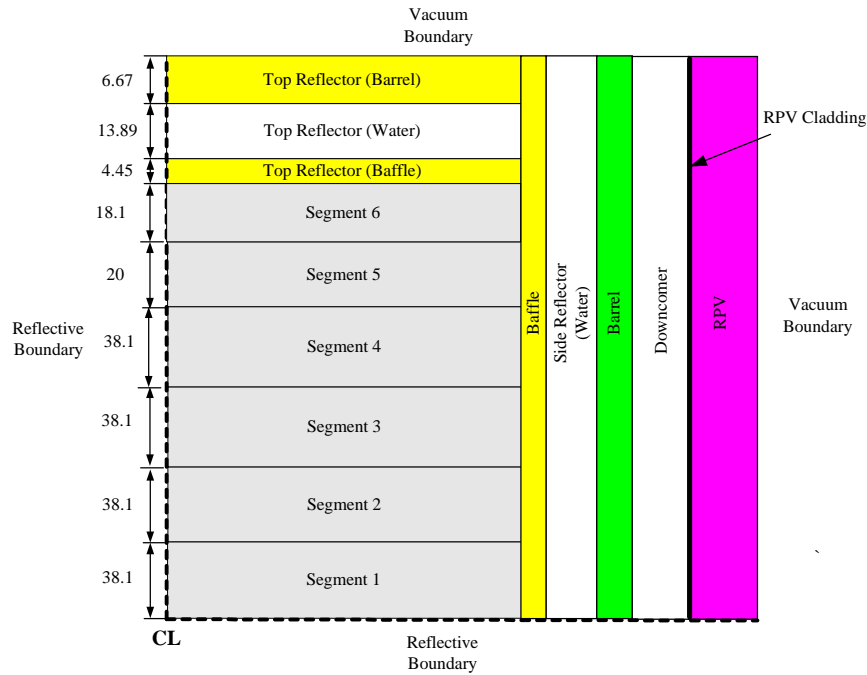


그림 4. 차세대 원자로 축방향 기하학적 구조의 MCNP4B 모델링

원자로는 정상운전동안 제어봉이 모두 인출된 상태(ARO)이므로 안내관 안은 냉각수로 채워져 있다고 가정하였으며 계측관의 경우 정상운전동안 노내계측기 등이 삽입되지만 이를 자세히 묘사하기 어려우므로 단순화하여 계측관 안은 냉각수로 채워져 있다고 가정하였다. Baffle은 최외곽 핵연료집합체를 싸고 있으므로 그 형태와 크기를 정밀하게 모델링 하였다. 축방향 6개의 영역으로 이루어진 원자로 노심의 상부와 하부는 반사체(Reflector)가 있다고 가정하였다. 실제 원자로 노심의 상부는 매우 복잡한 형태를 이루고 있고 이들은 반사체로서 상당한 역할을 하고 있다. 따라서 이를 대체하는 반사체를 설치해야 하는데, 가압경수로 최종안전성분석보고서(FSAR)^[9]에서는 통상 상부와 하부 구조물을 물과 강철로 균질화된 10 인치 또는, 약 25 cm 이내의 반사체로 가정하여 사용하므로 차세대 원자로 노심에 대한 MCNP 코드 모델링에서도 차세대 원자로 노심의 상부와 하부에 두께 4.445 cm의 Baffle, 13.8875 cm의 물, 그리고 6.6675 cm의 Barrel로 이루어진 반사체가 놓여 있다고 가정하였다. 1/16 원자로의 전체 구조는 5개의 영역으로 구성된 노심과 상부 및 하부 반사체를 Barrel, Downcomer, 압력용기가 차례로 싸고 있도록 모델링 하였다.

2.4 TORT 계산을 위한 모델링

다균 반응 단면적 생산을 위해 사용하는 라이브러리는 ORNL에서 제공하는 중성자 47 그룹 광자 20 그룹의 BUGLE96을 사용하였다. 차세대 원자로에서 가연성 독봉으로 사용하는 원소인

Gd에 대한 자료가 BUGLE96에 존재하지 않아 NJOY + AMPX 코드^[10]체계를 사용하여 Gd에 대한 반응 단면적을 생산하여 기존의 BUGLE96 라이브러리에 추가하여 사용하였다. 원자로 구성 물질을 원자로심, Baffle, 냉각수, Barrel, RPV Cladding, RPV로 크게 분류하였다.

원자로의 기하학적 대칭성을 고려하여 그림 1과 같이 1/8 부분만 모델링 하였으며 $r-\theta-z$ 좌표계를 선택하였다. 반경방향으로 표 1과 같이 분할하여 총 110개로 분할하였으며, 방위각 방향으로 45° 를 50개로, 축방향으로 그림 5와 같이 위 아래 각각 물로 이루어진 반사체 영역과 핵연료봉을 축방향으로 24등분하여 총 26등분하였다.

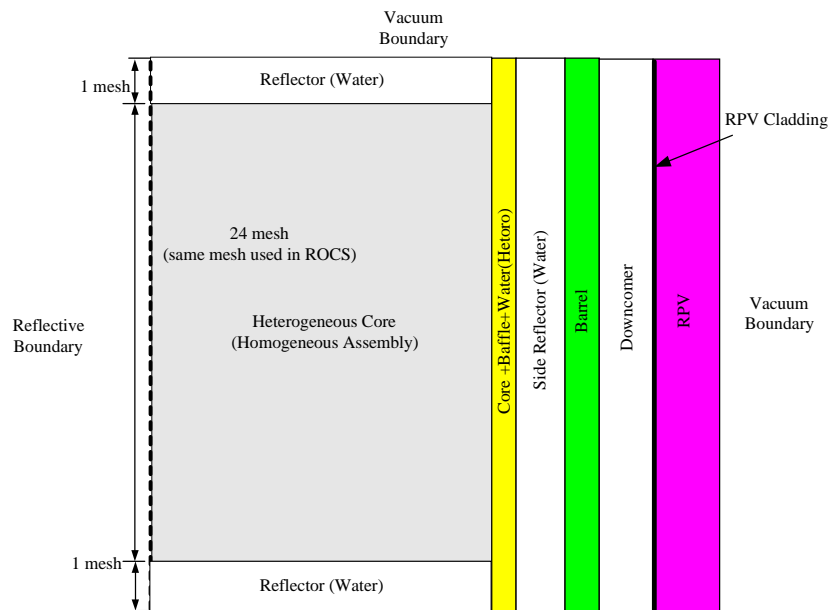


그림 5 차세대 원자로 축방향 기하학적 구조의 TORT 모델링

TORT의 입력문에 $110 \times 50 \times 26$ 으로 분할된 각 지역에 물질 자료를 입력해야 되는데 원자로심과 Baffle 부분이 비교적 복잡할 뿐 그 외의 구조물(Barrel, RPV 등)은 간단히 물질 자료를 입력할 수 있다. 실제로 원자로심은 X-Y 평면에서 표현되는데 이를 $R-\theta$ 평면에서 분할된 지역의 물질로 표현하기는 수월치 않다. 따라서 $R-\theta$ 평면으로 분할된 각 지역이 X-Y 평면상에서 가장 많은 부분을 차지하고 있는 물질로 그 지역을 대표한다고 가정하였다. 원자로심 중심지역의 물질이 임계 계산시에는 중요한 인자로 작용하겠지만 RPV에서의 중성자속 평가에 있어서는 원자로심 외각 부분의 물질 조성 등 결과에 큰 영향을 미치지 때문에 외각 부분을 세밀하게 분할해야 한다. 현재의 모델은 원자로 중심부분은 156.57cm까지는 17 등분했으며 그 뒤 42.03 cm는 34 등분하여 충분히 작게 분할하였다

표 1 한국형 차세대 원자로의 반경방향 모델링

위치, cm	구성물질	mesh 수
0~156.57	원자로심(균질)	17
156.57~198.60	원자로심, Baffle, 냉각수	34
198.60~199.39	냉각수	1
199.39~206.06	Barrel	4
206.06~231.46	Downcomer	30
231.46~231.78	RPV Cladding	1
231.78~254.47	RPV	23

3. 계산결과의 비교·평가

RPV 내벽에서의 중성자속 분포를 그림 6에 나타내었다. 그림에서 보듯이 중성자속의 최대값은 약 34° 부근서 발생하는데 이는 원자로심의 기하학적 구조에서 기인하는 결과이다. 그림 1에서 볼 수 있듯이 아래서 4번째 라인 끝에 존재하는 I2 핵연료집합체와 6째 라인 끝에 존재하는 I3 핵연료집합체는 기하학적으로 중심에서 멀리 떨어져 있다. 다시 말해 RPV와 가장 인접한 핵연료집합체이다. 계산결과는 이 두 핵연료집합체가 존재하는 각도인 19°와 34° 부분에서 중성자속이 주변의 중성자속보다 증가하는 결과를 보여주고 있다. MCNP의 경우 최대 중성자속은 $2.769 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2}$, 그리고 TORT의 경우 $3.19 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2}$ 로 각각 계산되었다.

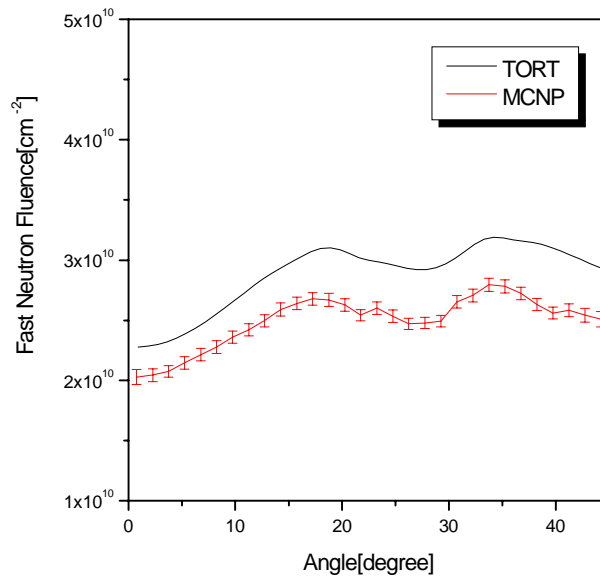


그림 6. RPV 내벽에서의 중성자속 분포

4. 결 론

한국형 차세대 원자로 압력용기 내벽에서의 속중성자량을 비교 평가한 결과 MCNP와 TORT의 계산 결과 약 13% 정도의 차이가 있음을 보여주고 있다. 또한 TORT 계산의 경우 중심축보다 약 35 cm 아래 지역에서 최대 중성자속이 발생하는데 MCNP의 경우 중심축 근방에서 최대 중성자속이 발생한다. MCNP의 계산결과는 보정이 이루어지거나 축방향에 대한 반사조건을 사용하지 않는 모델링을 통한 계산이 추가로 필요한 것으로 평가되었다.

감사의 글 : 이 연구는 한국원자력안전기술원의 지원에 의해 수행되었음.

참 고 문 헌

1. J.F. Briesmeister, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B," LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1997.
2. W.A. Rhoades, "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code," ORNL-6268, 1987.
3. 박군철 외, "차세대 원전 계통설계 인허가 타당성 연구 중간보고서," KINS/HR-294, 한국원자력 안전기술원, 2000.
4. M. Edenius and B.H. Forssen, "CASMO-3 A Fuel Assembly Burnup Program User's Manual, Version 4.4," STUDEVIK/NFA-89/3, 1989.
5. R.W. Roussin, "BUGLE96, Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications," DLC-185, Oak Ridge National Laboratory, Radiation Shielding Information Center, 1994.
6. E. MacFarlane and D. W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
7. TFRDD, "Prediction of Neutron Embrittlement in the Reactor Pressure Vessel," OECD NEA, 2000.
8. B.C. Na and E. Sartori, "Improved Shielding Analyses:Recent Activities at the OECD/NEA in 3D Transport Calculations," RPS2000, Spokane, Washington, September 17-21, 2000.
9. J.K. Kim, "A Study of Reactor Vessel Integrity Assessment," KINS/HR-245, Korea Institute of Nuclear Safety, 1999.
10. N.M. Greene, W.E. Ford III, L.M. Petrie, and J.W. Arwood, "AMPX-77: A Modular Code System for Generating Coupled Multi group Neutron-Gamma Cross-Section Libraries from ENDF/B-IV and/or ENDF/B-V," ORNL/CSD/TM-283. Radiation Shielding Information Center, 1992.