

‘2000 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

TORT를 이용한 한국형 차세대 원자로 압력용기에서의 속중성자량 평가

Evaluation of Neutron Fluence at RPV of Korean Next Generation Reactor Using TORT Code

박성호, 김종경

한양대학교

서울 성동구 행당동 17

요 약

3차원 각분할 코드인 TORT^[1]를 이용하여 한국형 차세대 원자로(Korean Next Generation Reactor, KNGR) 8 주기 주기초(BOC) 압력용기에서의 속중성자량을 평가하였다. 다군 단면적 자료로는 ORNL에서 제공하는 BUGLE96^[2]을 기초로 사용하였으며, 독봉으로 사용하는 Gd에 대한 단면적이 BUGLE96 라이브러리에 포함되어 있지 않아 NJOY^[3]와 AMPX^[4]코드를 이용하여 BUGLE96 형식의 라이브러리를 작성하여 기존의 BUGLE96 라이브러리에 추가하여 사용하였다. TORT 계산에 사용되는 물질의 수밀도는 CASMO^[5] 코드를 사용하여 계산하였으며, CASMO에서 계산된 결과를 GIP^[6] 코드의 입력문으로 사용하여 TORT에서 사용하는 물질자료를 생산하였다. ROCS 코드에서 계산된 출력분포^[7]를 중성자 선원향으로 사용하였다. 계산결과 축방향으로는 중심으로부터 약 35 cm 하단 지역에서 중성자속의 최대치가 나타났으며, 각도는 34.에서 최대값을 나타내었다. RPV 내벽, 1/4 T, 1/2 T, 3/4 T에서 최대 중성자 플루언스는 각각 3.48E10, 1.78E10, 9.1E9, 3.78E9 neutrons/cm²으로 계산되었다.

Abstract

Fast neutron fluence was evaluated for KNGR RPV at BOC of the cycle 8 using 3-D discrete ordinates code, TORT. BUGLE96 library, distributed by ORNL, was used for multi-group cross sections. Gd library for poison material was obtained by using NJOY and AMPX processing codes, and added to the BUGLE96 library. Number density of the material was calculated by using CASMO. The results was used as an input of the GIP and material data for TORT input was produced. The power distribution calculated by ROCS code was

used as neutron source term. As a result, the maximum neutron fluence was observed at 35 cm below of the center, at 34.6° in angle. The maximum neutron fluences at inner wall of the RPV, 1/4 T, 1/2 T, and 3/4 T were estimated as 3.48×10^{10} , 1.78×10^{10} , 9.1×10^9 , and 3.78×10^9 neutrons / cm^2 , respectively.

1. 서 론

원자로 압력용기의 수명을 결정하는 주요한 인자는 속중성자에 의한 재료의 취화이다. 원자로의 수명 결정 또는 원자로 압력용기 및 구조물들의 건전성 평가를 위해서 원자로 구성 물질내의 속중성자 평가는 필수적이라 하겠다. 이번 연구에서는 현재 상세 설계가 진행중인 한국형 차세대 원자로 압력용기에서의 속중성자량을 3차원 각분할코드인 TORT를 사용하여 평가하였다.

2. 계산 방법

전통적으로 속중성자량 평가는 1차원 각분할 코드인 ANISN^[8]이나 2차원 각분할 코드인 DOT^[9]나 DORT^[10]를 이용해 평가해 왔으나, 최근에는 3차원 각분할 코드를 사용하거나 몬테칼로 방법을 이용한 평가가 시도되고 있다.

TORT는 ORNL에서 개발한 3차원 각분할 코드로써 중성자속 및 원자로 임계 문제를 풀 수 있다. 공간 변수를 풀기 위해 가중 차분법(Weighted Difference Methods), 노달법(Nodal Methods), 특성법(Characteristic Methods)으로 해를 구할 수 있으며, 에너지에 대해서는 다군 접근법(Multi-group Approximation)을 사용한다. 계산에 사용하는 물질자료는 GIP 코드를 사용하여 다군 단면적을 생성한다.

2.1 한국형 차세대 원자로 (Korean Next Generation Reactor, KNGR)

KNGR은 3983.0 MWt의 열출력을 가지며 현재 한전원전연료(주) 및 한국전력기술(주)에서 상세 설계가 진행중인 원자로이다. 가연성 독봉으로 축방향으로 Zoning 된 Gd_2O_3 와 UO_2 를 혼합하여 사용하는 특징을 가지고 있다.

8주기 노심의 장전 모형을 그림 1에 나타내었다. 그림 1에서 보이는 H 뱅크는 신연료이며 I, J 뱅크는 이전의 주기를 거친 뱅크이다. 1/8 노심에는 총 38개의 핵연료 집합체가 존재한다.

2.2 TORT 계산을 위한 모델링

- 기하학적 모델링

원자로의 기하학적 대칭성을 고려하여 그림 1과 같이 1/8 부분만 모델링 하였으며 r - θ - z 좌

표계를 선택하였다. 반경방향으로 표 1과 같이 분할하여 총 110개로 분할하였으며, 방위각 방향으로 45° 를 50개로, 축방향으로 그림 2와 같이 위 아래 각각 물로 이루어진 반사체 영역과 핵연료 봉을 축방향으로 24등분하여 총 26등분하였다.

- 출력분포 모델링

KNRG의 출력분포계산은 한전원전연료(주)에서 ROCS 코드를 사용하여 계산된 결과^[7]를 이용하였다. 이 계산은 X-Y 평면상의 1/4 원자로심을 모델링 하였으며 축방향으로는 24 등분하여 출력분포를 계산하였다. ROCS의 출력분포 결과를 처리하여 TORT의 중성자 선원으로 사용하였다. ROCS의 1/4 로심의 결과는 정확한 대칭은 아니다. 그러나 거의 대칭인 분포를 나타내기 때문에 1/8 노심을 모델링하였다. 축방향으로의 분할을 ROCS의 결과를 바로 사용하기 위하여 TORT도 ROCS의 분할과 동일한 24분할을 사용하였다.

- 다균 반응단면적 생산

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 코드체계를 사용하여 Gd에 대한 반응 단면적을 생산하여 기존의 BUGLE96 라이브러리에 추가하여 사용하였다.

원자로 구성 물질을 원자로심, Baffle, 냉각수, Barrel, RPV Cladding, RPV로 크게 분류하였으며 원자로심은 1/8 노심의 38개 핵연료집합체 각각에 대하여 CASMO 코드를 사용하여 수밀도를 계산하였다. 계산된 수밀도는 GIP 코드를 이용하여 TORT에서 사용 가능한 포맷으로 처리하였다.

계산에 사용한 물질 자료의 수는 핵연료집합체 38개, 독봉이 포함된 핵연료집합체의 양단에 Local Zoning 된 핵연료집합체 38개, 기타 물질 4개(S.S, RPV, RPV Cladding, 냉각수), 총 80 개의 물질 자료를 GIP 코드를 이용하여 생산하여 TORT의 물질 자료 입력문으로 사용하였다. 이중 Local Zoning 된 부분은 핵연료봉 양쪽에 19.05 cm 지역인데 TORT 모델의 단순화를 위하여 이 지역의 핵연료도 다른 부분의 조성으로 처리하였다. 결과에 미치는 영향을 고려해 보면 축방향으로 원자로 중심부분 근처의 중성자속이 높게 나타나기 때문에 위, 아래쪽에 치우친 부분의 영향을 적을 것으로 판단되어 동일 조성을 가지는 경우를 모델링 하였다.

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- θ 평면에서 분할된 지역의 물질로 표현하기는 수월치 않다. 따라서 R- θ 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 156.57cm 까지는 17 등분했으며 그 뒤 42.03 cm는 34 등분하여 충분히 작게 분할하였다. 다른 분할 방법으로는 원자로심의 유효 반경을 계산하여 물질 자료 및 출력분포 등을 입력할 수도 있겠지만, 이는 1차원 내지 2차원 해석을 위해 필요한 작업일 뿐 3차

원 해석시에는 적절한 방법이라 여겨지지 않는다.

3. 계산결과

TORT 실행시에는 TORT가 임시로 사용하는 Scratch 파일이 생성되는데 이 파일의 크기는 에너지 군수와 분할된 수에 따라 다르다. 본 연구에서 중성자 47 그룹과 $110 \times 50 \times 26$ 분할수의 경우 결과 파일 포함하여 대략 600 Mb 이상의 여유 하드공간이 필요하다. 이는 원자로심을 더 세분하여 표현하면 계산 속도뿐만 아니라 주변 하드웨어도 고려한 계산이 되어야 한다.

TORT와 같은 각분할 코드의 장점은 한번 계산으로 모든 지점에서의 중성자 스펙트럼을 구할 수 있다는데 있다. 즉, 한번의 계산으로 다양한 결과를 도출 할 수 있는데 이중 우리가 관심있는 RPV내에서의 중성자량 분포와 원자로 중심에서 멀어짐에 따라 변화하는 중성자량 분포를 정리하였다.

RPV 내벽, 1/4T, 1/2T, 3/4T에서의 중성자속 분포를 그림 3 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.

RPV 내벽, 1/4T, 1/2T, 3/4T에서 계산된 최대 중성자 플루언스는 각각 $3.48E10$, $1.78E10$, $9.1E9$, $3.78E9$ neutrons/cm²을 나타내었다.

축방향 중성자속 분포를 그림 7에 나타내었는데 그림에서 볼 수 있듯이 중심축으로부터 약 35 cm 하단에 위치한 15번 평면 부근에서 최대값이 발생함을 알 수 있다. 다른 부분의 계산결과 유형도 유사하게 15번 평면 부근에서 최대값이 발생한다. 이는 원자로의 출력분포가 원자로 중심 하단으로 치우치는 결과에서 기인한 것이다.

중성자속의 반경방향 분포의 예를 그림 8에 나타내었다. Baffle이 존재하는 지점까지 중성자 선원이 존재하기 때문에 중성자속이 서서히 감소하다가 물과 S.S이 존재하는 지역에서 연속적인 모양으로 중성자속이 감소하는 전형적인 모습을 보여주고 있다.

4. 결 론

본 연구에서는 한국형 차세대 원자로 압력용기에서의 속중성자량을 TORT 코드로 평가하기 위해 원자로를 모델링 하였으며, TORT 입력에 필요한 물질 자료 생성을 위한 일련의 작업, 중성자 선원 분포 입력을 위한 일련의 작업을 수행함으로써 추후에 다른 주기에서의 속중성자량 평가, 다른 원자로에서의 중성자량 평가를 수행 할 수 있는 기반을 마련하였다.

참 고 문 헌

1. W.A.Rhoades, "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code," ORNL-6268, 1987.
2. 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.
3. E. MacFarlane and D. W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
4. 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.
5. M. Edenius and B. H. Forssen, "CASMO-3 A Fuel Assembly Burnup Program User's Manual, Version 4.4," STUDSVIK/NFA-89/3, 1989.
6. W.A.Rhoades and M.B.Emme, "Group-Organized Cross Section Input Program", ORNL/TM-8362m Oak Ridge National Laboratory, 1982.
7. 박군철 외, "차세대 원전 계통설계 인허가 타당성 연구 중간보고서," KINS/HR-294, 한국원자력 안전기술원, 2000.
8. W.W.Engle, Jr., "ANISN, A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693, 1967.
9. W.A.Rgoaders and R.L.Chiels, "An Updated version of the DOT-4 One- and Two-Dimensional Neutron/Photon Transport Code," ORNL-5851, Oak Ridge National Laboratory, Radiation Shielding Information Center, 1982.
10. W.A.Rhoades and R.L.Childs, "The DORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System," RSIC-CCC-484, Radiation Shielding Information Center, 1989.

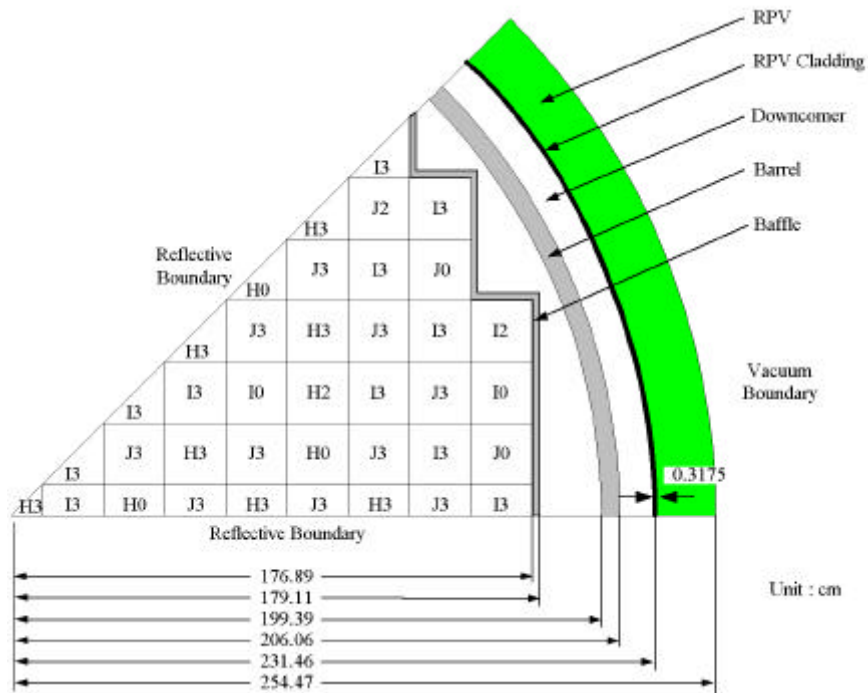


그림 1 차세대 원자로 8주기 노심 장전모형

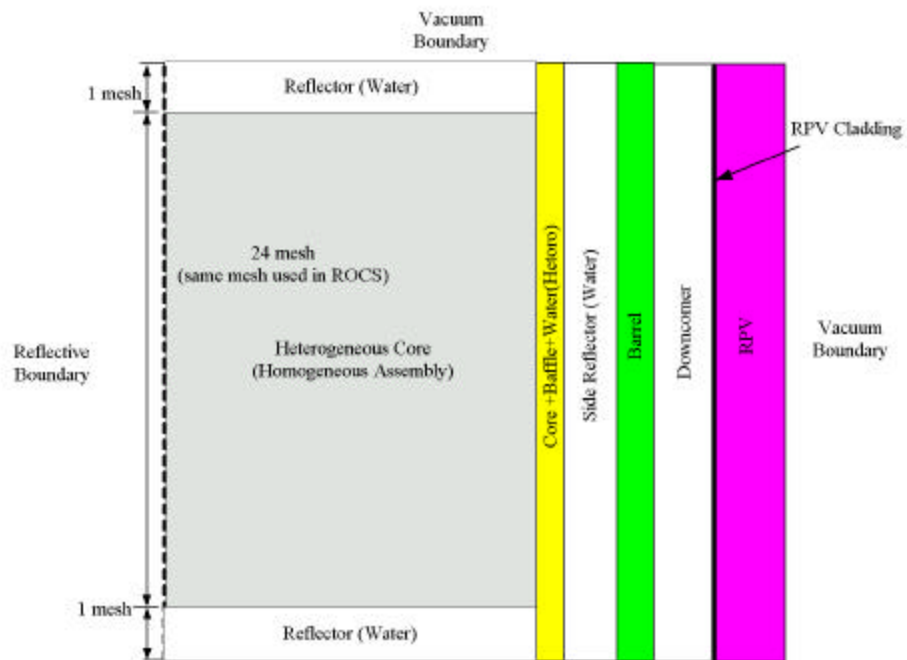


그림 2 차세대 원자로 축방향 기하학적 구조의 TORT 모델링

표 1. 한국형 차세대 원자로의 반경방향 모델링

위치, cm	조성물질	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

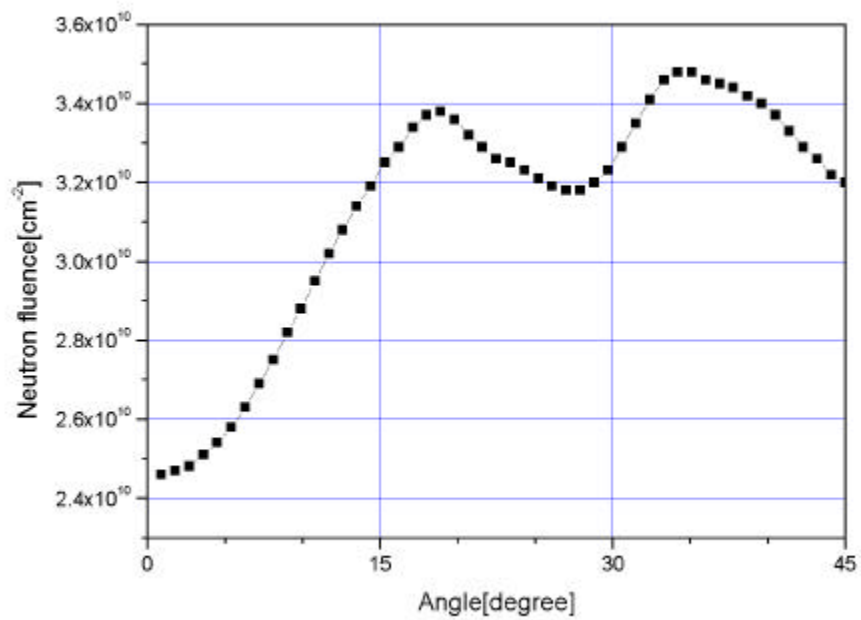


그림 3 RPV 내벽에서의 중성자속 분포

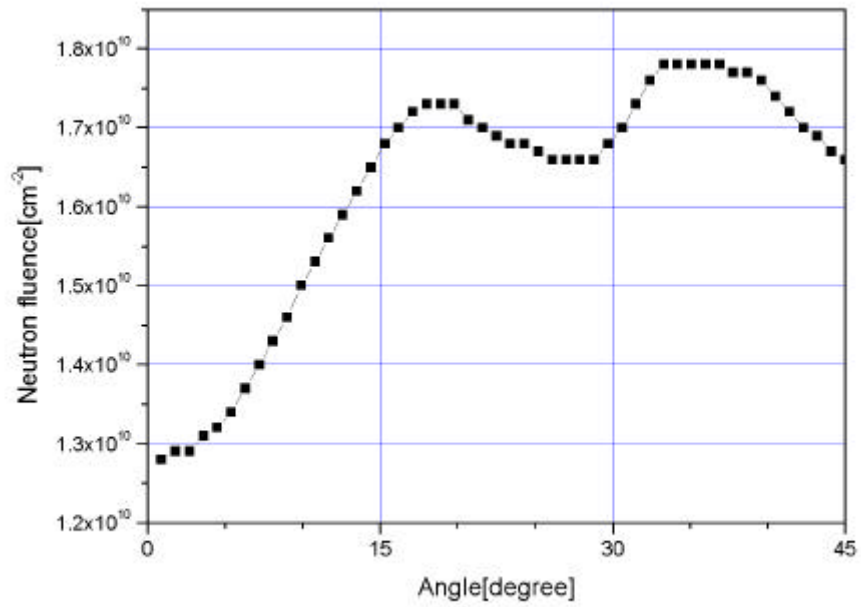


그림 4 RPV 1/4 T 에서의 중성자속 분포

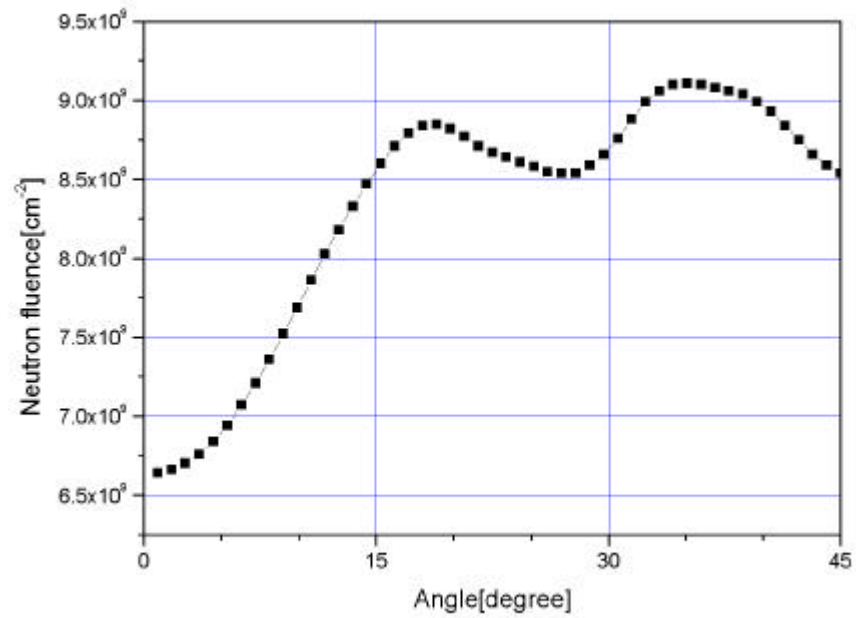


그림 5 RPV 1/2 T 에서의 중성자속 분포

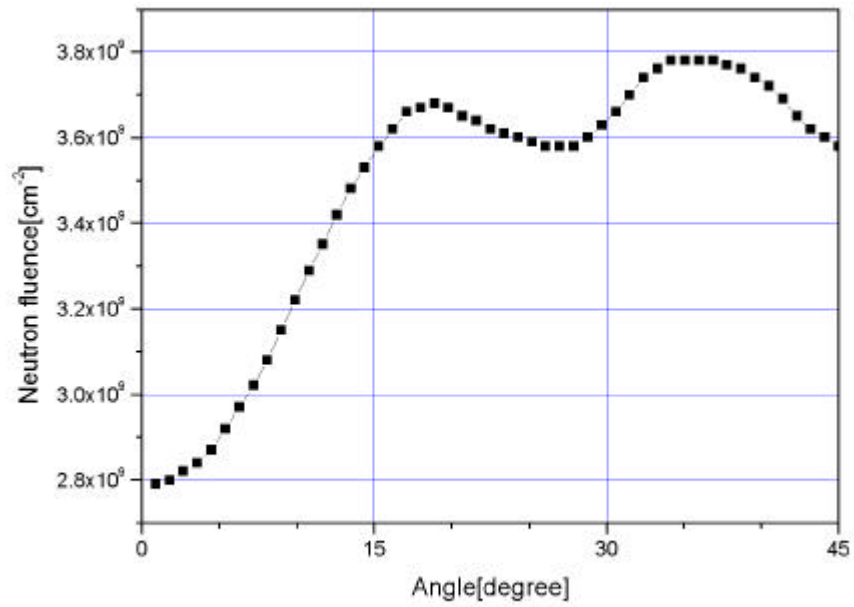


그림 6 RPV 3/4 T 에서의 중성자속 분포

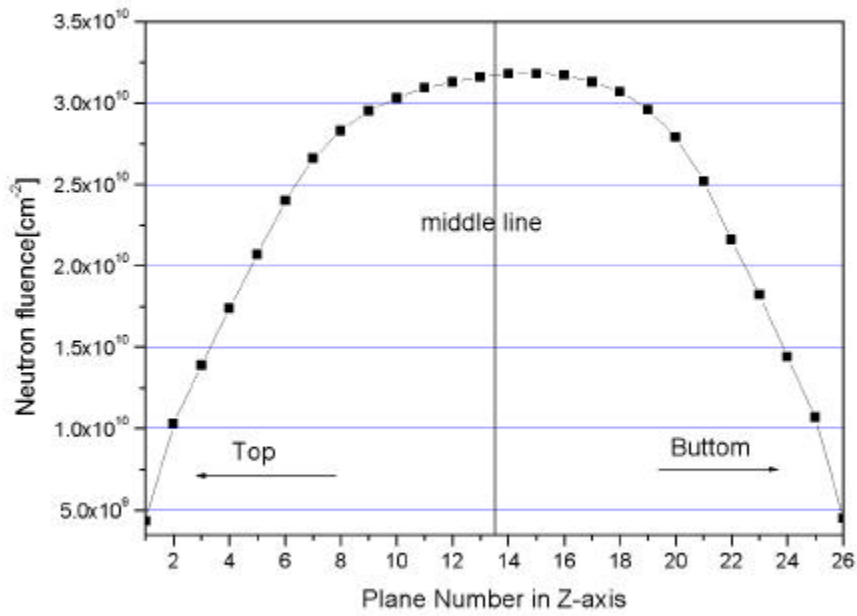


그림 7 RPV 내벽에서의 중성자속 분포

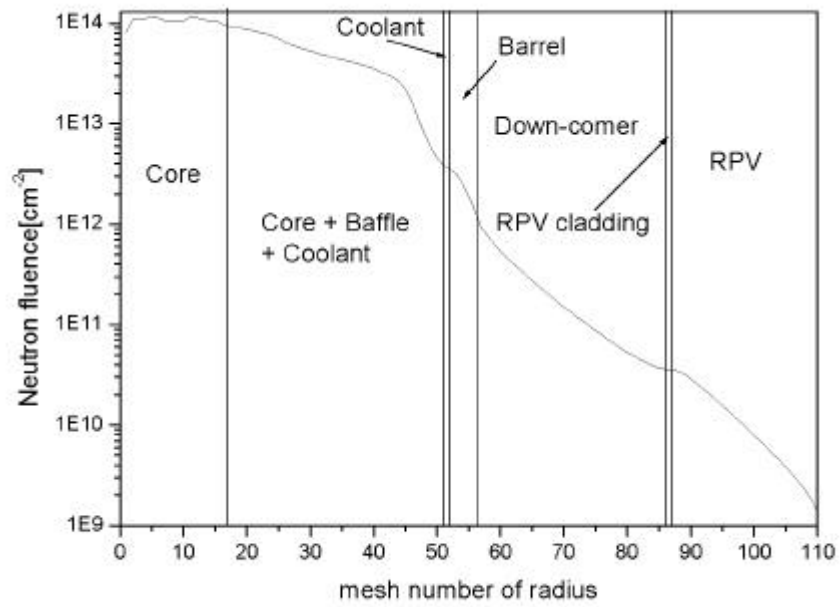


그림 8 반경방향변화에 대한 중성자속 분포