

Fabrication and Evaluation of Radiation Shielding Property of Epoxy Resin-Type Neutron Shielding Materials

Soo-Haeng Cho, Jeong-Hyoun Yoon*, Byung-Il Choi*, Jae-Bum Do, Seung-Gy Ro
Korea Atomic Energy Research Institute, *Nuclear Environment Technology Institute

에폭시수지계 중성자 차폐재의 제조 및 방사선 차폐능 평가

조수행 · 윤정현* · 최병일* · 도재범 · 노성기

한국원자력연구소, *원자력환경기술원

Abstract—Epoxy resin-type neutron shielding materials, KNS(Kaeri Neutron Shield)-101, KNS-102, and KNS-103 have been fabricated to be used in spent fuel shipping cask. The base material is epoxy resin, and polypropylene, aluminium hydroxide, and boron carbide are added. These shielding materials offer good fluidity at processing, which makes it possible to apply this resin shield to complicated geometric shapes such as shipping cask. The shielding property of these shielding materials for shipping cask for loading 28 PWR spent fuel assemblies has been evaluated.

ANISN code is used to evaluate the shielding property of the shipping cask with the thickness of the three neutron shielding materials greater than 10 cm. As a result of analysis, the maximum calculated dose rate at the radial surface of the cask is determined to be 300 μ Sv/h and the maximum calculated dose rate at 100 cm from the cask is 97 μ Sv/h. These dose rates remain within allowable values specified in related regulations.

Key words : Neutron Shielding Material, Radiation Shielding Efficiency, Epoxy Resin-Type Shield, Shielding Property Evaluation

요약—사용후핵연료 수송용기 등에 사용되는 에폭시수지계 중성자 차폐재, KNS(Kaeri Neutron Shield)-101, KNS-102 및 KNS-103를 제조하였다. 기본물질은 에폭시수지이며, 첨가제로는 폴리프로필렌, 수산화알루미늄 및 탄화붕소이다. 이들 중성자 차폐재들은 유동성이 좋아 수송용기와 같은 복잡한 구조에 사용할 수 있다. 제조된 중성자 차폐재들을 가압경수로 사용후핵연료 28다발을 수송할 수 있는 수송용기에 적용하여 차폐능 평가를 수행하였다. 세가지 중성자 차폐재를 수송용기에 적용하여 ANISN 코드로 차폐능 평가를 수행한 결과 정상수송시 중성자 차폐재의 두께가 10 cm 이상 일때 수송용기 반경방향표면에서 최대 방사선량은 300 μ Sv/h로 나타났으며, 수송용기 표면에서 100 cm 지점에서의 최대 방사선량은 97 μ Sv/h로 나타났다. 이들은 모두 관련된 법규들에서 규정된 최대허용방사선량을 만족하는 것으로 나타났다.

중심어 : 중성자 차폐재, 방사선 차폐효과, 에폭시수지계 차폐재, 차폐능평가

1. 서 론

방사성물질의 수송 및 저장용기, 핵연료 재처리공장, 원자로, 싸이클로트론장치 혹은 방사성동위원소 등으로 부터 발생하는 중성자는 (n , γ)반응에 의한 2차 감마선을 발생시켜 인체에 장애를 주기 때문에 중성자를 안전하게 차폐할 재료가 요망된다. 특히 사용후핵연료와 같이 원자로에서 조사된 후의 물질은 그 내부에 많은 양의 중성자 선원을 포함하게 되므로 사용후핵연료 수송용기는 방사선 방어 관점에서 중요한 방사선원이기 때문에 적절한 차폐가 필연적으로 요구된다.

고속중성자는 거의 같은 질량의 수소원자와의 충돌에 의하여 에너지가 흡수되면서 효과적으로 감속되기 때문에 수소원자수 밀도가 높은 고분자물질이 기본소재로 많이 사용되고 있다. 이들 고분자물질의 기본소재에 열중성자 포획단면적이 큰 붕소 혹은 붕소화합물, 리튬화합물 등이 첨가되며, 또한 각종 성능향상제가 첨가되어 제조되는 중성자 차폐재는 그 종류가 매우 다양하다[1-6]. 그러나 개발된 중성자 차폐재의 차폐능평가에 대한 자료들이 매우 미흡한 실정이다.

본 연구에서는 차폐능, 내방사선성, 열적 및 기계적 성질등을 고려하여 기본물질로 기계적 및 전기적 성질, 내약품성, 내후성 및 내부식성 등이 우수한 비스페놀 A형 에폭시수지와 경화제에 폴리프로필렌, 수산화알루미늄, 탄화붕소 등의 첨가제를 혼합하여 중성자를 효과적으로 차단할 수 있는 중성자 차폐재를 제조하였다. 제조된 중성자 차폐재를 유변학적 특성, 열적 및 역학적 특성, 내방사선성 등을 고찰하였다[7, 8]. 아울러 제조된 중성자 차폐재의 차폐능을 평가하기 위하여 가압경수로 사용후핵연료 28다발을 장전할 수 있는 수송용기에 적용하여 1 차원 수송 코드인 ANISN [9]으로 비교.평가하였다.

2. 실험

1) 실험재료

본 실험에서 수지계 중성자 차폐재의 기본물질로는 기계적 및 전기적성질, 내약품성 그리고 내후성등이 우수한 상온 경화용 액상 에폭시수지를, 첨가제로는 고속 중성자 감속에 매우 효과적인 수소원자수 밀도가 높은 폴리프로필렌을, 난연제로는 수산화알루미늄을, 그리고 열중성자 흡수제로는 탄화붕소를 각각 사용하였다.

기본물질로 사용된 액상의 프리 폴리머인 에폭시수지는 비스페놀A형의 디그리시딜 에테르 레진을 알킬그리시딜 에테르로 개질한 저점도형수지이며, 경화제는 폴리아미도아민과 폴리에테르디아민을 사용하였다[7, 8]. 차폐재의 고속 중성자 감속에 매우 효과적인 수소원자수 밀도를 증가시키기 위한 목적으로 폴리프로필렌(입자크기: 100~200 mesh)을 첨가하였으며, 저속 혹은 열중성자에 대해 차폐효과가 큰 탄화붕소(입자크기: 325 mesh)를 첨가하였다. 또한 차폐재에 유독가스를 발생시키지 않으면서, 난연성을 부여하고 자기소화성을 촉진시키는 것으로 알려져 있는 수산화알루미늄(입자크기: 100 mesh)을 사용하였다[7, 8].

2) 실험방법

본 연구에 사용한 실험장치는 중성자 차폐재 제조의 기본물질인 액상 에폭시수지와 경화제, 분말형태의 폴리프로필렌, 수산화알루미늄, 탄화붕소 등의 첨가제들을 균일하게 혼합하기 위하여 Dispermat VL-C형의 진공혼합기를 사용하였다. 그림 1의 흐름도에서 볼 수 있듯이 혼합시에는 정해진 무게비율로 각 시료들을 준비하여 액상의 프리 폴리머인 에폭시수지와 경화제를 당량비율로 혼합한 후, 소포제와 분말시료들을 진공혼합기에 넣어 일정시간 동안 진공하에 혼합하였다.

수소와 붕소의 원자수 밀도, 가공의 용이성 및 중성자 차폐재의 특성을 고려하여 제조한 중성자 차폐재 시편의 조성비를 표 1과 같이 조절하였다.

Table 1. Composition of shielding materials

Shielding material	Composition(wt.%)				
	Resin	Hardener	Al(OH) ₃	B ₄ C	Polypropylene
KNS-101	27.5	10.5	59.0	3.0	-
KNS-102	27.5	10.5	57.0	2.0	3.0
KNS-103	27.5	10.5	57.0	3.0	2.0

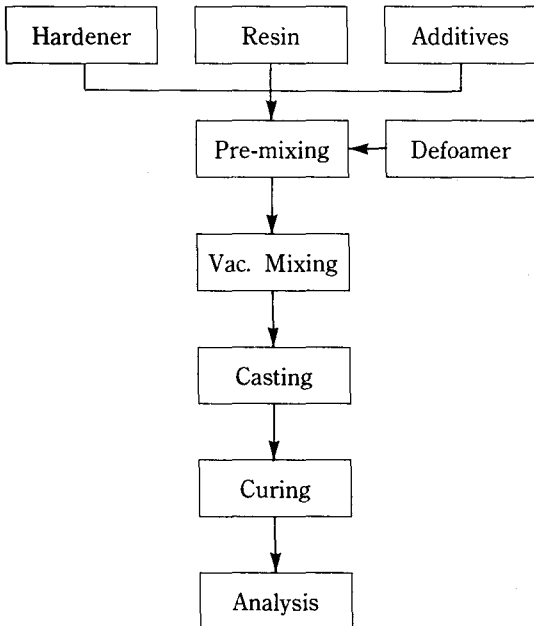


Fig. 1. Flow chart of specimen preparation.

3. 방사선원 및 차폐계산

1) 방사선원

중성자 차폐재의 차폐능 평가를 위한 수송용기에 대한 방사선 차폐해석을 수행하기 위해서는 먼저 방사선원항의 기준을 결정하고 이에 따른 방사선원항을 계산해야 한다. 방사선원항 계산에는 ORIGEN-2 코드 [10]가 이용되었다. 또한 방사선원항 계산에 사용된 핵연료는 고연소도 핵연료에 해당되는 PWR 17×17 배열 집합체로 4.5 w/o 농축도, 37.5 MW/MTU의 비출력으로 연소된 최대연소도가 50,000 MWD/MTU이고 냉각기간이 10년인 사용후핵연료에 대하여

방사선원항을 계산하였다.

사용후핵연료에서 감마선원의 종류는

- (1) 핵연료의 핵분열생성물로 부터 방출되는 감마선
- (2) 핵연료집합체의 구조물과 핵연료피복관 그리고 경원소가 중성자를 흡수하고 방사화되어 방출되는 감마선
- (3) 악티나이드계열의 중금속과 자핵(daughter)으로 부터 방출되는 감마선이며

이중 핵분열생성물로 부터 방출되는 감마선이 전체의 90% 이상으로 지배적이다. 표 2에 10년 냉각기간을 가진 설계기준 핵연료집합체 28개에서 나오는 총 감마선원을 18 에너지군의 각 에너지 구간별로 정리하여 나타내었다.

Table 2. Gamma-ray spectrum based on 28 PWR spent fuel assemblies(Burnup : 50,000 MWD/MTU, cooling time : 10 year)

Group	Energy (MeV)	Photon Spectrum(photons/sec)			
		Total	Fission P.	Activation P.	HM
1	0.015	3.77 E+16	3.67 E+16	9.99 E+11	9.60 E+14*
2	0.025	8.01 E+15	7.98 E+15	2.30 E+11	2.59 E+13
3	0.0375	9.80 E+15	9.79 E+15	1.22 E+11	4.97 E+12
4	.0575/	7.47 E+15	7.09 E+15	1.10 E+11	3.76 E+14
5	0.085	4.47 E+15	4.45 E+15	4.76 E+10	1.58 E+13
6	0.125	4.47 E+15	4.34 E+15	3.73 E+10	1.31 E+13
7	0.225	3.68 E+15	3.68 E+15	1.43 E+10	1.03 E+12
8	0.375	1.73 E+15	1.73 E+15	4.08 E+10	6.90 E+11
9	0.575	6.50 E+15	6.50 E+16	5.14 E+10	2.17 E+10
10	0.85	6.13 E+15	6.13 E+15	2.90 R+10	2.54 E+10
11	1.25	2.36 E+15	2.36 E+15	3.53 E+13	9.91 E+09
12	1.75	7.00 E+13	7.00 E+13	7.14 E+08	3.21 E+09
13	2.25	1.23 E+12	1.23 E+12		1.29 E+09
14	2.75	7.75 E+09	7.75 E+12		9.12 E+09
15	3.5	1.00 E+09	1.00 E+09		
16	5.0				
17	7.0				
18	1.0				
Total(p/s)		1.50 E+17	1.49 E+17	3.69 E+13	1.41 E+15

* Read as 9.60×10¹⁴

중성자선원은 핵연료가 원자로내에 있을 때 주로 U-238이 중성자를 흡수하여 악티나이드계열의 중원소가 되거나 자발핵분열로 부터 나오는 입자를 흡수하여 다른 중원소가 된다. 이와같은 악티나이드족을 초우라늄원소라고 하고 이들 원소는 지구상에 자연상태로는 존재하지 않고 원자로에서 조사된 핵연료에서만 있게 된다. 따라서 사용후핵연료에도 중원소가 존재하며 이들은 중요한 중성자 방출물질이 된다. 이들 중성자 선원은 크게 두가지로 구별된다. 첫째, 중원소 스스로 핵분열하여 방출된 중성자, 일반적으로 핵분열시에는 평균 2~3개의 중성자가 나오고 있다. 둘째, 자발핵분열시 입자가 동시에 방출되는데 이 입자가 다시 Cm-242과 Pu-238 등의 중원소에 흡수되어 (α, n)반응으로 방출되는 중성자가 있다. 이렇게 두가지로 방출된 중성자원을 표 3에 나타내었다. 방사선 차폐 해석을 위해서는 스펙트럼이 에너지구간별로 분리되어 나타나야 하나 ORIGEN-2 전산코드에서 계산된 중성자 선원은 에너지구간별로 나타나 있지 않다. 따라서 PWR 핵연료의 에너지구간별 스펙트럼으로는 주로 Cf-252 원소의 자발핵분열 중성자 스펙트럼을 사용하고 있다[11].

Table 3. Neutron source spectrum based on 28 PWR fuel assemblies according to DLC-23 cask library
(Burnup : 50,000 MWD/MTU, cooling time : 10 year)

Group	Upper energy (MeV)	Normalized spectrum	Spectrum (neutrons/sec)
1	1492 E+01	0.4653 E+03	3228 E+06
2	1.22 E+01	0.1883 E+02	1306 E+07
3	1.00 E+01	0.5756 E+02	3993 E+07
4	0.818 E+01	1.924 E+02	1335 E+08
5	0.636 E+01	4.000 E+02	2.775 E+08
6	0.496 E+01	5.174 E+02	3.589 E+08
7	0.406 E+01	1.094 E+02	7.589 E+08
8	0.310 E+01	8.804 E+02	6.107 E+08
9	0.246 E+01	2.088 E+02	1.448 E+08

Group	Upper energy (MeV)	Normalized spectrum	Spectrum (neutrons/sec)
10	0.235 E+01	1.156 E+01	8.019 E+08
11	0.183 E+01	2.089 E+01	1.449 E+09
12	0.111 E+01	1.920 E+01	1.332 E+09
13	5.5 E+01	1.327 E+01	9.205 E+08
14	1.1 E+01	1.35 E+02	9.364 E+07
15	3.35 E+03	0.0	-
16	5.83 E+04	0.0	-
17	1.01 E+04	0.0	-
18	2.90 E+05	0.0	-
19	1.01 E+05	0.0	-
20	3.06 E+06	0.0	-
21	1.12 E+06	0.0	-
22	4.14 E+07	0.0	-
Total		1.0000	6.9366 E+09

2) 차폐계산

본 연구에서는 수송용기에 사용될 여러 가지 중성자 차폐재의 차폐효과를 비교하기 위하여 ANISN을 사용하여 차폐계산을 하였다. 차폐계산에서 ANISN 전산코드의 계산에 이용된 핵단면적 자료 DLC-23/CASK[12]는 중성자 22 에너지군과 감마선 18 에너지군으로 구성되어 있고 29개 원소에 대한 P3까지의 자료가 수록되어 있으며 열중성자와 각 원소간의 2차 감마선까지 계산할 수 있다. 방사선원 계산에 사용된 ORIGEN-2전산코드 및 DLC-23/CASK자료의 구조를 비교하여 보면 감마선원의 에너지군 수는 같으나 구간별 크기가 달라 그대로 사용할 수가 없어 차폐계산을 위해서는 ORIGEN-2코드에서 DLC-23/CASK자료의 구조로 변환하여야 한다. 에너지 구조변환에는 Same photon number in same energy width method (방법 1)와 Same area method(방법 2) 등 두가지 방법이 널리 사용된다. 이 두가지 방법을 사용하여 변환된 각기 다른 구조로 DLC-23/CASK자료 벤치마크 계산치[13]와 비교하여 본 결과 방법 1에 의해 계산된 선량율이 DLC-23/CASK자료 벤치마크와 비

슷한 결과를 얻었다. 표 4에는 두가지 방법으로 변환된 구조에 따른 DLC-23/CASK자료 벤치마크와의 수송용기 표면에서 100 cm 지점에서의 선량율을 비교하여 나타내었다.

Table 4. The dose rate comparison according to energy transfer method

(unit : $\mu\text{Sv/h}$)

Energy spectrum dose rate	DLC-23/CASK lib. benchmark	Same area method	Same photon number in same energy width method
At 100 cm from the cask surface	107	207	121

본 계산에서 감마선 스펙트럼은 같은 에너지 구간에서는 감마선이 존재한다는 개념하에 에너지 스펙트럼으로 변환하여 사용하였으며 중성자 스펙트럼은 PWR 사용후핵연료내의 중성자 스펙트럼과 비슷한 Cf-252 스펙트럼을 사용하였다. 수송용기의 1차원 방사선 차폐해석인 ANISN 계산을 위해서는 수송용기와 핵연료의 기하학적 모델을 원주형으로 단순화 시킨 계산모델을 그림 2에 나타내었으며, 또한 방사선 차폐계산에 필요한 각 물질영역에 대한 원자수밀도를 표 5에 나타내었다. 선원영역 경계면에 적용된 조건은 우측면은 반사형 경계조건이고, 좌측면은 진공 경계조건으로 하였으며, 또한 각 구적계수의 차수는 S_8 로 사용하였다. 선량환산인자는 ANSI/ANS-6.1.1[14]의 자료를 이용하였다.

본 연구에서는 개발된 중성자 차폐재에 대한 중성자 차폐능을 평가하기 위하여 기존 수송용기(KSC-4)[15]의 중성자 차폐재인 미국 Bisco Products사 제품인 NS-4-FR[16]을 포함하여 4가지 중성자 차폐재의 두께를 10~15cm로 변화시키면서 이에 대한 방사선량율을 비교·평가하였다.

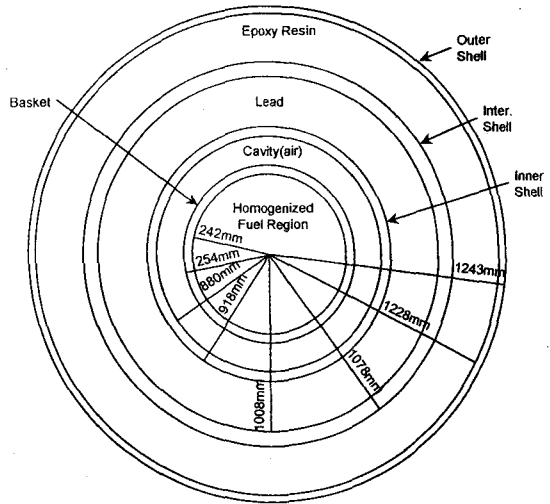


Fig. 2. ANISN calculation model

Table 5. Atomic number densities of shielding materials

Shielding material	Atomic number density ($\times 10^{22}$ atoms/cm ³)					
	H	B	C	O	Al	N
KNS-101	6.02	0.22	2.25	2.79	0.77	0.09
KNS-102	6.15	0.14	2.36	2.61	0.72	0.09
KNS-103	6.12	0.22	2.35	2.66	0.73	0.09
NS-4-FR [16]	6.02	-	2.33	2.71	0.81	0.15

4. 결과 및 고찰

수송용기의 정상 수송조건에서 최대 방사선량을 허용기준치는 국내 과학기술처고시 제 85-8호 제 22 조[17], IAEA Safety Series No. 6 para.465[18] 그리고 미국의 10 CFR 71.47[19]에서 전용적재인 경우 차량 및 수송용기의 표면에서 2,000 $\mu\text{Sv/h}$, 용기표면으로부터 100 cm 거리에서 100 $\mu\text{Sv/h}$ 로 규정하고 있다. 장전통에 물이 없는 공냉식(dry cavity)의 수송형태를 가정하여 계산하였다. 이러한 조건하에서 가압경수로 사용후핵연료 28다발을 장전할 수 있는 수송용기에 대한 에폭시수지계 중성자 차폐재에 대한 방사선 차폐해석을 통하여 방사선량

율이 허용기준치 이내으로 만족하는지를 확인하고자 하였다.

ANISN 코드를 사용하여 수송용기의 표면과 표면으로부터 100 cm 거리에서의 각 차폐재의 두께에 따른 최대 방사선량을 표 6 및 표 7에 나타내었다.

Table 6. Dose rates at the cask surface with the thickness of neutron shielding materials

(unit : $\mu\text{Sv/h}$)

Thk Shield	10cm	11cm	12cm	13cm	14cm	15cm
KNS-101	298	249	212	182	157	140
KNS-102	300	251	215	183	160	146
KNS-103	299	252	216	184	162	142
KS-4-FR	448	354	315	265	235	215

Table 7. Dose rates at 100 cm from the cask surface with the thickness of neutron shielding materials

(unit : $\mu\text{Sv/h}$)

Thk Shield	10cm	11cm	12cm	13cm	14cm	15cm
KNS-101	96	82	69	60	52	48
KNS-102	97	83	71	62	54	50
KNS-103	97	83	72	62	55	49
KS-4-FR	143	116	103	89	80	72

표 6과 표 7에서의 방사선량은 중성자 및 감마선에 대한 총 방사선량을 뜻하며, 감마선량은 핵연료로부터 직접 방출되는 1차 감마선과 중성자와 경원소의 반응을 통하여 생성되는 2차 감마선에 의한 방사선량을 포함하는 값이다. 특히 표 7은 수송용기로부터 100 cm 떨어진 지점에서의 방사선량으로서 중성자 차폐재의 종류에 따라 수송용기의 설계 두께가 상당히 변화될 수 있다는 것을 보여 준다. 표 6에서 보는 바와 같이 수송용기 표면에서 방사선량의 경우 13 cm 두께의 중성자 차폐재를 적용하였을 경우에는 NS-4-FR은 265 $\mu\text{Sv/h}$, KNS-101은 182

$\mu\text{Sv/h}$, KNS-102는 183 $\mu\text{Sv/h}$ 그리고 KNS-103은 184 $\mu\text{Sv/h}$ 로 나타났다. 이와 같은 결과는 제조된 중성자 차폐재, KNS-101, KNS-102 및 KNS-103의 중성자 차폐능은 NS-4-FR보다 약 25% 이상의 선량을 감소효과가 있을 것으로 판단된다. 표 7은 수송용기 표면으로부터 100 cm 떨어진 지점에서의 방사선량은 수송용기의 중성자 차폐재를 기준으로 하여 나타낸 것이다. 대형 수송용기의 경우, 수송용기 표면에서 100 cm 떨어진 지점에서의 방사선량이 수송용기의 차폐두께를 결정하는 최종인자가 될 수 있다. 중성자 차폐재, KNS-101, KNS-102 및 KNS-103을 수송용기의 중성자 차폐재로 적용하였을 경우 수송용기의 중성자차폐재 두께가 약 11 cm에서 NS-4-FR의 두께 13 cm와 비슷한 방사선량을 나타내었다. 이러한 결과는 수송용기의 중성자 차폐영역의 두께를 약 2 cm가량 감소시킬 수 있다고 판단된다.

5. 결 론

이상과 같은 연구의 결과를 토대로 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 에폭시수지를 기본소재로 하여 시제조한 중성자 차폐재, KNS-101, KNS-102, KNS-103를 가압경수로 사용후핵연료 28다발을 장전할 수 있는 수송용기에 적용시 ANISN 코드로 해석한 결과 차폐두께가 10 cm 이상일때, 수송용기 표면으로부터 100 cm 거리에서 방사선량은 허용규제치인 100 $\mu\text{Sv/h}$ 이하를 만족하였다.
2. 중성자 차폐재, KNS-101, KNS-102 및 KNS-103을 수송용기에 적용하여 방사선 차폐해석을 한 결과 방사선량은 수송용기 표면에서 외국산 중성자 차폐재인 NS-4-FR과 비교하여 25% 정도의 감소 효과가 나타났다.
3. 중성자 차폐재, KNS-101, KNS-102 및 KNS-103을 수송용기에 적용할 경우 수송용기 표면에서 100 cm 떨어진 지점에서의 방사선량은 NS-4-FR을 적용한

경우 보다 수송용기의 중성자 차폐재 두께를 2 cm 이상 감소시킬 수 있을 것으로 판단된다.

참 고 문 헌

1. GA-4/GA-9 *Legal Weight Truck from Reactor Spent Fuel Shipping Casks*, General Atomics, Preliminary Design Report, DOE/ID/12698-1-Vol.1(1990).
2. Y. Anayama, M. Tochiuchi, K. Hattori, Y. Ogawa and S. Tsugi, *Heat Resistant Neutron shielding material*, JP Patent Document 06-180388/A(1994).
3. Y. Ouchi, K. Ohashi, Y. Katsumura, K. Noguchi, T. Yabe, N. Kojima and Y. Kanzawa, *Neutron shielding material*, JP Patent Document 03-025398/A(1991).
4. K. Miyamoto and Y. Morioka, *Neutron shield material*, JP Patent Document 02-044295/A(1990).
5. M. Maeda, S. Kira and N. Watanabe, *Neutron shield material*, JP Patent Document 57-173795/A(1982).
6. S. Suzuki, H. Iimomori and J. Kobori, *Neutron shielding materials*, JP Patent Document 55-119099/A(1980).
7. S.H.Cho, J.B.Do, S.G.Ro and C.H.Do, "Fabrication and Characteristics of Resin-Type Neutron Shielding Materials for Spent Fuel Shipping Cask." *J. Korean Ind. & Eng. Chem.*, **7**(3), 597-604(1996).
8. S.H.Cho, H.Y.Kim, J.B.Do and S.G.Ro, "Effects of Radiation Dose on Mechanical Properties of Resin-Type Neutron Shielding Materials." *J. Korean Ind. & Eng. Chem.*, **8**(1), 92-98(1997).
9. W.W.Engle, "ANISN-ORNL, A One Dimensional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering," Oak Ridge National Laboratory, CCC-254 (1975).
10. A.G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN-2 Computer Code," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-7175(1980).
11. E.A. Engholm, "Shielding Aspects of LWR Spent-Fuel Shipping Cask," in : *Proc. Third International Symposium on Packing and Transportation of Radioactive materials*, Vol.II, Conf-710801, 560p Atomic Energy Commission, Richland, Washington, D.C. 560 p.(1971).
12. G.W.Morrison, E.A. Stracker and R.H.Odegaa-den, "CASK : 40 Group Coupled Neutron and Gamma-Ray Cross Section Data," DLC-23/Cask, (1974).
13. G.W.Morrison, E.A. Stracker and R.H.Odegaa-den, "The Use of the Morse Monte Carlo Code to Solve Shielding and Criticality Problems of Spent Fuel Casks." *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **15**, 547 (1972).
14. ANS "Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose-Rate Factors", American Nuclear Society, ANSI/ANS-6.1.1(1977).
15. H. Y. Kang, H. Y. Lee, K. S. Seo, J. H. Koo and J. C. Lee, *Safety Analysis Report for KSC-4 Transportation Cask*, Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI/TR-137/89(1989).
16. Technical Report No. NS-4-003, Bisco Products, Inc., 1420 Renaissance Drive Park Ridge, Illinois 60068 (1986).
17. 과학기술처, "방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정", 과학기술처 고시 제 85-8호(1985).
18. IAEA Safety Standards, Safety Series No.6, "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material", 1985 Ed., International Atomic Energy Agency, Vienna (1990).
19. U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 71, "Packaging and Transportation of Radioactive Material"(1983).