

CANDU 사용후핵연료 수송용기 방사선차폐 영향평가

최종락 · 윤정현 · 강희영 · 이흥영 · 정성환

한국원자력연구소

요 약

중수로형 원자로에서 방출되는 사용후핵연료 다발을 안전하게 운반할 목적으로 CANDU 수송용기에 대한 방사선차폐해석을 수행하였다. 핵연료의 연소도는 7,800MWD/MTU, 냉각 기간은 5년으로 하여 ORIGEN2 코드로 방사선원을 구하고 이것으로 핵연료 378다발을 운반할 수 있는 수송용기의 차폐체 두께변화에 따른 선량을 영향을 비교하였다. 계산은 ANISN과 DOT4.2 코드를 사용하였으며, 해석결과 최적의 차폐구조를 선정하였으며, 또한 IAEA 및 국내 원자력법의 수송법규에 명시된 정상수송 및 가상사고조건에 따른 차폐해석을 수행하여 CANDU 수송용기의 안전성을 입증하였다.

Key words : CANDU 수송용기, 차폐해석, ANISN, DOT4.2

서 론

중수로형 원자로인 월성 1호기는 상업운전개시 이후 거의 10년이 경과하였다. 여기서는 매년 약 5,000개 정도의 CANDU형 사용후핵연료 다발이 발전소내 임시저장조로 방출되어 저장되고 있으며 현재는 누적 사용후핵연료 다발이 소내저장조의 저장용량을 초과하게 되어 동일부지내에 임시보관용 건식저장 콘크리트 canister를 건설하여 핵연료다발을 저장하고 있는 실정이다. 핵연료의 계속적인 발생추세로 미루어 '97년 이후면 콘크리트 canister의 보관용량도 초과될 것으로 추산된다. 또한 장기전력 수급계획에 의하면, 월성 1호기의 부지에 CANDU형 원자로를 3기 더 건설

하기로 되어 있다. 원자로 3기가 더 건설된다면 매년 20,000개 사용후핵연료 다발이 발생하게 될 것이다. 따라서 CANDU형 사용후핵연료 다발을 안전하게 수송하는 CANDU 수송용기의 개발이 시급한 실정이다.

수송용기의 개발에 있어서 우선적으로 중요하게 고려되는 것은 방사선차폐이다. 이것은 원자로에서 연소된 핵연료에는 핵분열생성물, 방사화물질, 자발핵분열을 일으키는 초우라늄원소 등이 있어 장기간에 걸쳐 붕괴하면서 감마선과 중성자를 계속적으로 방출하기 때문이다.

CANDU형 핵연료다발은 천연우라늄으로 만들어졌기 때문에 저농축 PWR형 핵연료집합체와 비교하여 방사능이 훨씬 낮으므로 일시에 많은

Table 1. Gamma-ray Source Spectrum per MTU of CANDU Fuel versus Cooling Time

Energy (MeV)	Photon release rate(photons/sec.)			
	3 yrs	5 yrs	7 yrs	10 yrs
0.015	2.43 + 15	9.03 + 14	5.63 + 14	4.45 + 14
0.025	5.58 + 14	2.14 + 14	1.31 + 14	9.77 + 13
0.0375	5.61 + 14	2.17 + 14	1.42 + 14	1.14 + 14
0.0575	5.03 + 14	1.81 + 14	1.11 + 14	8.78 + 13
0.085	3.46 + 14	1.17 + 14	6.77 + 13	5.13 + 13
0.125	3.80 + 14	1.14 + 14	5.95 + 13	4.26 + 13
0.225	3.05 + 14	1.02 + 14	5.72 + 13	4.26 + 13
0.375	1.72 + 14	6.06 + 13	3.28 + 13	2.15 + 13
0.575	1.66 + 15	1.13 + 15	9.20 + 14	7.81 + 14
0.85	3.11 + 14	1.56 + 14	8.47 + 13	4.18 + 13
1.25	8.63 + 13	4.39 + 13	2.88 + 13	1.56 + 13
1.75	6.95 + 12	2.10 + 12	9.08 + 11	4.95 + 11
2.25	1.15 + 13	2.05 + 12	3.77 + 11	3.16 + 11
2.75	2.53 + 11	5.62 + 10	1.41 + 10	1.78 + 09
3.5	2.83 + 10	7.15 + 09	1.81 + 09	2.30 + 08
5.0	1.50 + 05	1.39 + 05	1.34 + 05	1.25 + 05
7.0	1.72 + 04	1.60 + 04	1.53 + 04	1.45 + 04
11.0	1.98 + 03	1.83 + 03	1.75 + 03	1.66 + 03
Total	7.33 + 15	3.24 + 15	2.20 + 15	1.74 + 15

수량의 핵연료 다발을 운반할 수 있다. 본 논문에서는 378개의 CANDU 핵연료다발을 운반할 수 있는 수송용기에 대한 방사선 차폐해석을 수행하여 최적설계와 안전성을 입증할 것이다. 차폐 해석에 앞서 ORIGEN2 코드를 사용하여 감마선과 중성자에 대한 방사선원을 계산하였다. 차폐해석을 위한 수송용기 해석모델은 핵연료의 장전용량이 378다발인 기하구조로 구성하였다. 이 모델에 대한 차폐 및 구조재료에 대한 핵단면적을 생산하여 1차원 ANISN코드와 2차원 DOT4.2 코드로 방사선차폐해석을 수행하였다. 해석은 국내 원자력법과 IAEA 수송법규에 규정된 정상수송과 가상 사고조건에 따라 수행되고 이것을 제한치와 비교하여 수송용기의 안전성을 평가하였으며, 또

한 최적설계자료도 얻을 수 있다.

방사선원 계산

방사선원을 계산하는데 이용한 코드는 행렬지수법을 이용하여 각 핵종별 동위원소의 생성과 감손을 계산하는 ORIGEN2[1] 코드이다. 이것은 원자로내에서 핵연료가 조사되는 동안에 발생하는 핵연료집합체의 핵분열생성물, actinide, 방사화물질 등 각 동위원소의 생성 및 붕괴를 계산할 수 있으며, 또한 냉각기간에 따른 방사선원도 추정하여 얻을 수 있다. 선원계산에 사용된 사용후핵연료는 천연우라늄으로 만들어져 U-235를 0.71% 포함하고 비출력 25.57 MW/MTU에서 연소도 7,

Table 2. Total Neutron Source per MTU of CANDU Spent Fuel versus Cooling time

Source term	Neutron source (n/sec.)			
	3 yrs	5 yrs	7 yrs	10 yrs
(α , n) reaction	5.27 + 05	5.62 + 05	6.12 + 05	6.79 + 05
Spontaneous fission	3.23 + 06	2.99 + 06	2.85 + 06	2.68 + 06
Total	3.76 + 06	3.55 + 06	3.46 + 06	3.36 + 06

800 MWD/MTU까지 연소된 CANDU형 핵연료로 하였다.

사용후핵연료에서 나오는 감마선은 주로 핵분열생성물에서 대부분 방출되고 있으며, 또한 핵연료다발의 구조물 및 피복관이 방사화되어 방출하는 것과 actinide 계열에서 방출되는 것도 포함된다. Table 1에서는 냉각기간을 3, 5, 7, 10년으로 하고 핵연료다발의 우라늄 1 MTU를 기준으로 하여 감마선원을 18군 에너지별로 표시하였다. 그리고 중성자선원도 역시 우라늄 1 MTU 기준으로 냉각기간 3, 5, 7, 10년 단위로 Table 2에 주어졌으며, 여기서 주요 중성자선원항인 (α , n) reaction과 자발핵분열(spontaneous fission)으로 분류하고 전체선원항을 나타내었다. 차폐해석을 위한 방사선원의 기준 냉각기간은 저장조의 용량포화기간이 10년이라는 것을 고려하고 또한 냉각기간에 따른 계산결과를 분석하여 5년으로 선정하였다.

차폐해석

1) 해석모델의 설정

방사선차폐해석을 수행하기 위해 설정한 CANDU 수송용기의 전반적 형태는 Fig. 1과 같다. 이 용기는 1단이 126개 핵연료다발로 구성되어 3단으로 장전되어 전체적으로 378개의 다발을

수송할 수 있는 구조로 하였다. 이 용기는 높이가 약 224cm인 원통형 구조를 가지며, 내부에서부터 핵연료, cavity, 내부shell, 감마선 차폐체, 중간shell,

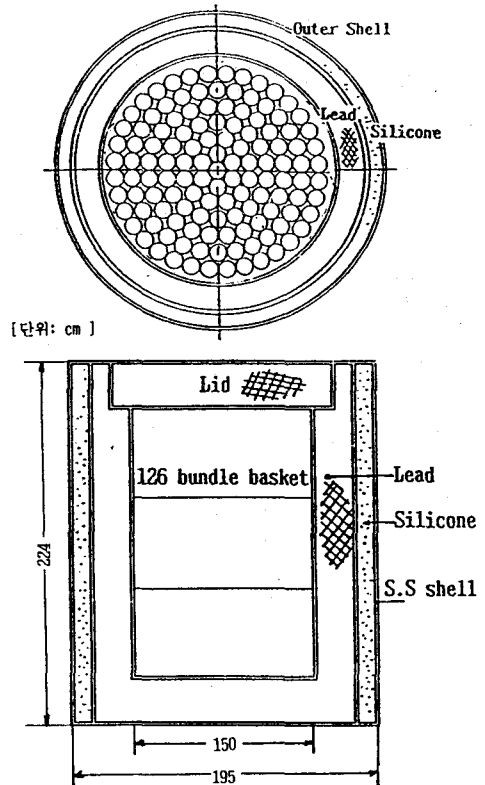


Fig. 1. The Assumed Shape of 378 Bundles CANDU Cask

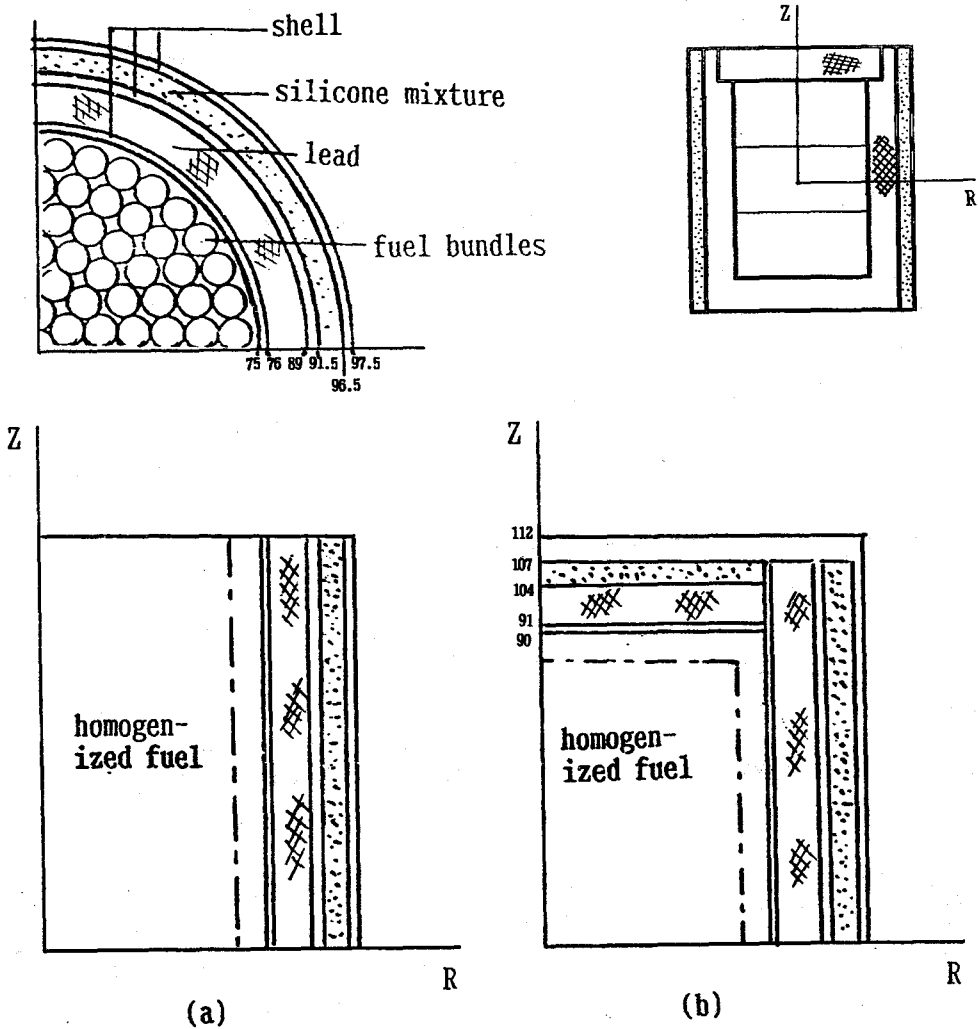


Fig. 2. Geometrical Models of CANDU Cask for 1-D ANISN(a) and 2-D DOT4.2(b) Calculations

중성자 차폐체 및 외부shell로 구성된다. 감마선 차폐체는 밀도가 큰 납(lead)으로 주조하고 중성자 차폐체는 비교적 원자번호가 낮은 물질로 복합된 silicone mixture를 사용하였다.

방사선차폐계산을 수행하기 위하여 CANDU 수송용기의 해석모델은 ANISN[2] 코드와 DOT4.2 [3] 코드로 구분하여 모델링하였다. 기본적으로

수송용기 차폐체의 최적두께에 대한 영향을 분석하는 계산과 수송조건에 따른 R방향 계산을 하기 위한 기하학 모양은 Fig. 2 (a)에 나타난 것과 같은 (R, Z) 모델을 주로 사용하였다. Fig. 2 (b)는 2-D DOT4.2 코드 해석모델로서 용기의 상부 Z 방향에 대한 계산을 하기 위한 것이다.

Table 3. Atom Number Density for Fuel and Shield Region(atoms/barn-cm)

Material Element		Homogenized fuel	Shell (SS-304)	Lead	Silicone mixture	Air
H	1	2.310-02	1.705-02	3.300-02	4.461-02	4.177-05 1.092-05
B	5				1.205-03	
N	7					
O	8					
Al	13	8.236-06			1.899-03	
Si	14				8.046-03	
Cr	24	1.381-05			1.705-02	
Mn	25				1.373-03	
Fe	26	9.029-04			5.835-02	
Ni	28				9.029-04	
Cu	29	3.680-03			2.209-04	
Zr	40				2.209-04	
Mo	42	4.619-05			1.294-04	
Sn	50				1.294-04	
Pb	82	8.367-05	1.152-02	3.300-02		
U-235	92					
U-238	92					

2) 차폐계산

차폐해석에 사용되는 학자료는 ANISN이나 DOT4.2 코드를 사용하기에 적절한 자료로 부터 각 차폐영역의 핵단면적을 산출하여야 한다. 계산에서는 20~60개의 에너지 구간을 가진 다군 단면적이나 초미세군으로 부터 축약된 미세군 단면적을 사용한다. DLC-23/Cask library[4]는 ANISN과 DOT4.2 코드 등의 입력양식에 적절하게 만들어져 가장 널리 쓰이고 있다. 이것은 중성자 22군과 감마선 18군으로 분류된다. 선원계산에 쓰인 ORIGEN-2 코드와 DLC-23의 에너지 군구조를 비교해 보면 감마선원의 에너지군수는 같으나 구간별 에너지폭이 일치하지 않아서 차폐계산을 위하여 ORIGEN-2에서 계산된 감마선원을 DLC-23의 군구조로 변환시켰다. 감마선원의 군구조 변환은 "same number in same width"의 개념으로 ORIGEN2 계산 결과에 대하여 에너지범위를 세

분화시켜 각 에너지범위에 가중하여 계산하였다. 이러한 spectrum을 검증한 결과 DLC-23 benchmark와 비슷한 결과를 얻었다[5].

또한 중성자선원은 에너지군별로 나누어져 있지 않다. 따라서 차폐계산을 하기 위해서는 중성자 선원의 spectrum이 필요하다. CANDU 핵연료의 농축도는 PWR보다 훨씬 낮으므로 CANDU 사용후핵연료의 중성자 spectrum은 PWR 사용후핵연료의 그것보다 낮은 에너지 구간이 많이 분포된다. CANDU 사용후핵연료의 중성자 spectrum이 명확하게 분석되지 않았기 때문에 PWR 사용후핵연료의 중성자 spectrum과 유사한 Cf-252의 spectrum을 사용하여 차폐계산의 보수성을 더하였다 [6].

방사선 차폐계산을 하기 위해서는 각 핵연료와 차폐체영역을 구성하는 원자수밀도(atom number density)를 구하여야 한다. 이러한 원자수밀도는

Table 4. Gamma-ray and Neutron Flux-to-Dose Conversion Factors*

Group Number	Gamma Group Conversion Factors (mrem/hr) / (p/cm ² sec)		Neutron Group Conversion Factors (mrem/hr) / (n/cm ² sec)	
	Upper E. (MeV)	Conversion Factor	Upper E. (MeV)	Conversion Factor
1	10.0	9.792E-03	14.92	2.088E-01
2	8.0	8.280E-03	12.2	1.656E-01
3	6.5	6.840E-03	11.0	1.476E-01
4	5.0	5.760E-03	8.18	1.476E-01
5	4.0	4.752E-03	6.36	1.404E-01
6	3.0	3.960E-03	4.96	1.332E-01
7	2.5	3.492E-03	4.06	1.296E-01
8	2.0	2.988E-03	3.01	1.260E-01
9	1.66	2.412E-03	2.46	1.260E-01
10	1.33	1.908E-03	2.35	1.296E-01
11	1.0	1.602E-03	1.83	1.332E-01
12	0.8	1.260E-03	1.11	1.188E-01
13	0.6	9.216E-04	0.55	5.400E-02
14	0.4	6.372E-04	0.11	6.480E-03
15	0.3	4.392E-04	3.35-03	4.320E-03
16	0.2	2.376E-04	5.84-04	4.680E-03
17	0.1	1.404E-04	1.01-04	4.680E-03
18	0.05	3.024E-04	2.90-05	4.500E-03
19			1.01-05	4.320E-03
20			3.06-06	4.140E-03
21			1.12-06	3.960E-03
22			4.14-07	3.780E-03

* ANSI/ANS-6.1.1-1977('77년도 발표)의 conversion factor는 전에너지 구간에서 ANSI/ANS-6.1.1-1991('91년도 발표)의 최대 변환인자(AP geometry)보다 높음.

ANISN 코드나 DOT4.2 코드에 주요한 핵자료가 되며 단위는 atoms/barn-cm이다. 수송용기 각 영역에 대한 원자수밀도를 Table 3에 나타내었다. 그리고 방사선 선량을 얻기 위해 flux-to-dose 변환인자[7]를 에너지구간별로 적용하였으며 이에 사용한 변환인자는 Table 4에 나타내었다.

계산은 deep penetration 차폐문제를 효과적으로 해를 구하기 위하여 P3S8 근사해를 도입하였다. 차폐체의 최적두께를 구하기 위한 납두께 영향 분석을 위한 계산은 주로 1-D ANISN 코드를 사

용하였으며, 정상수송조건 및 가상사고조건에 대한 기본적인 계산도 역시 ANISN 코드로 계산하여 기준치와 비교분석하였다. 2-D DOT4.2 코드는 1-D ANISN 코드로서 계산결과를 신뢰할 수 없는 수송용기 상부에 대한 선량을 계산에 사용하였다.

해석결과 및 토의

원자력법과 IAEA 수송법규에 의하면 정상수송 조건일 경우 수송용기의 표면에서 방사선량이

200 mrem/hr, 그리고 전용적재일때 용기의 표면에서 2m 거리에서 10 mrem/hr 이하로 규정하고 있으며, 가상사고조건일 경우는 표면에서 1m 거리에서 1,000 mrem/hr 이하로 역시 정하고 있다. 핵연료다발이 모두 378개 장전되는 CANDU 수송용기에 대한 차폐해석 결과로 Fig. 3에는 수송용기의 측면으로 반경방향의 주차폐체인 납의 두께변화에 따른 선량을값을 도식화하였다. 수송용기 표면과 2m 거리에 대하여 납두께가 90mm에서 150mm 까지로 변화될 때의 선량을 분포를 보여주며, 여기서 두께가 125mm 이상일 때 용기

표면과 2m 거리에 대한 선량을 제한치를 모두 만족하는 것으로 나타났다. 따라서, 수송용기의 최적 납두께는 130mm 정도로 추정된다.

정상수송조건 및 가상사고조건에 대한 CANDU 수송용기의 주요위치에서 선량을 값은 Table 5에 종합하여 요약하였다. 정상수송조건에서 측면방향의 선량은 최대 27.2(surface), 6.6 mrem/hr(2m)으로서 모두 표면에서의 제한치 200 mrem/hr 그리고 2m 거리에서의 규정치 10 mrem/hr 이하로 나타났다. 또한 용기의 뚜껑이 있는 상단에서의 선량도 최대 34(surface), 6.2 mrem/hr(2m)으로서 역시 제한치 보다 적은 값으로 나타났다. 가상사고조건에 대한 차폐해석결과 방사선량은 용기표면으로부터 1m 거리에서 측면과 상단에 각각 21, 16.7 mrem/hr로 기준치 1,000 mrem/hr 보다 훨씬 낮게 주어졌다. 따라서 수송용기가 사고조건하에서도 방사선에 의한 영향은 매우 적은 것으로 안전성을 입증할 수 있다고 판단된다.

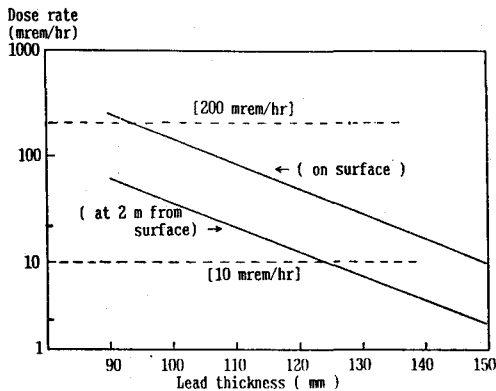


Fig. 3. Dose Rate Profiles versus Lead Thickness on the Cask Surface and 2m from Surface

결론

CANDU형 핵연료다발을 안전하게 운반하는데 사용될 사용후핵연료 수송용기에 대하여 방사선 차폐해석 결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

Table 5. Summary of Dose Rates under Normal Transport and Accident Condition

Contents	Dose rate(mrem/hr)					
	Normal transport				Accident condition	
	Radial (side)		Top (lid area)		Radial	Top
	Surface	2m	Surface	2m	1m	1m
Gamma-ray	25	6.1	31.4	5.6	18	14.2
Neutron	2.2	0.5	2.6	0.6	3	2.5
Total	27.2	6.6	34	6.2	21	16.7
(limited)	(200)	(10)	(200)	(10)	(1,000)	(1,000)

- 1) CANDU형 사용후핵연료 수송용기의 기본적인 구조를 모델링하고, 방사선원을 계산하고 핵 단면적을 생산하여 차폐해석에 필요한 기본 자료를 얻을 수 있었다.
- 2) 수송용기의 주차폐체인 납두께를 변화시켜 가면서 차폐해석을 수행한 결과 378 다발을 운반할 수 있는 대형 CANDU 수송용기의 최적 납두께를 130mm로 차폐구조를 선정하였다.
- (3) 정상수송 및 가상사고조건에 대한 수송용기의 차폐해석 결과 국내 원자력법 및 IAEA 수송 법규에 제시된 제한치보다 훨씬 낮은 값으로 주어졌으며, 이 결과 CANDU 수송용기가 방사선 영향에서 안전하다는 것이 입증되었다.

참고문헌

1. A. G. Groff, A User's Manual for ORIGEN2 Computer Code, ORNL/TM-7175(1980).
2. W. W. Engle, Jr. et. al., ANISN-ORNL A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System, CCC-254(1975).
3. W. A. Rodes, The DOT-IV Version 4.2 Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System, ORNL/TM-6529(1981).
4. G. S. Morrison, et. al., CASK: 40 Group Couple Neutron and Gamma-ray Cross Section Data, DLC-23/cask(1974).
5. G. S. Morrison, et. al., "The Use of The MORSE Monte Carlo Code to Solve Shielding and Criticality Problems of Spent Fuel Casks", Trans Am. Nucl. Soc., 1972.
6. E. A. Engholm, "Shielding Aspects of LWR Spent-fuel Shipping Cask", in: Proc. Third int. Sympo. on Packaging and Transportation of Radioactive Material, VOL. II, CONF-710801(1971).
7. "Neutron and Gamma-ray Flux-to-Dose-rates Factors", ANSI/ANS-6.1.1-1977(N666), American National Standard Institute, 1977.

Radiation Shielding Analysis of CANDU Spent Fuel Transport Cask

Jong-Rak Choi, Jung-Hyun Yoon, Hee-Young Kang,
Heung-Young Lee and Sung-Whan Chung

Korea Atomic Energy Research Institute

ABSTRACT

A shielding analysis of the shipping cask for transporting the CANDU spent fuel bundles has been studied. Radiation source term has been calculated on spent fuel with burn-up of 7,800 MWD/MTU and 5 years cooling time by ORIGEN2 code. The shielding calculation for the cask capable of transporting 378 bundles of CANDU spent fuel has been made by use of 1-D ANISN and 2-D DOT 4.2 codes. As a result of analysis, the optimum shield thickness of cask was obtained. And it is proved that the safety in radiation shielding under normal transport and hypothetical accident conditions is confirmed to satisfy the allowable values specified in IAEA Safety Series No. 6 and the Korean Atomic Law.

Key words: CANDU cask, shielding analysis, ANISN, DOT 4.2