2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

몬테칼로 모사를 이용한 차세대 원자로 압력용기 건전성 평가

Integrity Assessment of Korean Next Generation Reactor Vessel Using Monte Carlo Simulation

김종경, 신창호, 박성호
한양대학교

박군철
서울대학교

이재훈
한국원자력안전기술원

요 약

원자로 압력용기의 정확한 건전성 평가를 위해서는, 압력용기에 조사되는 중성자 조사량의 정확한 계산 방법이 필수적이다. 특히 차세대 원자로는 설계수명이 60년까지 늘어날 것으로 예상되므로 압력용기에서 정확한 중성자 조사량 예측을 통하여 원자로 압력용기의 건전성을 최대한 확보하여야 한다. 본 연구에서 비균질 모델의 Full-Scope 몬테칼로 방법과 ROCS(ABB-CE 노심해석코드)+MCNP4B 계산체계를 이용하여 압력용기에서의 중성자 조사량을 각각 계산한 결과 압력용기 축방향 중앙부에서 최대중성자 조사량이 2.738×10^{10} $neutrons/cm^2 \cdot \sec$와 2.769×10^{10} $neutrons/cm^2 \cdot \sec$의 값을 각각 갖는 것으로 나타났다. 차세대 원자로의 수명 예측/평가를 위하여 비슷한 열출력과 설계수명을 가진 ABB-CE System 80+ 원자로 압력용기의 보수적 설계 기준값을 기준으로 하였을 때, Full-Scope 몬테칼로 방법으로 계산한 경우 72 EFPY(90년)의 수명을, ROCS+MCNP4B 계산체계로 계산하였을 경우 71 EFPY(88년)의 수명을 가지는 것으로 각각 계산되었다.

Abstract

The fast neutron fluence at the reactor pressure vessel(RPV) of KNGR designed for 60 years of lifetime was calculated by Monte Carlo simulations for reactor pressure vessel integrity assessment. KNGR core geometry was fully modeled on a three-dimensional representation of the reactor in-vessel components by using MCNP4B code. In the full-scope Monte Carlo simulation, the maximum fast neutron flux at inner vessel beltline of the RPV was estimated as $2.738 \times 10^{10}\ neutrons/cm^2 \cdot sec$. In the ROCS+MCNP4B calculation, the maximum flux of $2.769 \times 10^{10}\ neutrons/cm^2 \cdot sec$ at the inner vessel beltline was obtained. The lifetime of KNGR was estimated on the basis of conservative end of life fluence limit value of the ABB-CE System 80+. Approximately, 72 effective full power years (EFPYs), equivalent to 90 reactor years, of lifetime is expected in the full-scope Monte Carlo calculation. In the ROCS+MCNP4B calculation, the KNGR lifetime is expected as 71 EFPYs, equivalent to 88 reactor years.

1. 서 론

원자로 압력용기는 발전소 가동기간 동안 지속적인 중성자의 조사로 인해 재료의 물성이 저하되는 취화현상[1]이 발생한다. 따라서, 원자로 가동기간 동안 압력용기의 건전성을 확보하기 위해서는 원자로 압력용기의 건전성 평가요건[2]을 만족시켜야 한다. 원자로 압력용기의 건전성 평가요건 중 가압열충격 요건의 가장 중요한 인자는 압력용기에서의 중성자 조사량이다.[2,3] 60년 설계수명을 목표로 하는 차세대 원자력발전소 원자로 압력용기의 건전성을 최대한 확보하고, 정확한 수명평가를 위해서는, 압력용기에 조사되는 중성자 조사량을 보다 정확히 예측하여 한다.

지금까지 원자로 압력용기에서의 중성자 조사량 계산에는 각분할법을 주로 사용하고 있었다. 각분할법은 별도 계산에 의해 구해진 선원항을 가지고 수행하여야 하며, 또한 비교적 쉬운 계산으로도 모든 위치의 조사량을 제공한다는 장점이 있다. 그러나 각분할법은 기하학적 모델링의 한계와 핵단면적과 선원항의 군정수화 등에서 발생하는 코드 고유의 불확실성을 포함하고 있어 최근들어 기존 계산방법의 개선이 제기되고 있다. 최근 몇 년 동안 원자로 압력용기에서의 중성자 조사량 계산의 불확실성을 줄이기 위해 다양한 방법의 시도가 국·내외에서 이루어져 왔다.[4.5] 몬테칼로 방법은 통계 및 확률론적 오차를 믿을 만한 범위까지 줄이기 위해 많은 전산시간이 소요되어야 하는 단점이 있지만, 보다 정확한 계산 및 신뢰성 있는 평가를 위하여 몬테칼로 방법을 점차로 확대 이용하고 있는 추세이다. 더욱이 최근 전산환경의 급속한 발전으로 인하여 전산시간이 대축 단축됨으로써 국·외적으로 몬테칼로 방법을 이용한 연구가 주목받고 있다.[6,7,8]

본 연구에서는 있는 몬테칼로방법을 이용하여 차세대 원자로 평형노심(8 주기 노심)을 대상으로 압력용기에서의 중성자 조사량을 계산하였다. 중성자 조사량 계산은 선원항 계산의 방법에 따른 중성자 조사량의 변화를 비교하기 위하여, 몬테칼로 방법과 노심해석코드를 이용해 계산된 두 가지 선원항을 각각 이용하여 중성자 조사량을 계산하였다. 또한 8 주기 노심을 대상으로 계산된 중

성자 조사량은 이미 계산된 1 주기 노심을 대상으로한 계산결과[(11)]와 비교하였다.

2. 차세대 원자로 MCNP 모델링

원자로 노심을 구성하고 있는 구조물 등을 실제와 똑같이 묘사하는 것은 사실상 불가능하므로 차세대 원자로의 노심계산 영역에 해당하는 부분에 중점을 두어 기하학적 모델링을 수행하였다. 따라서 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 2에서와 같이 축방향의 대칭성을 이용하여 1/2 모델링을 하고, 5개의 영역(Segment)으로 나누었다.

차세대 원자로 노심에 대한 정밀한 3차원의 몬테칼로 모델을 구현하기 위해서는 핵연료집합체를 이루는 핵연료봉, 가연성독봉, 계측관, 안내관을 실제 크기로 묘사하여야 한다. 이 때 노심 내에 장전되는 핵연료집합체의 종류는 모두 9가지이나, 같은 종류의 핵연료집합체라 할지라도 노심 내에서 장전되는 위치가 다르기 때문에 연소도가 달라지게 되고 결국 핵연료의 물질조성은 달라지게 되므로 38 종류(1/8 노심)의 모든 핵연료집합체에 대한 셀을 구성하였다. 여기에 더하여 가연성독봉이 장전되어 있는 핵연료집합체의 경우 상부(또는 하부)와 중심부는 물질조성이 다르므로 이러한 핵연료집합체에 대해서는 추가의 Universe 셀을 지정하였다. 그림 3은 8 주기 노심에 사용될 핵연료 집합체의 구성을 나타낸 것이다. 구성된 핵연료집합체 셀은 그림 4에서의 노심 장전모형에 맞도록 새로운 Universe 셀로 채워졌으며 채워진 영역을 그림 2에서와 같이 축방향으로 5개로 나누어진 원자로 노심에 채움으로써 계산에 사용할 1/16 원자로 노심을 모델링 하였다.

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 5개의 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)[(10)]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.

차세대 원자로 MCNP4B 코드 모델링의 타당성을 검증하기 위하여 8 주기 노심초기(BOC), ARO, HFP(Hot Full Power), 제논 평형 상태에서 임계도 계산을 수행하여야 한다. 임계도 계산을 수행하기 위해서는 차세대 원자로 8주기 노심에 장전되는 핵연료집합체마다 연소도에 따라서 CASMO 코드[12]의 집합체 별 셀 계산을 통해 제논 평형 상태에서의 핵분열생성물을 고려한 핵종별 수밀도를 구하고, 이것을 MCNP4B 코드의 물질데이타 입력으로 사용하였다. 몬테칼로방법을 사용한 계산의 정확성을 위하여, 1 주기 노심을 대상으로한 중성자 조사량 계산시 차세대 원자로를 구성하는 물질에 대해서 ENDF/B-VI Release4[13]와 NJOY[14] 처리코드를 사용하여 이미 생산한 핵자료집, KNGRXS(KNGR Cross Section)을 사용하였다. KNGRXS 핵자료집은 원자로를 구성하는 구조재에 대해서는 292.2 ℃를, 냉각수에 대해서는 310.6 ℃를, 핵연료봉 구성물질에 대해서는 701.4 ℃에 대한 핵자료로 구성되어져 있다.

3. 압력용기 속중성자 조사량 계산

3.1 Full-Scope 몬테칼로 방법 (비균질 모델)

완성된 차세대 원자로 MCNP4B 코드 모델링을 이용하여 차세대 원자로 선원항을 계산하였다. MCNP4B 코드를 이용한 선원항 계산을 위해 KCODE 임계도 계산이 수행되었다. 본 연구에서는 임계도 계산의 정확성을 위하여 KCODE 한 주기 동안의 중성자 추출수를 5000, 총 실행 주기를 150, 초기 임계도를 1.0으로 가정하여 계산하였다.

차세대 원자로의 노심에서 발생되는 중성자 선원항을 계산하기 위하여 MCNP4B 코드의 임계도 계산을 수행한 결과 유효증배계수(k_{eff})가 0.99955±0.00084로 계산되었다. MCNP4B 코드로 계산한 차세대 원자로 1주기 초기노심의 상대출력분포와 한전원자력연료(주)에서 계산한 초기노심의 상대출력분포[15]와 비교하여 그림 5에 나타내었다. MCNP 코드로 계산한 차세대 원자로 초기노심의 상대출력분포는 한전원자력연료(주)에서 계산한 값에 비해 RMS(Root Mean Square) 오차 4.47%로 계산되어 차세대 원자로의 MCNP 전산코드 모델링이 타당함을 확인하였다.

임계도 및 출력분포 계산에 사용된 원자로 모델에서 선원항을 핵연료봉 출력분포로 대체하여 원자로 압력용기에서의 속중성자 조사량 계산을 위한 MCNP4B 코드 모델링을 수행하였다. 임계도 계산에서 얻은 중성자 선원항을 이용하여 MCNP 코드내의 고정선원문제(SDEF) 해법으로 압력용기에서의 중성자 조사량을 계산하였다. 원자로 압력용기 내벽에서의 중성자 조사량을 계산하기 위하여 그림 6과 같이 압력용기의 내벽을 방위각 방향으로 1.5° 씩 30등분 하였고, 축방향으로 5등분하여 압력용기 축방향 중성자 조사량도 계산할 수 있도록 하였다. 원자로 축방향 중심부에서 중성자 조사량이 높게 계산될 것으로 예상되므로 이 부분은 측정영역을 다른 측정영역에 비해 좁게 하였다. 원자로 압력용기의 건전성 평가를 위해서는 압력용기 내부의 1/10T, 1/10T+0.1", 1/4T, 1/4T+0.1", 그리고 3/4T 지점에서의 속중성자 조사량을 각각 계산하였다. 속중성자 조사량 계산에서 중성자 수송 중단에너지(Cut-off

Energy)는 1 MeV로 하였다.

그림 7은 이미 계산된 차세대 원자로 1 주기 노심과 본 연구에서 계산한 8 주기 노심을 대상으로한 (비균질 모델의 Full-Scope 몬테칼로 방법, 노심해석코드+몬테칼로 방법) 압력용기 내벽에서의 중성자 조사량 분포 계산 결과를 비교하여 나타낸 것이다. 그림에서 Full-Scope 몬테칼로 방법을 이용하여 계산한 중성자 조사량은 방위각 방향으로 14° 영역까지 중성자 조사량이 계속 증가하다 다시 감소하는 형태로 계산되었다. 이는 중성자 조사량에 가장 많이 영향을 미치는 외곽노심 집합체의 선원항중 14° 영역에서의 선원항이 다른 영역에 비해 높게 나타나기 때문이다. 원자로 압력용기에서의 최대 중성자 조사량은 방위각 방향으로 14° 영역에서 2.738×10^{10} $neutrons/cm^2 \cdot \sec$ 로 계산되었다.

3.2. ROCS(노심해석코드) + 몬테칼로 방법

Full-Scope 몬테칼로 방법의 계산과 동일하게 임계도 및 출력분포 계산에 사용된 원자로 모델에서 선원항을 한전원자력연료(주)에서 차세대 원자로 노심설계에 사용한 ABB-CE의 ROCS 코드 계산결과로 대체하여 원자로내 중성자 조사량 계산을 위한 MCNP4B 코드 모델링을 수행하였다. ROCS 코드 계산에서 얻은 중성자 선원항을 이용하여 MCNP4B 코드내의 고정선원문제(SDEF) 해법으로 압력용기에서의 중성자 조사량을 계산하였다. 원자로 압력용기 내벽에서의 중성자 조사량을 계산하기 위하여 측정영역은 Full-Scope 몬테칼로 방법을 이용한 계산과 동일하게 그림 6과 같이 압력용기의 내벽을 방위각 방향으로 1.5° 씩 30등분 하였고, 축방향으로 5등분하여 압력용기 축방향 중성자 조사량도 계산할 수 있도록 하였다. 원자로 축방향 중심부와 압력용기 내부의 1/10T, 1/10T+0.1", 1/4T, 1/4T+0.1", 그리고 3/4T 지점에서의 중성자 조사량 계산을 위해 Full-Scope 몬테칼로 방법을 이용할때와 같이 MCNP4B 코드 모델링을 하였다. 중성자 조사량 계산에서 중성자 수송 중단에너지(Cut-off Energy) 역시 1 MeV로 하였다.

차세대 원자로 압력용기에서의 중성자 조사량은 방위각 방향으로 17° 영역까지 중성자 조사량이 계속 증가하다 약간 감소한 후 다시 증가하여 34° 영역에서 최대 중성자 조사량을 보이는 형태로 계산되었다. 그림에서 17°와 34° 영역에서 중성자 조사량이 높게 나타나는 것은 이 영역의 노심외곽 핵연료집합체가 다른 영역의 집합체에 비해 압력용기와 가깝기 때문인 것으로 판단된다. 이미 계산된 차세대 원자로 1 주기 노심에서의 압력용기에서의 중성자 조사량과 ROCS+MCNP4B 계산체계로 계산한 결과를 비교하여 그림 7에 나타내었다. ROCS+MCNP4B 계산체계로 계산한 압력용기에서의 최대 중성자 조사량은 방위각 방향으로 34° 영역에서 2.768×10^{10} $neutrons/cm^2 \cdot \sec$ 로 계산되었다.

표 1은 본 연구에서 계산된 8 주기 노심을 대상으로한 압력용기에서의 중성자 조사량이 차세대 원자로 가동기간 동안 계속 적용된다는 가정하에 가동년수별로 압력용기의 내벽과 압력용기 내에서 누적 중성자 조사량을 1주기 노심을 대상으로 계산한 결과와 비교하여 나타낸 것이다.

4. 결 론

비균질 모델의 Full-Scope 몬테칼로 방법을 이용한 중성자 조사량 계산에서 완성된 MCNP4B 코드 모델링을 이용하여 노심에서 발생되는 중성자 선원항을 계산하기 위해 임계도 계산을 수행한 결과 유효증배계수가 0.99955±0.00084로 계산되었다. 상대출력분포는 한전원자력연료(주)에서 계산한 차세대 원자로 8 주기 노심 상대출력분포와 비교하여 RMS 오차 4.47%로 계산되어 차세대 원자로의 MCNP4B 코드 모델링이 타당함을 확인하였다. 임계도 계산에서 계산된 선원항을 사용하여 압력용기 축방향 중앙에서의 속중성자 조사량 계산을 수행한 결과 최대 중성자 조사량은 $2.738\times10^{10}\ neutrons/cm^2\cdot\sec$로 계산되었다. 1 주기 노심을 대상으로 비균질 모델의 Full-Scope 몬테칼로 방법을 이용하여 계산한 중성자 조사량 $4.3\times10^{10}\ neutrons/cm^2\cdot\sec$과 비교하여 8 주기 노심을 대상으로 계산한 결과가 매우 낮게 나타 났다. 이는 8 주기 노심에 사용된 핵연료 집합체가 1 주기 노심과 달리 모두 새 집합체로 장전된 것이 아니고, 특히 압력용기에서의 중성자 조사량에 결정적인 역할을 하는 외곽노심에 한번 탄 핵연료 집합체가 장전되어 있어 1 주기 노심에 비해 외곽노심에서 중성자 선원항이 낮기 때문이다.

ROCS+MCNP4B 계산체계로 계산한 압력용기 내벽 축방향 중앙에서의 최대 속중성자 조사량은 $2.769\times10^{10}\ neutrons/cm^2\cdot\sec$로 계산되었다. ROCS+MCNP4B 계산체계로 계산한 결과는 비균질 모델의 Full-Scope 몬테칼로 방법으로 계산한 결과와 비슷하게 나타났다.

차세대 원자로의 수명말기 원자로 압력용기에서의 중성자 조사량 제한치는 아직 결정되어 있지 않다. 본 연구에서 차세대 원자로의 수명 예측을 위하여 차세대 원자로와 비슷한 열출력과 설계수명을 가진 ABB-CE System 80+ 원자로의 보수적 설계 기준값인 $6.2\times10^{19}\ neutrons/cm^2$를 기준으로 계산한 결과 비균질 모델의 Full-Scope 몬테칼로 방법으로 계산한 결과로는 72 EFPY(90년), ROCS+MCNP4B 계산체계로 계산한 결과로는 71 EFPY(88년)의 수명을 가지는 것으로 예측되었다. 이 결과는 1 주기 노심을 대상으로 계산한 결과인 46 EFPY(57년)에 비해 원자로 수명이 매우 늘어난 것이다. 노심내 선원항이 안전된 평형노심을 대상으로 압력용기에서의 중성자 조사량 계산을 수행한 결과 차세대 원자로는 설계 목표 수명인 60년을 충분을 만족할 것으로 예측된다.

감사의 글 : 본 연구는 한국원자력안전기술원의 지원에 의해 수행되었음.

참 고 문 헌

1. W. E. Pennel and S. N. M. Malik, "Structural Integrity Assessment of Aging Nuclear Reactor Pressure Vessels," *Nuclear Engineering and Design*, **172**, 27(1997).
2. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Calculational and Dosimetry Methods for

Determining Pressure Vessel Neutron Fluence," Draft Regulatory Guide DG-1053, 1996.

3. W. E. Pennel and S. N. M. Malik, "Structural Integrity Assessment of Aging Nuclear Reactor Pressure Vessels," *Nucl. Eng. and Design*, **172**, 27(1997).
4. A. Haghighat, M. Mahgerefteh, and B. G. Petrovic, "Evaluation of the Uncertainties in the Source Distribution for Pressure Vessel Neutron Fluence Calculations," *Nucl. Tech.*, **109**, 54(1995).
5. J. O. Kim, "Evaluation of PWR Type Reactor Vessel Neutron Fluence by Monte Carlo Simulation," Ph.D Dissertation, Dept. of Nuclear Engineering, Hanyang University, Seoul, Korea, 1997.
6. Nuclear Energy Agency, "Computing Radiation Dose to Reactor Pressure Vessel and Internals," NEA/NSC/DOC(96)5, 1996.
7. J. C. Wagner, A. Haghighat, and B. Petrovic, "Monte Carlo Transport Calculations and Analysis for Reactor Pressure Vessel Neutron Fluence," *Nucl. Tech.*, **114**, 373(1996).
8. P. G. Laky and N. Tsoulfanidis, "Neutron Fluence at the Pressure Vessel of a Pressurized Water Reactor Determined by the MCNP Code," *Nucl. Sci. Eng*., **121**, 433(1995).
9. J. F. Briesmeister, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B," LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1997.
10. J. K. Kim, "A Study of Reactor Vessel Integrity Assesment," KINS/HR-245, Korea Institute of Nuclear Safety, 1999.
11. "Final Safety Analysis Report, Kori Unit 1," Korea Electric Power Corporation, 1976.
12. M. Edenius and B. H. Forssen, "CASMO-3; A Fuel Assembly Burnup Program User's Manual, Version 4.4," STUDSVIK/NFA-89/3, 1989.
13. P. F. Rose and C. L. Dunfort, "ENDF-6 Formats Manual," IAEA-NDS-76, International Atomic Energy Agency, Nuclear Data Services, 1988.
14. E. MacFarlane and D. W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
15. Korea Nuclear Fuel Company, "CORD and ROCS Model Generation and Depletion for KNGR Initial Core Design," Internal Report N-411-FN-D301-002, 1998.

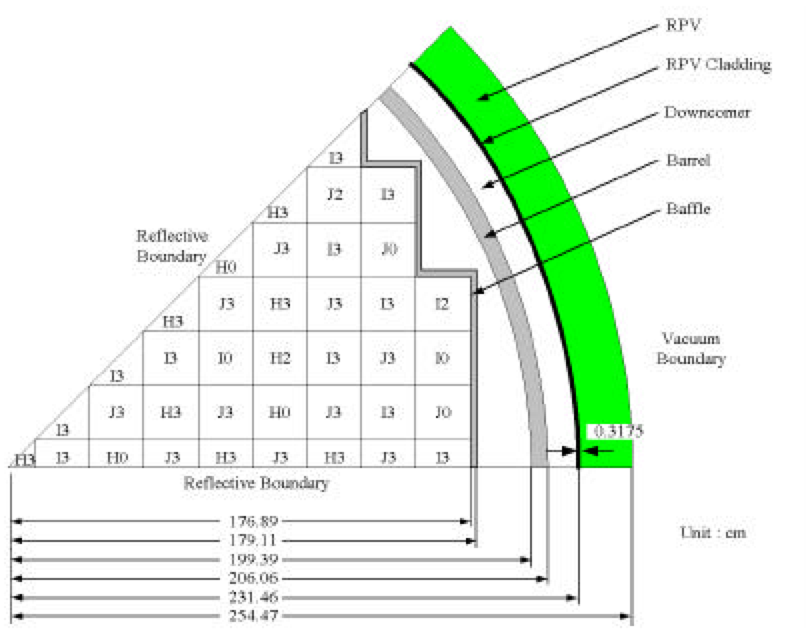

그림 1. **차세대 원자로** 8**주기 노심 원주방향 기하학적 구조의** MCNP4B **모델링**

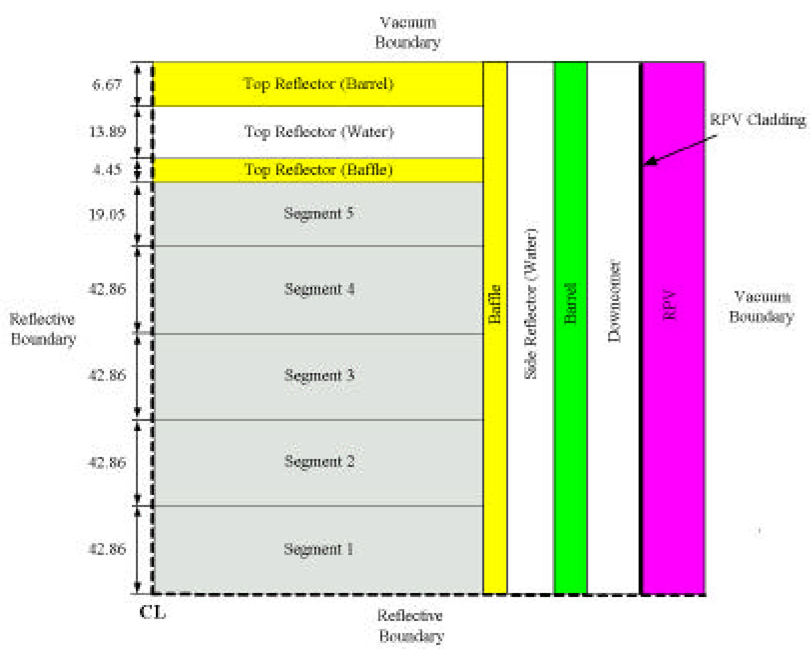

그림 2. **차세대 원자로 축방향 기하학적 구조의** MCNP4B **모델링**

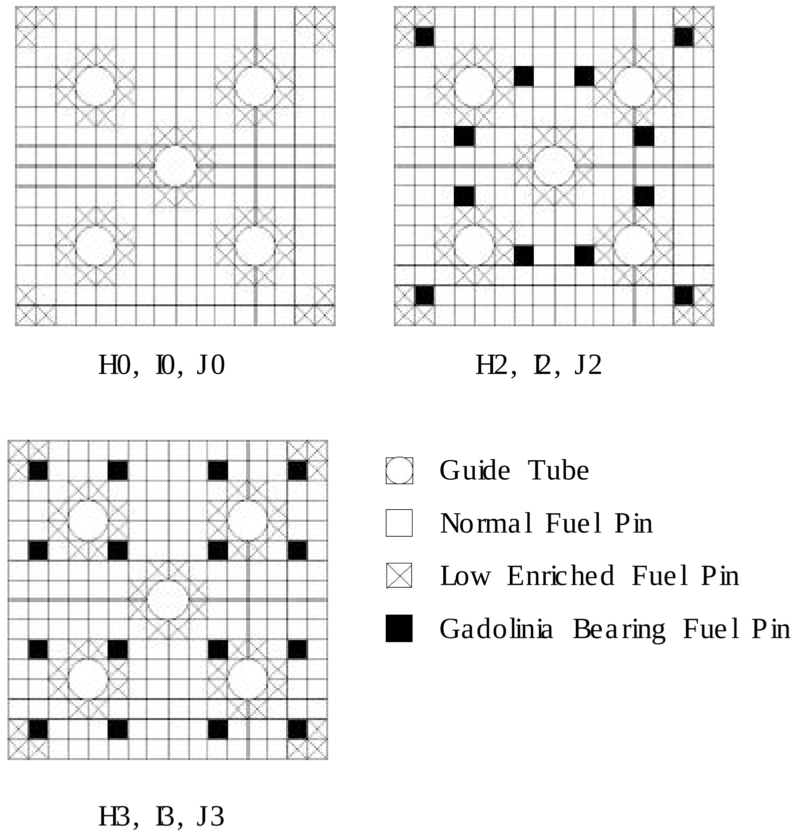

그림 3. **차세대 원자로** 8**주기 노심에 사용될 핵연료집합체**

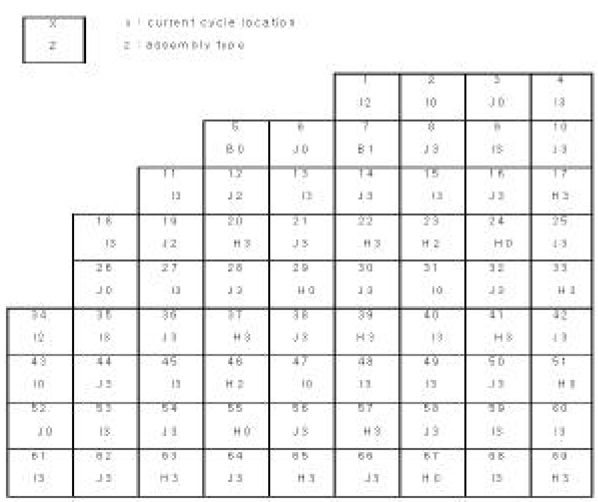

그림 4. **차세대 원자로** 8**주기 노심**(**평형노심**)
의 장전모형

MCNP Design Error(%)*						0.423 0.401 5.534		
					0.699 0.748 -6.615	0.885 0.860 2.899	0.436 0.433 0.592	
				1.031 1.078 -4.362	1.146 1.176 -2.572	0.945 1.007 -6.095	0.961 0.960 0.091	
			0.951 0.896 6.067	1.296 1.271 1.997	1.011 1.049 -3.558	1.299 1.222 6.297	0.831 0.888 -6.444	0.455 0.428 6.316
		1.106 1.122 -1.363	1.101 1.085 1.488	1.244 1.267 -1.827	1.054 1.103 -4.429	1.042 1.125 -7.352	1.183 1.126 5.098	0.736 0.690 6.654
	1.232 1.157 6.464	1.308 1.259 3.873	0.915 0.885 3.398	1.238 1.192 3.861	0.943 0.946 -0.249	1.261 1.226 2.916	1.023 1.054 -3.004	0.910 0.921 -1.216
0.924 0.871 6.101	1.171 1.109 5.537	1.178 1.096 7.524	1.248 1.159 7.756	0.908 0.898 1.095	1.104 1.162 -4.989	0.986 0.972 1.438	1.173 1.160 1.097	0.642 0.686 -6.446

* Error(%) = (MCNP-Design)/MCNP×100
RMS Error(%) = 4.467

그림 5. 차세대 원자로 8주기 BOC에서 상대출력분포

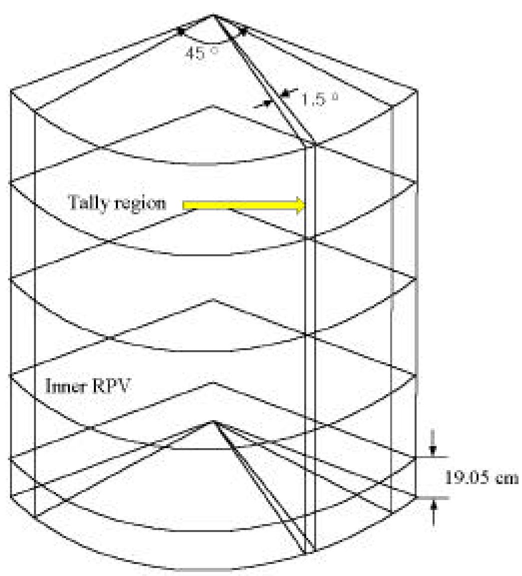

그림 6. 차세대 원자로 압력용기 내벽에 서의 중성자 조사량 측정영역

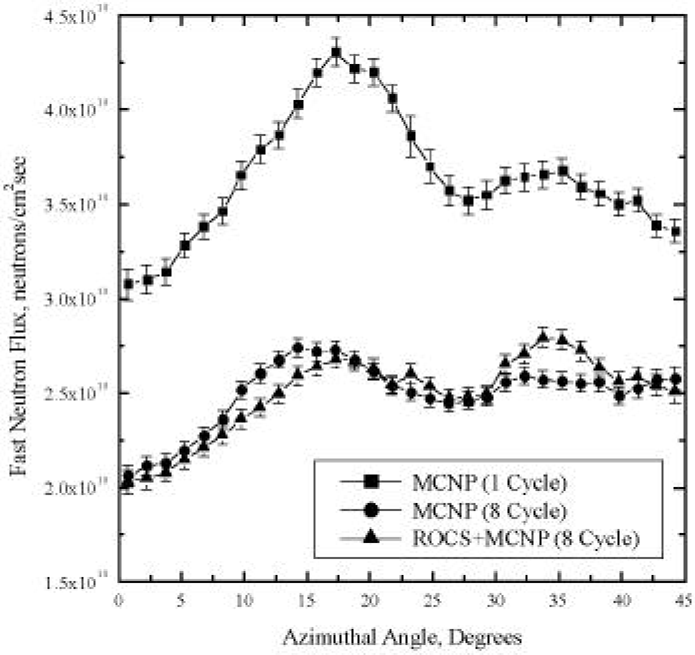

그림 7. MCNP4B **코드로 계산한 압력용기 내벽에서의 중성자 조사량 분포**

표 1. **차세대 원자로 가동년수별 누적 중성자 조사량**

EFPY	Calendar Year	Neutron Fluence × 10^{19} n/cm^2 (E>1 MeV)					
		ID*	1/10T	1/10T +0.1"	1/4T	1/4T +0.1"	3/4T
1	1.25	0.136[a] 0.086[b] 0.087[c]	0.110 0.070 0.071	0.107 0.068 0.068	0.072 0.046 0.046	0.070 0.045 0.045	0.015 0.009 0.009
5	6.25	0.679 0.430 0.435	0.551 0.350 0.355	0.536 0.340 0.340	0.361 0.230 0.230	0.350 0.225 0.225	0.073 0.045 0.045
10	12.5	1.358 0.860 0.870	1.102 0.700 0.710	1.071 0.680 0.680	0.722 0.460 0.460	0.700 0.450 0.450	0.146 0.090 0.090
20	25.0	2.715 1.720 1.740	2.204 1.400 1.420	2.143 1.360 1.360	1.444 0.920 0.920	1.401 0.900 0.900	0.291 0.180 0.180
30	37.5	4.073 2.580 2.610	3.306 2.100 2.130	3.214 2.040 2.040	2.165 1.380 1.380	2.101 1.350 1.350	0.437 0.270 0.270
40	50.0	5.430 3.440 3.480	4.408 2.800 2.840	4.285 2.720 2.720	2.887 1.480 1.480	2.801 1.800 1.800	0.582 0.360 0.360
50	62.5	6.788 4.300 4.350	5.510 3.500 3.550	5.357 3.400 3.400	3.609 2.300 2.300	3.501 2.250 2.250	0.728 0.450 0.450
100	125	13.576 8.600 8.700	11.020 7.000 7.100	10.714 6.800 6.800	7.218 4.600 4.600	7.002 4.500 4.500	1.456 0.900 0.900

* ID : Inner Diameter

a : MCNP4B (Cycle 1)

b : MCNP4B (Cycle 8)

c : ROCS+MCNP4B (Cycle 8)