

## Dosimetry Calculations for 3-D VENUS-2 MOX-Fuelled Reactor Using TRANSX/DANTSYS Code System

Do Heon Kim, Choong-Sup Gil, Jonghwa Chang

Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. Box 105, Yuseong, Daejeon, 305-600, Korea  
kimdh@kaeri.re.kr

### 1. 서론

OECD/NEA 는 MOX 핵연료로 장전된 VENUS-2 원자로와 관련된 일련의 노물리 벤치마크 테스트를 주관, 시행하여 사용된 핵자료, 계산 방법론, 모델링 기법 등의 향상을 검증해오고 있다 [1]. 이번 벤치마크 테스트는 MOX 핵연료로 장전된 3 차원 VENUS-2 원자로에서의 선량을 계산, 검증하기 위한 것으로, 본 계산에서는 중성자 수송 코드인 TRANSX/DANTSYS [2,3] 코드 시스템을 사용하였다. 수송 계산을 위한 중성자 라이브러리는 ENDF/B-VI.8 평가핵자료를 NJOY99.90 [4] 코드로 처리, 생산한 VITAMIN-B6 [5] 199 군 구조의 균정수를 사용하였다.

### 2. 균정수 생산

정확한 벤치마크 계산을 위해서는 노심의 특성, 계산 코드 등 계산 조건에 적합한 라이브러리의 생산이 선행되어야 한다. TRANSX/DANTSYS 코드 시스템을 사용한 본 연구를 위해서는 MATXS-포맷의 다군 균정수를 생산하였다. 평가핵자료로는 ENDF-84 의 자료를 사용한 천연 주석 (Sn-nat)을 제외한 모든 동위원소에 대해 ENDF/B-VI.8 자료를 사용하였다. 중성자용 균정수의 군 구조로는 원자로 차폐 및 선량 계산에서 특히 중요한 고속 중성자의 수송에 적합한 VITAMIN-B6 의 199 군 구조를 선택하였다. 군 축약 등에 필요한 중성자 가중함수는 열중성자 영역의 Maxwellian 스펙트럼, 감속 영역의 1/E 스펙트럼, 고에너지 영역의 핵분열 스펙트럼을 조합하여 사용하였다. (NJOY GROUPR 모듈의 IWT=4)

### 3. 벤치마크 계산

MOX 핵연료로 장전된 VENUS-2 원자로에서는  $^{58}\text{Ni}(n,p)$ ,  $^{115}\text{In}(n,n')$ ,  $^{103}\text{Rh}(n,n')$ ,  $^{64}\text{Zn}(n,p)$ ,  $^{237}\text{Np}(n,f)$ ,  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)$  검출기를 사용하여 원자로심 내·외부의 34 개 지점에서 등가 핵분열 중성자속 (equivalent fission flux)을 측정하였다. 따라서, 본 벤치마크 계산에서는 원자로심내 측정 지점에서 각각의 검출 반응에 대한 선량 반응율과 그에 상응하는 등가 핵분열 중성자속을 계산하였다. 여기서, 등가 핵분열 중성자속은 선량 반응율과  $^{235}\text{U}$

핵분열 스펙트럼으로 평균된 반응 단면적의 비로 정의된다.

DANTSYS 코드를 사용한 계산은 3 종류의 핵연료 및 Pyrex 영역에서의 199 군 가중 중성자속을 계산하기 위한 1 차원 셀 계산과 각각의 선량 반응율을 계산하기 위한 3 차원 노심 계산으로 구분된다. 여기서, 셀 계산을 통해 계산된 가중 중성자속은 199 군의 균정수를 BUGLE-96 [5]과 동일 구조의 47 군 균정수로 축약할 때 사용되었다. 이들 네 영역을 제외한 나머지 영역들에서는 TRANX 코드에 내장된  $P_0$  중성자속을 사용하여 군 축약을 수행 하였다.

VENUS-2 노심은 x-축 및 y-축 방향으로 중성자 패드 영역까지 모델링 하였고, z-축 방향으로 복잡한 형태를 띤 구조물들을 적절히 균질화시키며 원자로의 최하부 영역으로부터 최상부 영역까지 비교적 상세히 모델링 하였다. 메쉬 크기는 노심으로부터 외곽 baffle 영역까지는 핵연료 셀 피치의 1/2 인 0.63 cm 를, 그 외부의 영역에서는 1.26 cm 를 사용하였다. 또한, Legendre 차수로는  $P_3$  을,  $S_N$  차수로는  $S_8$  을 사용하여 노심 계산을 수행하였다. 각각의 검출기에 대한 선량 반응율을 계산하기 위한 선량 단면적 자료로는 IRDF-90 버전 2 를 사용하였다.

### 4. 계산 결과

표 1 과 표 2 에 100% 출력으로 운전중인 원자로의 스테인리스강 및 물 영역에서 계산된 등가 핵분열 중성자속을 각각 수록하였다. 본 벤치마크 계산은 blind 테스트로 진행되어 아직까지는 측정 자료가 공개되지 않았다. 따라서, 계산값과 측정값 간의 상호 비교 및 분석은 추후 수행될 예정이다.

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 중·장기계획사업 중 “원자력 연구개발용 핵자료 구축·평가” 과제의 일환으로 수행되었음.

### REFERENCES

- [1] C.Y. Han, C.-H. Shin, H.-C. Kim, J.K. Kim, N. Messaoudi, and B.-C. Na, “VENUS-2 MOX-Fuelled Reactor Dosimetry Calculations: Benchmark Specification,” NEA/NSC/DOC(2004) 6, OECD/NEA (2004).

[2] R.E. MacFarlane, "TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes," LA-12312-MS, Los Alamos National Laboratory (1992).  
 [3] R.E. Alcouffe, R.S. Baker, F.W. Brinkley, D.R. Marr, R.D. O'Dell, and W.F. Walters, "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M, Los Alamos National Laboratory (1995).

[4] R.E. MacFarlane and D.W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory (1994).  
 [5] ORNL, "BUGLE-96: 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, RSIC Data Library Collection, Radiation Shielding Information Center (1996).

Table 1. Equivalent fission fluxes at 100% power in stainless steel zones

[Unit: neutrons/cm <sup>2</sup> /sec]							
Position	<sup>58</sup> Ni (n,p)	<sup>115</sup> In (n,n')	<sup>106</sup> Rh (n,n')	<sup>99</sup> Zn (n,p)	<sup>238</sup> U Np (n,f)	<sup>235</sup> U Al (n,α)	
<b>Inner Baffle</b>							
2	1.40E+09	1.77E+09	2.16E+09	1.35E+09	2.39E+09	1.27E+09	
3	1.68E+09	2.11E+09	2.55E+09	1.62E+09	2.81E+09	1.51E+09	
<b>Outer Baffle</b>							
4	5.68E+08	6.93E+08	8.24E+08	5.50E+08	9.02E+08	5.31E+08	
5	5.40E+08	6.59E+08	7.83E+08	5.23E+08	8.57E+08	5.04E+08	
6	4.40E+08	5.38E+08	6.40E+08	4.26E+08	7.01E+08	4.13E+08	
7	2.56E+08	3.21E+08	3.89E+08	2.47E+08	4.29E+08	2.43E+08	
8	2.65E+08	3.32E+08	4.03E+08	2.55E+08	4.46E+08	2.52E+08	
9	5.25E+08	6.50E+08	7.82E+08	5.07E+08	8.60E+08	4.87E+08	
10	8.34E+08	1.05E+09	1.27E+09	8.05E+08	1.41E+09	7.47E+08	
<b>Barrel</b>							
11	7.55E+07	9.05E+07	1.07E+08	7.27E+07	1.17E+08	8.66E+07	
12	6.54E+07	7.92E+07	9.44E+07	6.29E+07	1.04E+08	7.57E+07	
13	5.97E+07	7.57E+07	9.31E+07	5.71E+07	1.04E+08	6.54E+07	
14	4.92E+07	6.39E+07	8.03E+07	4.68E+07	9.02E+07	5.41E+07	
15	4.31E+07	5.62E+07	7.07E+07	4.11E+07	7.94E+07	4.67E+07	
16	4.02E+07	5.01E+07	6.15E+07	3.84E+07	6.85E+07	4.78E+07	
17	3.56E+07	4.18E+07	4.97E+07	3.42E+07	5.45E+07	4.58E+07	
18	3.57E+07	4.12E+07	4.84E+07	3.45E+07	5.29E+07	4.72E+07	
<b>Neutron Pad</b>							
28	6.09E+06	7.47E+06	9.27E+06	5.80E+06	1.03E+07	8.94E+06	
29	4.29E+06	5.12E+06	6.29E+06	4.10E+06	6.99E+06	6.58E+06	

Table 2. Equivalent fission fluxes at 100% power in water zones

[Unit: neutrons/cm <sup>2</sup> /sec]							
Position	<sup>58</sup> Ni (n,p)	<sup>115</sup> In (n,n')	<sup>106</sup> Rh (n,n')	<sup>99</sup> Zn (n,p)	<sup>238</sup> U Np (n,f)	<sup>235</sup> U Al (n,α)	
<b>Central Hole</b>							
1	1.05E+09	1.17E+09	1.33E+09	1.03E+09	1.47E+09	1.10E+09	
<b>Water Gap</b>							
19	2.14E+07	2.31E+07	2.64E+07	2.08E+07	2.92E+07	2.96E+07	
20	2.56E+07	2.92E+07	3.45E+07	2.48E+07	3.84E+07	3.28E+07	
21	2.40E+07	2.76E+07	3.30E+07	2.32E+07	3.70E+07	3.14E+07	
22	1.97E+07	2.30E+07	2.76E+07	1.90E+07	3.11E+07	2.54E+07	
23	1.82E+07	2.13E+07	2.58E+07	1.76E+07	2.91E+07	2.35E+07	
24	1.76E+07	2.01E+07	2.40E+07	1.71E+07	2.68E+07	2.40E+07	
25	1.54E+07	1.73E+07	2.04E+07	1.49E+07	2.27E+07	2.14E+07	
26	1.38E+07	1.46E+07	1.68E+07	1.34E+07	1.85E+07	2.07E+07	
27	1.66E+07	1.78E+07	2.05E+07	1.61E+07	2.26E+07	2.47E+07	
<b>Reflector</b>							
30	6.18E+08	7.17E+08	8.35E+08	6.03E+08	9.19E+08	6.11E+08	
31	3.42E+08	3.69E+08	4.11E+08	3.36E+08	4.55E+08	3.81E+08	
32	1.90E+08	1.95E+08	2.10E+08	1.87E+08	2.34E+08	2.30E+08	
33	1.08E+08	1.07E+08	1.13E+08	1.07E+08	1.25E+08	1.43E+08	
34	6.34E+07	6.28E+07	6.71E+07	6.24E+07	7.29E+07	8.81E+07	