

ANISN-MCNP 코드를 이용한 월성2호기 반응도제어기구 방사선흐름해석

김용일, 진영권, 김교윤
한국원자력연구소

요 약

월성원자력발전소 2호기와 같은 CANDU 6형 원자로의 반응도제어기구 설치대에는 여러 반응도제어기구가 삽입되기 때문에 원자로심으로부터의 방사선흐름현상으로 인한 방사선피폭이 예상될 수 있는 위치이다. 좁고 긴 반응도제어기구 도관에서의 방사선 흐름으로 인한 반응도제어기구 설치대에서의 방사선량을 예측하기 위해 몬테 칼로 MCNP 코드를 1차원 각분할법 코드인 ANISN과 연계하여 사용하였다. 월성원자력2호기의 상단차폐해석을 위한 ANISN 계산, 도관의 방사선흐름을 평가하기 위한 MCNP 계산, 그리고 반응도제어기구 설치대에서의 방사선량을 평가를 위한 MCNP 계산등 3단계 계산 기법의 적용이 시도되었다.

1. 서 론

월성원자력발전소 2호기와 같은 CANDU 6형 가압중수로[1]에는 반응도를 제어하기 위한 여러 종류의 반응도제어기구(Reactivity Control Unit)가 칼란드리아의 상단 방향으로 설치되어있다. 반응도제어기구는 매우 길고 복잡한 구조로되어있기 때문에 반응도제어기구의 원주형 도관 및 환형 도관을 통한 방사선흐름현상을 해석하는 것이 용이하지 않다. CANDU 6형 원자로에 대한 방사선 차폐 해석시 적용되는 계산 기법을 보다 합리적인 방법으로 개선하기 위한 노력이 시도되어서, 최근에는 1차원 각분할법 전산 코드인 ANISN[2], 2차원 각분할법 전산 코드 DOT[3], 그리고 3차원 점 커널법 전산 코드 QAD-CG등이 기존의 확산방정식을 이용하는 전산 코드 대신에 방사선 차폐 해석에 이용되고 있다. 그러나, 방사선 차폐 해석의 대상 구조중 반응도제어기구와 같은 복잡한 구조에 대한 방사선흐름현상의 해석에는 각분할법 전산코드보다는 MCNP[4]와 같은 몬테 칼로 3차원 코드의 이용이 적합하기 때문에 이와 관련된 연구가 최근 활발히 시도되고있다 [5,6].

본 연구에서는 반응도제어기구 설치대에서의 방사선량을 평가하기위해 ANISN 코드와 MCNP 코드를 연계하는 계산 기법의 도입을 시도하였다. 중수로 칼란드리아 내부로 부터의 칼란드리아 동체 내벽까지의 방사선 수송 계산은 ANISN 코드를 사용하였고, 칼란드리아 동체 내벽으로부터 반응도제어기구 설치대 하단

까지의 반응도제어기구의 원형 및 환형 도관 상단을 통한 방사선흐름해석과 반응도제어기구 설치대에 대한 방사선 차폐 해석은 MCNP 코드를 사용하였다.

2. 계산 방법

CANDU 6 원자로의 노심으로부터 반응도제어기구 설치대까지를 포함하는 상단 차폐 계통은 방사선흐름을 해석하기에는 매우 방대하기 때문에 3단계로 나누어서 해석하는 계산 기법을 도입하였다. 원자로심으로부터 원자로심 동체내벽까지의 방사선수송계산은 ANISN을 이용하였고, 원자로심 동체 내벽으로부터 원주형 및 환형 도관의 방사선 흐름 계산과 반응도제어기구 설치대 계통의 방사선 차폐 계산은 MCNP를 이용하였다.

2.1 반응도제어기구 도관 입구 표면 선원항 평가

MCNP 계산을 위해 반응도제어장치 도관 입구에서 선원항으로 필요한 상단 방향으로의 방사선 속(current, J^*) 분포를 구하는데 ANISN 코드를 이용하였다. 본 ANISN 계산은 DLC-37[7]로 부터 축약된 38 에너지군구조 및 산란 단면적으로 P_3 차수를 적용하였으며, 각 분할에는 S_8 차수의 방향 코사인(directional cosine)과 가중치를 J.P. Jenal[8]로 부터 취하여 사용하였다. 그림 1과 같은 월성2호기의 380개의 핵연료관중에서 중심으로부터 반경 방향으로의 시간 평균 핵연료 다발 열출력 분포[9]를 이용하여 핵분열 밀도를 구하고 ANISN 코드의 입력에 필요한 정규화 선원 분포를 구성하였다. 본 ANISN 계산의 대상이 되는 월성2호기의 상단 차폐 계통이 그림 2에 제시되었다. 그림 2에 나타나있는 중수 반사체 영역에서 칼란드리아 동체벽으로 향하는 방사선속(Current, J^*) 분포를 표 1에 제시하였다.

2.2 반응도제어기구 도관의 방사선흐름 평가

각분할법을 이용한 계산[10]에 의하면 그림 3에 나타나있는 여러 반응도제어기구들 가운데 조절장치(Adjuster Rod Unit)를 통한 방사선량율이 가장 높은 것으로 평가되었다. 따라서 본 MCNP를 이용한 방사선 흐름 해석에서도 조절장치를 중심으로한 주변의 원자로정지기구(Shutoff Rod) 및 수직 방사선속 검출기(Vertical Flux Detector)가 포함되도록 기하학적 모델링을하였다. 원자로심으로부터 800cm 지점에서의 조절장치, 원자로정지기구, 그리고 수직 방사선속 검출기가 그림 4에 잘 나타나있다. 표 1에 제시된 방사선원 확률 분포를 코사인 분포를 가정하는 MCNP의 표면 선원에 이용하였다. 그리고 본 계산에서는 분산감소기법으로 DXTRAN과 점 계측기, 가중창(Weight Window), 그리고 중요도(Importance) 등을 이용하였는데 DXTRAN 구를 사용한 예는 그림 5에 잘 나타나있다. DXTRAN 구를 사용할 때 반사체 경계 조건을 사용할 수 없으므로 주변 4개의 DXTRAN 구를 이용하여 주변의 도관들로부터 중앙의 조절장치의 원주형 도관의 영향을 고려하였다. DXTRAN 구의 중심을 표면 선원항 파일(즉, SSW(Surface Source Write) File)이 생성되는 면 위에 놓았는데 이는 보다 많은 입자들이 표면 선원항에 기록 되어서 2.3절에서 계산될 MCNP의 계산 효율을 극대화할 목적이다. 핵단면적 자료로는 ENDF/B-V[11]의 연속에너지 핵단면적자료가 사용되었다.

2.3 반응도제어기구 설치대의 방사선량을 평가

그림 6은 반응도제어기구 설치대에 위치한 조절장치의 기하학적 모델링을 나타낸다. 반경 경계면에 반사체 경계 조건을 적용하기 위해 그림 3으로 부터 등가 반경을 다음과 같이 구하였다.

$$\begin{aligned}x\pi R^2 &= 80 \times 114.3 = 9144 \text{cm}^2 \\x &= 2 + (15/15)^2 + (10/15)^2 = 3.444 \\R &= \sqrt{\frac{9144}{x\pi}} = 29.071 \text{cm}\end{aligned}$$

여기서 x 는 그림 3에 하나의 조절장치만 있다고 가정했을 때 대상 영역에서 차지하는 비율이다.

2.2절에서 계산된 표면 선원항 파일을 선원 항으로 하여 MCNP 연계 계산을 수행하였다. 핵단면적 자료로는 ENDF/B-V[11]의 연속에너지 핵단면적자료가 사용되었다.

3. 결과 및 토의

반응도제어기구 설치대에서의 중성자 및 감마 선속 분포 그리고 중성자 및 감마 선량을 분포를 그림 7과 그림 8에 각각 제시하였다. 이러한 결과들은 MCNP 지침서에서 권고하고 있는 오차 범위 이내에서 구하여진 것이다. 그림 7에 제시된 바와 같이 중성자어어장치의 중심으로 부터 반경 방향으로의 거리에 대한 감마선속 분포가 중성자 선속 분포 보다 높게 나타났다. 그리고, 각분할법을 이용한 계산 결과[10]와 비교할 때 중성자 선속은 거의 일치하였으나 감마 선속의 경우는 본 계산 결과가 각분할법 계산 결과 보다 약간 높게 나타났다. 그림 8에 제시된 선량을 분포의 경우도 그림 7의 분포와 유사하다. 이와같은 분포의 이유는 감마 선속과 감마 선량이 반응도제어기구를 통한 열중성자의 흐름에 주로 영향을 받는데 1단계 MCNP 계산을 수행하므로써 원주형 도관을 통한 도관 상부까지의 중성자 흐름이 유리하게 작용하였기 때문인 것으로 판단된다. 또 다른 이유로는 적용하는 계산 방법론의 근본적인 차이와 각 계산에서 사용된 핵단면적 자료의 차이등으로 인해 각분할법 계산 결과가 약간 낮게 나타날 수 있으리라는 추측이 가능하다. 본 방사선 차폐 해석에서 나타날 수 있는 계산 자체가 갖는 오차의 범위를 고려한다면 두 계산 방법에 의한 결과는 비교적 일치하는 것으로 해석할 수 있다.

4. 결론

본 연구의 대상이 된 CANDU 6 원자로의 반응도제어기구들과 같은 매우 길고 복잡한 구조물에 대하여 3차원 MCNP를 이용한 원주형 및 환형 도관의 방사선 흐름 해석 기법을 도입하였다. MCNP와 DOT에 의한 계산 결과는 거의 일치하였으며, 감마 선속 및 감마 선량에서의 약간의 차이는 DOT 계산시 이용되는 기하학적 모델링, 에너지 군 핵단면적, 그리고 입력자료로서의 단순화된 선원항 등에 기인하는 것으로 고려된다. 따라서, DOT 코드의 제한된 가용성을 고려한다면 도관을 통한 방사선 흐름 해석과 같은 방사선 차폐 계산에 MCNP 코드가 적절한 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

1. G. Kugler, "Distinctive Safety Aspects of CANDU-PHWR Reactor Design," AECL-6789, Atomic Energy of Canada Limited, (1980).
2. Westinghouse Astronuclear Laboratory and NASA Space Flight Center(Contributor), " ANISN-W : Multigroup One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," RISC-CCC-255, Oak Ridge National Laboratory, (July 1975).
3. W. A. Rhoades, D. B. Simpson, R. L. Childs, and W. W. Engle Jr, "DOT IV- Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code System, Version 4.2" RSIC-CCC-320, Oak Ridge National Laboratory , (1979).
4. J. F. Briesmeister(Editor), "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A," LA-12625-M, Los Almos National Laboratory, (November 1993).
5. H. Handa, K. Hayashi, and H. Narita, "Radiation Streaming Analysis of Screw Duct," 8th International Conference on Shielding, Texas, USA, (April 24-28 1994).
6. W. T. Urban and R. S. Baker, "Neutron Streaming Through Shield Ducts Using A Discrete Ordinates/Monte Carlo Method," 8th International Conference on Shielding, Texas, USA, (April 24-28 1994).
7. W. E. Ford, "Coupled 100 Neutron-21 Gamma Ray Group, P₈ Cross Section Library for EPR," ORNL/TM-5249, Oak Ridge National Laboratory, (1976).
8. J. P. Jenal, P. J. Erickson, W. A. Rhoades, D. B. Simpson, and M. L. Williams, " The Generation of a Computer Library for Discrete Ordinates Quadrature Sets," ORNL/TM-6023, Oak Ridge National Laboratory, (1977).
9. H.C. Chow,"Fuel Management Report,"86-03310-AR-003, Atomic Energy of Canada Limited, 1992.
10. 김용일, 문복자, 김교윤, "각분할법을 이용한 월성2호기 반응도제어기구 방사선흐름해석," '96 춘계 학술발표회논문집, 한국원자력학회, (1996년 5/31-6/1).
11. R. Kinsey, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF," BNL-NCS-50496(ENDF102) 2nd Edition(ENDF/b-V)(1979)

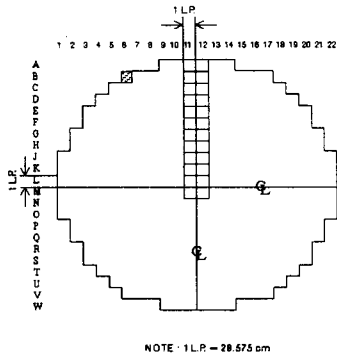


Figure 1. Fuel Channel Map for Wolsong 2

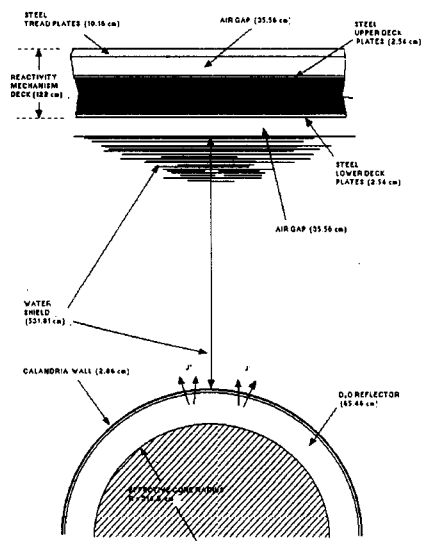


Figure 2. Top Primary Shield System for Wolsong 2

Table 1. Neutron and Gamma Current J^+ at Calandria Inner Shell

Energy Group	Upper Energy (eV)	Current J^+ (Particles/cm ² s)	Source Probability	Group Structure
1	1.49E+07	5.381E+05	2.32E-04	Epithermal Neutron
2	1.22E+07	6.939E+05	2.99E-04	
3	1.11E+07	4.577E+07	1.97E-02	
4	6.07E+06	7.920E+07	3.41E-02	
5	3.68E+06	6.788E+07	2.92E-02	
6	2.23E+06	3.276E+07	1.41E-02	
7	1.35E+06	1.804E+07	7.77E-03	
8	8.21E+05	1.985E+07	8.55E-03	
9	4.98E+05	1.619E+07	6.97E-03	
10	3.02E+05	2.106E+07	9.07E-03	
11	1.83E+05	5.274E+07	2.27E-02	
12	6.74E+04	3.043E+07	1.31E-02	
13	4.09E+04	3.300E+07	1.42E-02	
14	2.48E+04	3.489E+07	1.50E-02	
15	1.50E+04	7.754E+07	3.34E-02	
16	5.53E+03	8.984E+07	3.87E-02	
17	2.03E+03	1.039E+08	4.47E-02	
18	7.49E+02	1.209E+08	5.21E-02	
19	2.75E+02	1.418E+08	6.11E-02	
20	1.01E+02	1.206E+08	5.19E-02	
21	4.79E+01	1.362E+08	5.86E-02	
22	2.26E+01	1.524E+08	6.56E-02	
23	1.07E+01	2.380E+08	1.02E-01	
24	3.93E+00	2.785E+08	1.20E-01	
25	1.45E+00	2.371E+08	1.02E-01	
26	6.83E-01	1.724E+08	7.42E-02	
27	4.14E-01	4.724E+12	1.00	Thermal Neutron
28	1.4E+07	6.590E+04	2.44E-08	Gamma
29	1.0E+07	1.600E+10	5.93E-03	
30	7.0E+06	4.806E+10	1.78E-02	
31	5.0E+06	9.987E+10	3.70E-02	
32	3.0E+06	1.515E+11	5.62E-02	
33	2.0E+06	1.155E+11	4.28E-02	
34	1.5E+06	1.756E+11	6.51E-02	
35	1.0E+06	5.809E+11	2.15E-01	
36	4.0E+05	5.714E+11	2.12E-01	
37	2.0E+05	8.521E+11	3.16E-01	
38	1.0E+05	8.742E+10	3.24E-02	

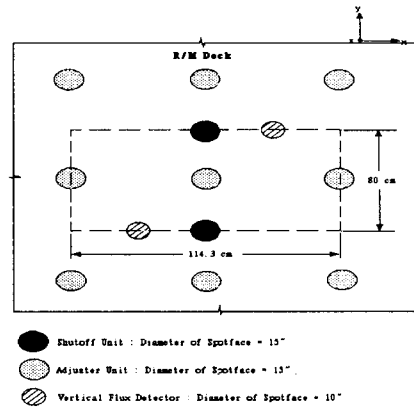


Figure 3. Reactivity Control Units in Reactivity Mechanism Deck

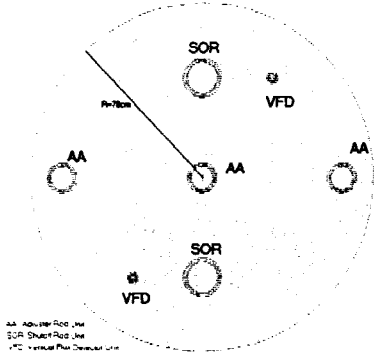


Figure 4. Plan View at Z=800 cm in MCNP Model

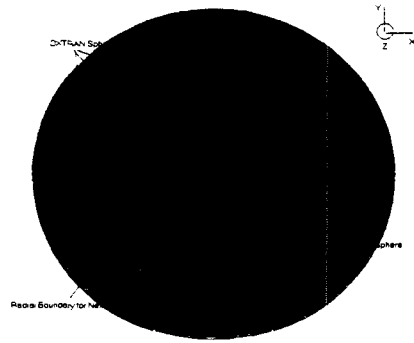


Figure 5. Plan View at Z=929.4 cm in MCNP Model including DXTRAN Sphere

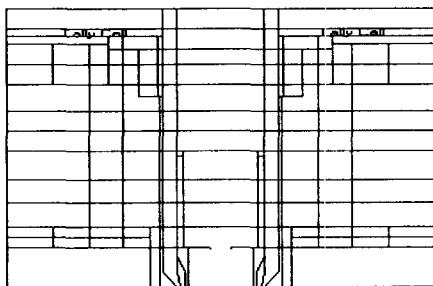


Figure 6. MCNP Model for Reactivity Mechanism Deck including Adjuster Rod

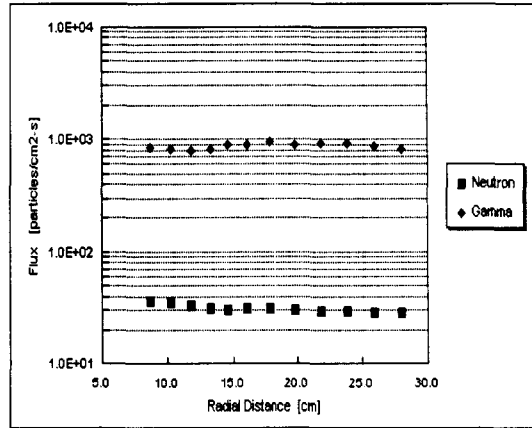


Figure 7. Flux Distribution above Reactivity Mechanism Deck

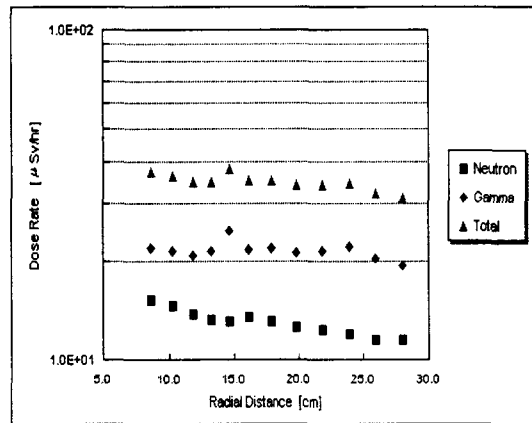


Figure 8. Dose Rate Distribution above Reactivity Mechanism Deck