

XSDRN, ONEDANT 및 MCNP에 의한 사용후 핵연료 용기의 중성자 차폐 해석

김 교윤 · 이 태영 · 하 정우
(한국에너지연구소)

김 종경
한양대학교 원자력공학과

요 약

사용후 핵연료 용기에 대한 중성자 차폐 해석을 위하여 각분할법 코드인 ONEDANT 및 XSDRN과 몬테칼로 코드인 MCNP를 사용하였다. ORIGEN-S로 부터 결정된 선원항이 ONEDANT 및 XSDRN에 각각 이용되었고, MCNP에 입력되는 선원항으로는 ONEDANT와 XSDRN으로 부터 계산된 중성자 스펙트럼을 사용하였으며, 중성자 에너지군은 27군과 10군으로 하였다.

감손 우라늄을 중성자 차폐 물질로 사용하였을 경우, MCNP의 계산 결과에 대하여 ONEDANT의 계산 결과는 10%, XSDRN은 20% 이내에서 접근하였다. 또한, MCNP의 계산 결과에 의하면, 고려한 중성자 차폐 물질의 성능은 감손 우라늄, 철, 그리고 납의 순으로 좋은 것으로 나타났다.

1. 서 론

사용후 핵연료는 높은 방사능을 갖고 있기 때문에 사용후 핵연료 용기의 차폐 설계는 세심하게 이루어져야 한다. 국내에서도 사용후 핵연료 용기가 제작된 바 있는데 그 방사선 차폐 해석에 각분할법 1차원 코드인 ANISN[1]을 이용하여 수행하였다[2].

그러나, 최근에는 몬테칼로 방법[3]을 이용한 MORSE[4]와 MCNP[5]등이 방사선 차폐 해석 분야에 도입되어 보다 정확한 차폐 해석을 수행하게 되었다. 몬테칼로 방법에 의한 컴퓨터 코드가 비록 많은 전산 시간을 요하는 단점을 갖고 있지만, MCNP는 콤비나토리아 기하학적 모형을 이용하기 때문에 3차원 기하구조 모델링이 용이할 뿐만 아니라, 중성자나 감마선의 심층 투과, 흐름, 공기중 산란, 그리고 선량 산정등의 차폐 계산을 쉽게 해결하여 준다.

사용후 핵연료 용기의 방사선 차폐 해석을 위

하여 선원항은 ORIGEN-S[6]를 이용하여 구하였다. 중성자 차폐 물질로 감손 우라늄이 이용되었을 때, 각분할법 1차원 코드인 ONEDANT[7]와 XSDRN[8]을 이용하여 차폐체 두께에 따른 선량률의 변화를 평가하였다. 그리고 ONEDANT로 부터 얻은 27군 중성자 에너지 스펙트럼을 선원항으로 이용한 MCNP의 계산 결과와, XSDRN으로 부터 얻은 10군 중성자 에너지 스펙트럼을 선원항으로 이용한 MCNP의 계산 결과를 비교하였다.

또한, 중성자 차폐 물질로 감손 우라늄, 철, 그리고 납을 사용한 경우에 대하여 ONEDANT-MCNP 및 XSDRN-MCNP의 조합 계산을 수행하여, 사용후 핵연료 용기에 대한 중성자 차폐 물질로서의 특성을 비교하였다.

2. 계산 방법

2.1. 에너지 스펙트럼의 결정

사용후 핵연료 수송 용기의 선원항 결정을 위하여

ORIGEN-S 코드가 이용되었으며, 여기서 얻은 중성자 및 감마선 에너지 스펙트럼은 Table 1과 같다. 중성자 및 감마선의 전 선원 강도는 각각 1.17×10^5 n/s 및 1.54×10^{13} r/s이다. 이것이 XSDRN 및 ONEDANT의 선원항으로 이용되어 선량률을 평가하였다. MCNP계산에 필요한 10군 및 27군의 중성자 에너지

스펙트럼은 XSDRN 및 ONEDANT를 이용하여 계산하였으며, 그 결과는 Table 2 및 Table 3과 같다. 이러한 XSDRN 및 ONEDANT의 계산은 R. von Massow [9]가 수행한 것으로써, Table 4에 나타나 있는 바와 같이 같은 우라늄을 차폐 물질로서 이용하였을 때 감마 선량률이 중성자 선량률에 비해 작으므로 MCNP 계산에서 감마 선원항은 고려하지 않았으며, 또한 감마 선량률 평가도 제외하였다.

Table 1. Neutron and gamma source intensities resulting from ORIGEN-S.

Upper Energy [MeV]	Neutron [n/s]	Gamma [r/s]
6.5	9.27E+2*	0
5.5	1.78E+3	0
4.5	3.84E+3	0
3.5	8.31E+3	0
2.88	1.78E+3	8.65E+6
2.6	1.17E+4	3.47E+8
2.2	1.36E+4	9.58E+7
1.8	1.54E+4	2.16E+10
1.35	1.73E+4	2.01E+11
0.9	1.84E+4	1.37E+13
0.4	1.59E+4	1.54E+12
0.1		
Total	1.17E+5	1.54E+13

*Read as 9.27×10^2

Table 2. Neutron energy spectra resulting from XSDRN.

Neutron Energy Group No.	Upper Energy [MeV]	Source Strength[n/s]
1	2.00E+1*	6.11E+1
2	6.43E+0	1.32E+4
3	3.00E+0	3.48E+4
4	1.85E+0	1.54E+4
5	1.40E+0	1.90E+4
6	9.00E+1	1.84E+4
7	4.00E+1	1.22E+4
8	1.00E+1	3.37E+3
9	1.70E+2	2.84E+2
10	3.00E+3	0.00E+0
	1.00E+5	0.00E+0
Total		1.66E+5

*Read as 2.00×10^1

Table 3. Neutron energy spectra resulting from XSDRN.

Neutron Energy Group No.	Upper Energy [MeV]	Source Strength[n/s]
1	1.733E+1*	4.03E+2
2	6.065E+0	1.48E+3
3	4.966E+0	2.49E+3
4	4.066E+0	1.48E+3
5	3.679E+0	1.43E+4
6	2.725E+0	1.11E+4
7	2.365E+0	1.70E+3
8	2.307E+0	2.21E+3
9	2.231E+0	1.96E+4
10	1.653E+0	1.03E+4
11	1.353E+0	1.34E+4
12	1.003E+0	6.86E+3
13	8.208E+1	2.88E+3
14	7.427E+1	4.96E+3
15	6.081E+1	4.06E+3
16	4.979E+1	4.87E+3
17	3.688E+1	2.86E+3
18	2.985E+1	5.28E+1
19	2.972E+1	4.63E+3
20	1.832E+1	2.93E+3
21	1.111E+1	1.78E+3
22	6.738E+2	1.07E+3
23	4.087E+2	6.54E+2
24	2.479E+2	4.92E+1
25	2.358E+2	4.47E+2
26	1.503E+2	2.04E+2
27	9.119E+2	0.00E+0
	1.068E+11	
Total		1.17E+5

*Read as 1.733×10^1

Table 4. Neutron flux-to-dose rate conversion factors.

Neutron Energy [MeV]	Conversion Factor [(rem/h)/(n/cm ² sec)]
2.5E-8	3.67E-6*
1.0E-7	3.67E-6
1.0E-6	4.46E-6
1.0E-5	4.54E-6
1.0E-4	4.18E-6
1.0E-3	3.76E-6
1.0E-2	3.56E-6
1.0E-1	2.17E-5
5.0E-1	9.26E-5
1.0E-0	1.32E-4
2.5E-0	1.25E-4
5.0E-0	1.56E-4
7.0E-0	1.47E-4
1.0E-1	1.47E-4
1.4E-1	2.08E-4
2.0E-1	2.27E-4

*Read as 3.67×10^{-6}

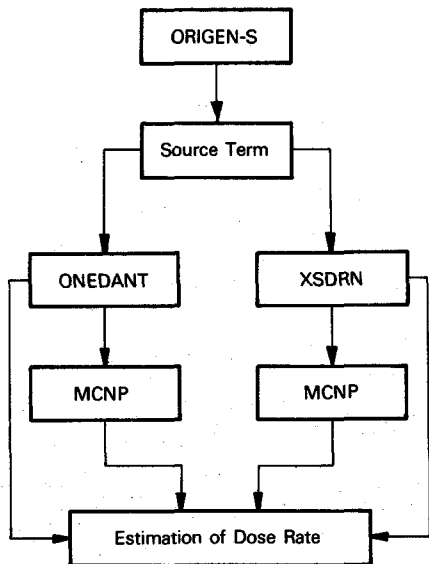


Fig. 1. Calculational flow for the discrete ordinates-Monte Carlo coupled shielding analysis.

2.2. 선량률 평가

본 연구에서는 사용한 계산 체계는 Fig. 1에 보인 바와 같이 ONEDANT 및 XSDRN 그리고 ONEDANT-MCNP 및 XSDRN-MCNP 접속 방법이 각각 이용되었다. 사용후 핵연료 수송 용기의 구조는 원통형으로 Fig. 2에 나타나 있는 바와 같이 중심축으로부터 유리 구슬, 철, 72개의 핵연료 다발 및 유리 구슬, 철, 72개의 핵연료 다발 및 유리 구슬, 철, 유리 구슬, 티타늄 셀, 그리고 감손 우라늄이나 납, 혹은 철등의 차폐물질 순으로 구성되어 있다.

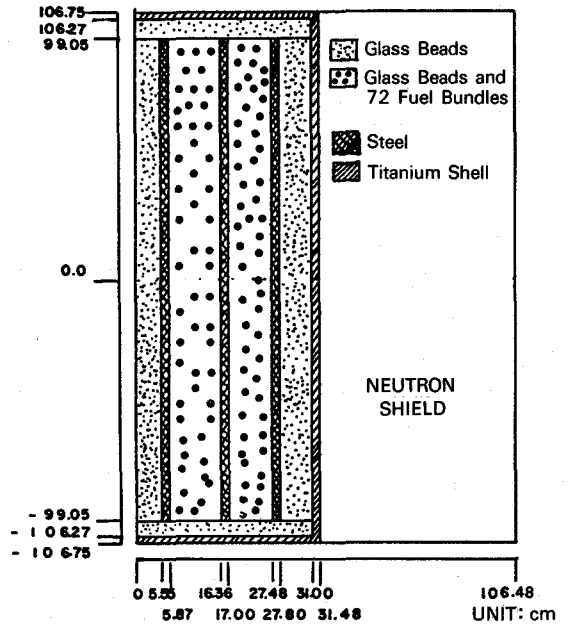


Fig. 2. Configuration of the spent fuel container for MCNP calculation.

콤비나토리알 기하학적 모델을 이용하고 있는 MCNP의 계산에서는 대상 구조물의 3차원 모델을 사용할 수 있기 때문에, 여기서 사용한 기하학적 모델은 원형과 일치하는 것이다. 이런 기하학적 모델에 대해, 선원 셀(cell)로부터 중성자가 외곽의 셀로 침투 통과하면서, 중성자가 머무르고 있는 셀의 임포턴

스(importance)에 대한 다음 셀의 임포턴스의 비가 1보다 크게되는 geometry splitting[10]을 이용하여 각 셀에 대한 임포턴스를 결정하였다. 각 셀에서의 임포턴스는 밀도(population)와 충돌 수에 영향을 주므로 세심하게 결정되어야 하며, 이러한 기법은 반복된 임포턴스 결정으로 터득될 수 있는 항목이다.

Table 5는 MCNP 계산에 이용된 중성자 선속 밀도의 선량을 환산 인자[11]이며, Table 6는 사용후 핵연료 수송 용기와 중성자 차폐체에 대한 구성물질을 나타낸 것이다. 또한 중성자에 대한 핵단면적 자료로 ENDF/B-IV[12]의 불연속 중성자 에너지 화일인 DBMCCS2가 이용되었다.

이런 차폐 계산은 AECL-WNRE의 VAX 컴퓨터 시

스텝을 이용하였다.

3. 결과 및 토의

Table 6은 감손 우라늄을 사용후 핵연료 수송 용기의 차폐물질로 이용하였을때 ONEDANT 및 XSDRN의 계산 결과이다. 감손 우라늄의 두께가 75.25cm일 때 ONEDANT 계산 결과에 의하면 중성자 선량은 3.47×10^{-4} mrem/h이며 감마 선량은 1.82×10^{-6} mrem/h, 그리고 XSDRN 계산 결과에 의하면 중성자 선량은 6.79×10^{-3} mrem/h이며 감마 선량은 2.67×10^{-5} mrem/h로 나타나 있듯이 감마선량은 전체 선량에 거의 영향을 주지 못한다.

MCNP 계산은 선원 입자 15,000개를 사용하였으

Table 5. Material compositions of spent fuel container and neutron shields.

Material	Density [g/cm ³]	Element	Weight, W(%)	Composition [atom/cm-barn]
Glass Beads and 72 Fuel Bundles	4.679	U-238	6.610E-1	7.824E-3*
		F.P.	8.299E-1	1.999E-4
		Zr	8.024E-2	2.479E-3
		Na-23	1.262E-2	1.547E-3
		Ca	6.080E-3	4.274E-4
		Al-27	4.502E-3	4.702E-4
		P	1.471E-3	1.338E-4
		Li	8.201E-4	3.330E-4
		Si	5.672E-2	5.690E-3
		O	1.682E-1	2.962E-2
Glass Beads	2.03	Na-23	7.864E-2	4.182E-3
		Ca	3.788E-2	1.155E-3
		Al	2.805E-2	1.271E-3
		P	9.164E-3	3.617E-4
		Li	5.110E-3	9.001E-4
		Si	3.534E+1	1.538E-2
		O	4.878E-1	3.727E-2
Steel Pipe	7.86	Fe	1.000E+0	8.475E-2
Titanium Shell	4.54	Ti	1.000E+0	5.708E-2
Lead	11.34	Pb	1.000E+0	3.296E-2
Depleted Uranium	19.07	U-238	1.000E+0	4.823E-2

*Read as 7.824×10^{-3}

Table 6. Dose rates resulting from ONEDANT and XSDRN for depleted uranium.

Distance ^a	ONEDANT[mrem/h]			XSDRN[mrem/h]		
	Neutron	Gamma	Total	Neutron	Gamma	Total
0.25	1.12E+2 ^b	2.09E+6	2.09E+6	1.84E+2	4.46E+6	4.46E+6
2.25	8.24E+1	2.42E+4	2.43E+4	1.46E+2	4.62E+4	4.46E+4
4.25	6.14E+1	9.78E+2	1.04E+3	1.16E+2	1.81E+3	1.93E+3
6.25	4.59E+1	6.95E+1	1.15E+2	9.14E+1	1.24E+2	2.15E+2
8.25	3.44E+1	6.91E+0	4.13E+1	7.23E+1	1.23E+1	8.46E+1
10.25	2.57E+1	8.68E-1	2.66E+1	5.71E+1	1.69E+0	5.88E+1
12.25	1.93E+1	1.68E-1	1.94E+1	4.51E+1	4.22E-1	4.55E+1
14.25	1.44E+1	6.68E-2	1.45E+1	3.56E+1	2.17E-1	3.58E+1
16.25	1.08E+1	4.28E-2	1.08E+1	2.81E+1	1.54E-1	2.83E+1
18.25	8.02E+0	3.15E-2	8.05E+0	2.21E+1	1.18E-1	2.22E+1
20.25	5.97E+0	2.38E-2	6.00E+0	1.74E+1	9.22E-2	1.12E+1
22.25	4.44E+0	1.81E-2	4.46E+0	1.37E+1	7.23E-2	1.38E+1
24.25	3.30E+0	1.38E-2	3.31E+0	1.08E+1	5.69E-2	1.09E+1
26.25	2.44E+0	1.05E-2	2.45E+0	8.51E+0	4.48E-2	8.54E+0
28.25	1.81E+0	7.97E-3	1.82E+0	6.70E+0	3.53E-2	6.74E+0
30.25	1.34E+0	6.06E-3	1.34E+0	5.27E+0	2.79E-2	5.30E+0
32.25	9.85E-1	4.60E-3	9.89E-1	4.14E+0	2.20E-2	4.16E+0
34.25	7.25E-1	3.48E-3	7.29E-1	3.26E+0	1.74E-2	3.28E+0
36.25	5.33E-1	2.64E-3	5.36E-1	2.56E+0	1.37E-2	2.57E+0
38.25	3.91E+1	2.00E-3	3.93E-1	2.01E+0	1.08E-2	2.02E+0
40.25	2.87E-1	1.50E-3	2.88E-1	1.58E+0	8.55E-3	1.59E+0
42.25	2.10E-1	1.13E-3	2.11E-1	1.24E+0	6.75E-3	1.25E+0
44.25	1.53E-1	8.47E-4	1.54E-1	9.78E-1	5.33E-3	9.83E-1
46.25	1.12E-1	6.35E-4	1.13E-1	7.68E-1	4.21E-3	7.72E-1
48.25	8.15E-2	4.75E-4	8.19E-2	6.03E-1	3.32E-3	6.06E-1
50.25	5.93E-2	3.54E-4	5.96E-2	4.74E-1	2.62E-3	4.76E-1
52.25	4.30E-2	2.64E-4	4.33E-2	3.72E-1	2.07E-3	3.74E-1
54.25	3.12E-2	1.96E-4	3.14E-2	2.91E-1	1.63E-3	2.92E-1
56.25	2.26E-2	1.45E-4	2.28E-2	2.28E-1	1.28E-3	2.29E-1
58.25	1.63E-2	1.08E-4	1.64E-2	1.78E-1	1.00E-3	1.79E-1
60.25	1.18E-2	7.93E-5	1.19E-2	1.39E-1	7.84E-4	1.40E-1
62.25	8.46E-3	5.82E-5	8.52E-3	1.08E-1	6.10E-4	1.09E-1
64.25	6.05E-3	4.24E-5	6.09E-3	8.29E-2	4.70E-4	8.29E-2
66.25	4.28E-3	3.05E-5	4.32E-3	6.30E-2	3.57E-4	6.30E-2
68.25	2.98E-3	2.15E-5	3.00E-3	4.67E-2	2.65E-4	4.69E-2
70.25	2.01E-3	1.45E-5	2.02E-3	3.33E-2	1.87E-4	3.34E-2
72.25	1.25E-3	8.90E-6	1.26E-3	2.18E-2	1.21E-4	2.18E-2
74.25	6.11E-4	4.03E-6	4.43E-4	1.14E-2	5.80E-5	1.15E-2
75.25	3.47E-4	1.82E-6	3.49E-4	6.79E-3	2.67E-5	6.81E-3

a; Distance from the surface of spent fuel container through depleted uranium.

b; Read as $1.12 \times 10^{+2}$

며, 이때 먼 선속밀도 개념에 의해 구한 중성자 선속 밀도를 선량률로 환산한 것이다.

중성자 차폐 물질로 감손 우라늄, 철, 그리고 납을 사용하였을 때의 중성자 선량률은 각각 Table 7, 내지 9와 같다.

감손 우라늄을 중성자 차폐 물질로 사용하였을 때, ONEDANT, XSDRN, ONEDANT-MCNP, 그리고 XSDRN-MCNP 계산 결과를 Fig.3에 비교하였다. Figure.

3에 의하면 ONEDANT의 계산결과가 XSDRN의 결과보다 MCNP 계산결과에 근접하고 있음을 알 수 있으며, 이때 ONEDANT 및 XSDRN 계산 결과의 MCNP 계산 결과에 대한 차이는 각각 10% 및 20% 이내로 나타났다. Table 7, 8 및 9에 의하면, 감손 우라늄과 철이 차폐물로 이용되었을 때, 상대 표준편차는 20% 이내 이었으며, 납이 차폐 물질로 이용되었을 때는 12% 이내로 나타났다.

Table 7. Dose rates resulting from MCNP for depleted uranium.

Distance ^a [cm]	MCNP-10G ^b [merm/h]	Calculated Uncertainty	MCNP-27G ^c [merm/h]	Calculated ^d Uncertainty
0	9.76E+1 ^e	3	9.88E+1	3
5	5.12E+1	3	5.23E+1	3
10	2.59E+1	4	2.55E+1	4
15	1.27E+1	4	1.26E+1	4
20	6.28E+0	5	5.71E+0	5
25	3.00E+0	6	2.63E+0	6
30	1.47E+1	7	1.34E+0	8
35	7.12E-1	9	7.17E-1	9
40	2.84E-1	14	3.28E-1	12
45	1.38E-1	13	1.61E-1	18
50	5.27E-1	19	7.21E-2	20
55	3.12E-2	18	3.40E-2	18
60	1.16E-2	16	2.26E-2	16
65	5.17E-3	16	1.36E-2	16
70	1.50E-3	16	5.36E-3	16
75	2.93E-4	19	1.15E-3	18

^aDistance from the surface of spent fuel container through depleted uranium.

^bMCNP calculation using 10 neutron energy spectra from XSDRN.

^cMCNP calculation using 27 neutron energy spectra from ONEDANT.

^dOne standard deviation as a percent of the calculated response.

^eRead as $9.76 \times 10^{+1}$

Table 8. Dose rates resulting from MCNP for steel.

Distance ^a [cm]	MCNP-10G ^b [merm/h]	Calculated Uncertainty	MCNP-27G ^c [merm/h]	Calculated ^d Uncertainty
0	1.01E+2 ^e	5	1.07E+2	5
5	6.77E+1	6	6.80E+1	6
10	4.29E+1	6	4.00E+1	6
15	2.54E+1	6	2.75E+1	10

(continued)

Table 8. (continued)

20	1.59E+1	7	1.52E+1	7
25	1.04E+1	8	9.85E+0	8
30	6.61E+0	9	6.09E+0	8
35	4.02E+0	9	3.91E+0	9
40	2.63E+0	9	2.48E+0	10
45	1.66E+0	11	1.51E+0	10
50	1.02E+0	11	7.81E-1	11
55	6.44E-1	12	4.59E-1	12
60	3.68E-1	12	2.77E-1	13
65	2.14E-1	12	1.56E-1	15
70	1.15E-1	13	6.87E-2	15
75	2.52E-2	15	1.72E-2	20

^a Distance from the surface of spent fuel container through depleted uranium.

^b MCNP calculation using 10 neutron energy spectra from XSDRN.

^c MCNP calculation using 27 neutron energy spectra from ONEDANT.

^d One standard deviation as a percent of the calculated response.

^e Read as $1.01 \times 10^{+2}$

Table 9. Dose rates resulting from MCNP for lead.

Distance ^a [cm]	MCNP-10G ^b [merm/h]	Calculated Uncertainty	MCNP-27G ^c [merm/h]	Calculated ^d Uncertainty
0	1.20E+2 ^e	8	1.27E+2	9
5	1.03E+2	9	1.16E+2	12
10	8.55E+1	9	8.98E+1	9
15	7.14E+1	10	7.03E+1	9
20	5.51E+1	11	5.73E+1	10
25	4.62E+1	11	4.74E+1	10
30	3.80E+1	12	3.82E+1	11
35	2.80E+1	11	3.07E+1	11
40	2.18E+1	11	2.42E+1	11
45	1.71E+1	11	1.92E+1	11
50	1.42E+1	11	1.52E+1	11
55	1.05E+1	11	1.20E+1	11
60	8.08E+0	11	8.67E+0	12
65	5.50E+0	11	5.90E+0	11
70	3.28E+0	11	3.58E+0	11
75	1.08E+0	12	1.18E+0	12

^a Distance from the surface of spent fuel container through depleted uranium.

^b MCNP calculation using 10 neutron energy spectra from XSDRN.

^c MCNP calculation using 27 neutron energy spectra from ONEDANT.

^d One standard deviation as a percent of the calculated response.

^e Read as $1.20 \times 10^{+2}$

Figure. 4에는 ONEDANT로부터의 27군 중성자 에너지 스펙트럼을 이용한 MCNP 계산 결과를 중성자 차폐 물질별로 비교하였고, Fig. 5에는 XSDRN으로부터의 10군 중성자 에너지 스펙트럼을 이용한 MCNP 계산 결과를 중성자 차폐 물질별로 비교하였다.

설계 목표치인 2.5 mrem/h 이하의 선량률을 나타내는 차폐체 두께는 감손 우라늄이 30 cm, 45 cm, 그리고 납이 75 cm이었다. 사용후 핵연료 수송 용기에 대한 MCNP의 차폐 계산 결과, 차폐성능은 감손 우라늄, 철 그리고 납의 순으로 나타났다.

또한 Fig.3, 4 및 5에서 차폐물의 두께가 60-75 cm일 때, 선량률이 급격하게 감소한 것은 차폐체 표면에 가까와 지면서 중성자의 후방 산란 효과의 감소에 기인한 것으로 판단된다.

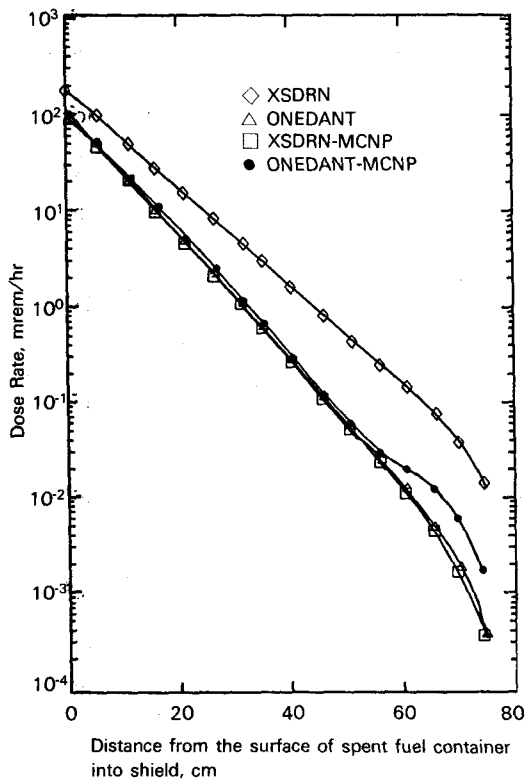


Fig. 3. Comparison of neutron dose rates in depleted uranium, resulting from XSDRN, ONEDANT, and MCNP.

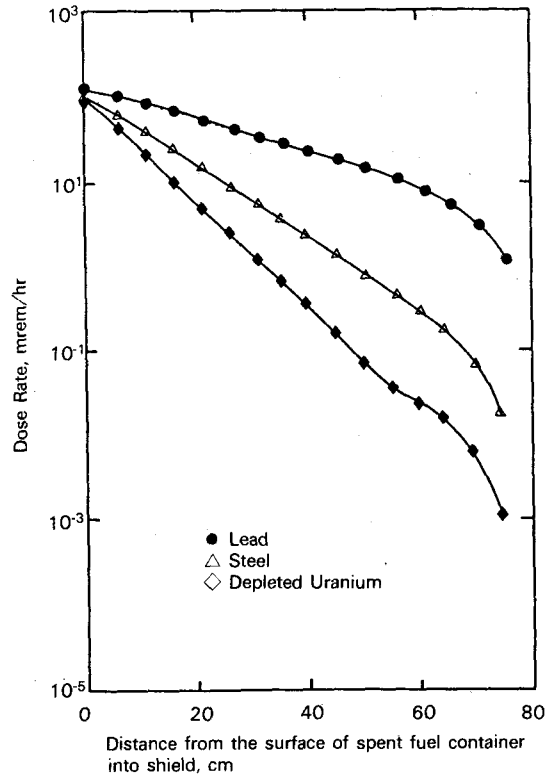


Fig. 4. Neutron dose rates resulting from ONEDANT-MCNP calculation in shield.

4. 결 론

사용후 핵연료 수송용기의 차폐 해석에 1차원 각분할 코드인 ONEDANT와 XSDRN을 몬테칼로코드 MCNP와 접속시켜 사용하였다. 또한 이 결과를 ONEDANT 또는 XSDRN 만의 1차원 계산 결과치와 비교한 바로는 ONEDANT가 XSDRN보다 좋은 결과를 제공하는 것으로 나타났다. 주차폐체로 고려한 감손 우라늄, 납, 철의 차폐성능을 비교한 결과 감손우라늄, 철, 납의 순으로 나타났다.

REFERENCES

1. W.W. Engle Jr., *A User's Manual for ANISN : A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering*, K-1693, Union

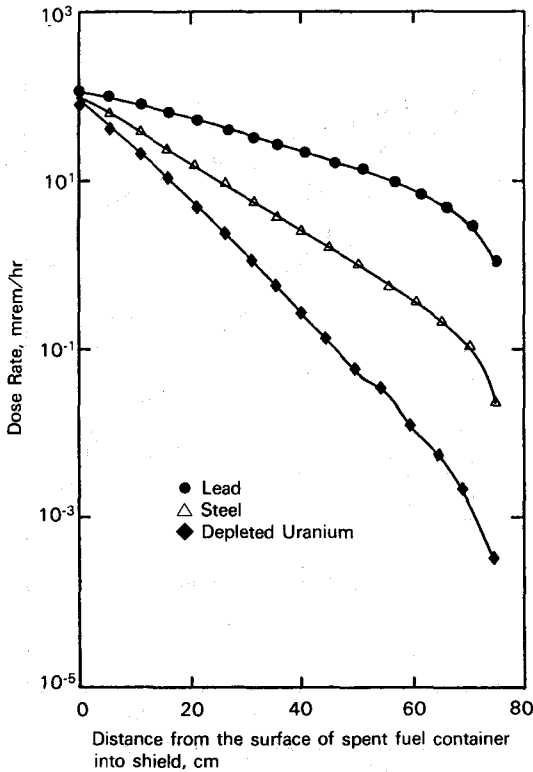


Fig. 5. Neutron dose rates resulting from XSDRN-MCNP calculation in shield.

Carbide Corporation, (1967).

2. 박은호 외, 가압경수로 사용후 핵연료 수송 용기 제작, KAERI RR-509/85, 한국에너지연구소, (1986).
3. J. Spanier and E.M. Gelbard, *Monte Carlo Principles and Neutron Transport Problems*, Addison-Wesley, New York, (1969).
4. M.B. Emmett, MORCE-CG; *General Purpose*

Monte Carlo Multigroup Neutron and Gamma-Ray Transport Code with Combinatorial Geometry, ORNL-RSIC CCC-203, (1975).

5. Los Alamos Monte Carlo Group, *MCNP-A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport*, LA-7396-M (Rev Version 28B), Los Alamos National Laboratory, (1981).
6. O.W. Herman and R.M. Westfall, *ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms*, NUREG/CR-0200, (1984).
7. R.D. O'Dell, *A User's Manual for ONEDANT: A Code Package for One-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle Transport*, LA-6941-MS, Los Alamos National Laboratory, (1982).
8. N.M. Greene and C.W. Craven, *XSDRN: A Discrete Ordinates Spectral Averaging Code*, ORNL-TM-2500, Oak Ridge National Laboratory, (1969).
9. R. von Massow, Personal communication, AECL, 1988.
10. T.E. Booth and J.S. Hendricks, "Importance estimation in forward Monte Carlo calculations," *Nucl. Tech./Fusion*, 5, 90, (1984).
11. ANSI, *American National Standard Neutron and Gamma Ray Flux-to-Dose Rate Factors*, ANSI/ANS-6.1.1-1977, Ans-6.1.1 Working Group, Am. Nucl. Soc., (1977).
12. D. Garber list, *ENDF/B-IV*, BNL-NCS-50496, Brookhaven National Laboratory, (1975).

Neutron Shielding Analysis for a Spent Fuel Container Using XSDRN, ONEDANT and MCNP Codes

Kyo Youn Kim, Tae Young Lee and Chung Woo Ha

Korea Advanced Energy Research Institute

Jong Kyung Kim

Dept. of Nuclear Engineering, Han Yang University

ABSTRACTS

Neutron shielding for a spent fuel container was analyzed using the Monte Carlo code MCNP coupled with discrete ordinates codes, XSDRN and ONEDANT. The ORIGEN-S code was used to determine the fixed neutron source, and the spectral source information for MCNP were obtained from a 10 group XSDRN calculation and a 27 group ONEDANT calculation.

When the depleted uranium shield was used, the results from ONEDANT and XSDRN calculations agreed with the MCNP results within 10% and 20%, respectively. Depleted uranium appears more effective than lead or steel as a neutron shield.