JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Original article

17(1) : 93-100 (2023)
https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.1.93

효과적인 중성자 차폐를 위한 경량 연자성 물질 활용방안 연구

김영찬[1], 강창우[1,*]

[1]국군화생방방어연구소

Study on the Application of Soft Magnetic Material for Effective Neutron Shielding

Yeongchan Kim[1] and Changwoo Kang[1,*]

[1]CBRN Defense Research Institute, Seoul 06796, Republic of Korea

Abstract This study analyzes the neutron shielding performance of Soft Magnetic Material and proposes a military application. In general, the military protection facility has been constructed with thick concrete, so Soft Magnetic Material, consisting of boron, was used with concrete in this study. To do so, Monte-Carlo N-Particle (MCNP) was applied to simulate the Watt-fission neutron spectrum of ^{235}U and ^{239}Pu. As a result, a configuration of polyethylene and Soft Magnetic Material is evaluated about four times better than borated polyethylene concerning the atomic weight of boron inside each shielding material. Also, when a nuclear weapon explosion is simulated in MCNP, 1 mm of Soft Magnetic Material with 20 cm of concrete shows about 55% more additional neutron shielding performance compared to when Soft Magnetic Material is not used. In this work, the neutron shielding performance of Soft Magnetic Material could be identified and Soft Magnetic Material would be useful for neutron shielding if applicable to concrete structure.

Key words: Neutron shielding, Soft Magnetic Material, Mont-Carlo Modeling

1. 서 론

중성자는 보유하고 있는 에너지에 따라 적절한 차폐물질 선정이 필요하다[1]. 고속중성자는 산란반응에 의해 감속되며 수소와 탄소 등 가벼운 원자는 중성자에 대해 우수한 산란단면적을 보유하고 있다. 따라서 물, 폴리에틸렌, 콘크리트 등이 고속중성자 감속에 활용되고 있다[2]. 감속된 중성자를 차폐하기 위해서는 저속중성자에 대해 높은 흡수단면적을 보유하고 있는 보론, 카드뮴, 가돌리늄 등과 같은 중성자 흡수물질이 필요하다. ^{10}B와 ^{113}Cd는 0.025 eV 에너지의 열중성자에 대해 각각 약 3,800 barns와 20,000 barns의 흡수단면적을 보유하고 있다[2,3]. 두 물질 모두 감속된 중성자를 효과적으로 흡수할 수 있으며 특히 보론은 카드뮴보다 열외중성자 흡수에도 효과적이고 중성자 포획 이후 방출하는 감마선 에너지도 카드뮴에 비해 상대적으로 낮은 장점도 있다[4]. 보론은 B4C 또는 알루미늄 보론 합금 등 고체 형태로 제작하여 중성자 흡수를 위해 사용된다[4]. 중성자 작업환경의 학계 및 산업계 등에서는 중성자의 효과적인 차폐를 위해 폴리에틸렌(Polyethylene, PE)에 5~10%의 보론을 결합한 보론폴리에틸렌(Borated Polyethlene, BPE)도 차폐물질로 활용하고 있으며 입자가속기, 병원, 원자력발전소, 방사성폐기물처

http://www.ksri.kr/

Copyright © 2023 by
Korean Society of Radiation Industry

***Corresponding author.** Changwoo Kang
Tel. +82-2-2008-6560 E-mail. cwkang06@mnd.go.kr

Received 27 March 2023 **Revised** 27 March 2023 **Accepted** 28 March 2023

리장 등 원자력 시설에서는 방사선 차폐를 위해 콘크리트를 활용하고 있다[5]. 원자력 산업시설이 점증하면서 효과적인 중성자 차폐물질과 설계 방안에 대한 연구도 지속되고 있다. 특히 콘크리트 건물의 방사선 차폐력을 강화시키기 위한 방안에 대해 다양한 연구가 진행되고 있다. D. D. Dijulio *et al.*은 PE와 B4C 등을 함유한 콘크리트의 원자력 시설 적용을 통한 콘크리트의 중성자 차폐 특성을 연구하였다[6]. B. Oto *et al.*은 차폐체 두께를 감소하면서 중성자 차폐효과를 증대하기 위해 고밀도 광물인 Fe_3O_4를 함유한 콘크리트를 제작하였고 고속중성자 및 감마선 차폐성능을 분석하였다[7]. 그러나 이들의 연구는 새로운 콘크리트 벽체를 제작하여 건축해야 한다는 점에서 이미 구축된 다양한 시설물에 적용하기엔 어려움이 있다.

본 연구는 경량 연자성 물질을 활용한 효과적인 중성자 차폐방안을 제안하였다. 경량 연자성 물질은 Fe (78%), S (9%), B (13%)으로 구성되어 있는 비정질 물질이며 밀도는 7.19 g cm^{-3}이다[8]. 기존 연구에 따르면 경량 연자성 물질은 전자기파를 차폐하는 성능이 있는 것으로 알려져 있으며 보론을 함유하고 있어 중성자 차폐에도 활용될 수 있을 것으로 예상된다[8]. 경량 연자성 물질의 중성자 차폐 효과를 알아보기 위해 한국원자력연구원(KAERI)의 중성자 조사시설에서 차폐 실험을 수행하였고 몬테카를로 방사선 수송 모델인 MCNP6을 활용한 시뮬레이션을 통해 경량 연자성 물질의 중성자 차폐 특성을 연구하였다. 또한, PE에 경량 연자성 물질을 부착한 샘플과 BPE 샘플을 다양한 두께별로 구성하여 중성자 차폐 특성을 비교 분석하였다. 경량 연자성 물질은 핵무기 폭발시 발생하는 핵 EMP를 고려하였을 때 EMP 및 방사선 차폐를 위해 방호시설에 활용될 수 있을 것으로 예상된다[9]. 따라서 기존의 콘크리트 기반의 방호건물에 경량 연자성 물질을 보강하는 경우를 가정하여 ^{235}U, ^{239}Pu의 핵분열 중성자 스펙트럼을 MCNP로 모사하였다. 이를 통해 건물 콘크리트 내벽에 연자성 물질을 부착하였을 때 투과되는 중성자속을 측정하고 중성자 차폐 효과를 분석하였다.

2. 중성자 차폐 실험 및 몬테카를로 시뮬레이션

2.1. 실험방법

PE에 경량 연자성 물질 2 mm를 부착한 후 중성자 차폐

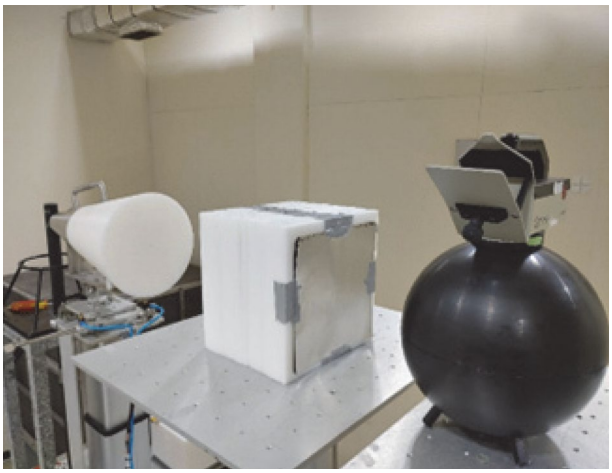


Fig. 1. Neutron shielding experiment configuration conducted in Korea Atomic Energy Research Institute.

성능을 알아보았다. PE의 밀도는 0.93 g cm^{-3}이며, 두께를 10 cm, 20 cm, 30 cm까지 10 cm씩 증가시켜 가면서 동일한 실험을 진행하였다. 중성자 선원은 ^{252}Cf를 활용하였고 검출기는 Berthold의 ^{3}He 비례계수기를 사용하였다. ^{252}Cf 중성자 선원과 차폐체 (PE과 경량 연자성 물질) 간 거리는 100 cm였으며, 중성자 검출기와의 거리는 140 cm였다. 해당 실험실 온도는 22.8 ± 0.5°C, 상대 습도는 49 ± 2%였다.

중성자는 원자핵과의 충돌을 통해 방향이 바뀔 수 있다. 실험실 내부의 ^{252}Cf 선원은 모든 방향으로 중성자를 방출하고 있기 때문에 실험실 외벽의 콘크리트 또는 부수기재와 충돌하여 방향이 바뀐 중성자가 ^{3}He 계수기로 들어올 수 있다. 따라서 산란 중성자를 제거하여 보다 정확한 중성자 차폐율을 계측하였다. Fig. 1에서 보이는 것처럼 산란 중성자 기여분을 제거하기 위해 섀도우 콘(shadow cone)을 사용하였다. 우선, 차폐물질이 없는 상태에서 중성자를 계수하고 이를 B_t라고 한다. 이후 선원으로부터 5 cm 떨어진 위치에 섀도우 콘을 설치하여 중성자를 계측하면 실험실 환경에 존재하는 산란 중성자의 계수율인 B_s를 측정할 수 있다. 이 차이를 이용하여 ^{252}Cf 선원의 위치에서 검출기 방향으로 입사하는 중성자의 계수율인 B를 결정할 수 있다. 차폐물질을 정해진 위치에 놓고 같은 방법으로 실험을 진행하면 차폐물질을 통과한 중성자의 계수율인 S를 측정할 수 있다. 이를 수식으로 표현하면 Eq. (1)과 같다.

$$P = 1 - \frac{S}{B} = 1 - \frac{(S_t - S_s)}{(B_t - B_s)} \quad (1)$$

Table 1. Constants for Watt-fission spectrum.[1)]

Source	Energy (MeV)	a (MeV)	b (MeV^{-1})	Fission type
^{252}Cf	–	1.18	1.03419	Spontaneous fission
^{235}U	1	0.988	2.249	Neutron induced fission
	14	1.028	2.084	
^{239}Pu	1	0.966	2.842	
	14	1.055	2.383	

The watt fission spectrum constants 'a' and 'b' are empirical constants determined through the fitting of experimental data and are specific to a given nuclear fission system. Further details and additional parameters can be found in Appendix D of the MCNP User's Manual.

P: 차폐물질의 차폐율
S: 차폐물질을 통과한 중성자의 계수율 (s^{-1})
S_t: 차폐물질이 실험실에 존재할 때 전체 중성자의 계수율 (s^{-1})
S_s: 차폐물질이 실험실에 존재할 때 산란 중성자의 계수율 (s^{-1})
B: 검출기 방향으로 입사하는 중성자 계수율 (s^{-1})
B_t: 실험실 내부 전체 중성자 계수율 (s^{-1})
B_s: 실험실 내부 산란 중성자 계수율 (s^{-1})

2.2. MCNP6 시뮬레이션

MCNP6 프로그램을 이용하여 중성자 차폐실험 환경을 모사하고 실험값과 비교하였다. 또한 경량 연자성 물질의 차폐 특성을 분석하기 위해 동 프로그램을 이용하여 다양한 가상환경과 샘플을 상정하여 중성자 차폐성능을 비교하였다. F4 tally를 통해 차폐체를 통과하기 전·후의 중성자속을 측정하고 물질의 차폐성능을 계산하였다. 핵데이터로는 ENDF-VII를 사용하고 PE 등 수소를 함유한 물질의 반응단면적을 고려하기 위해 중성자 산란 매트릭스 (neutron scattering matrices)인 S (α, β)을 적용하였다. 또한, MCNP가 제공하는 분산감소기법 (variance reduction technique)인 기하학적 분열 (geometry splitting)을 적용하여 불확실성이 감소하였다[10].

중성자 선원은 핵분열의 종류, 중성자의 에너지에 따라 상이한 스펙트럼을 보유하고 있다. 본 연구에서 활용한 ^{252}Cf, ^{235}U, ^{239}Pu는 Eq. (2)와 같은 Watt Fission 스펙트럼을 따르고 있으며 세부 상숫값은 Table 1에 정리되어 있다. 특히 ^{235}U와 ^{239}Pu의 경우 물질에 입사되는 중성자 에너지에 따라 방출되는 중성자 스펙트럼이 상이하여 a, b값을 다르게 적용하였다.

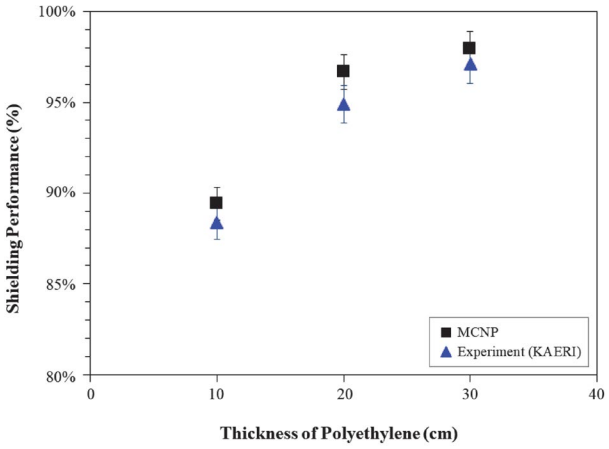


Fig. 2. Neutron shielding performance plot of KAERI experiment compared with MCNP modeling.

$$f(E) = Ce^{(-E/a)}Sinh\sqrt{bE} \quad (2)$$

$f(E)$: Watt fission spectrum
a: Constant (MeV)
b: Constant (MeV^{-1})

2.3. 실험 및 시뮬레이션 결과

Fig. 2는 경량 연자성 물질 2 mm를 10 cm, 20 cm, 30 cm 두께의 PE에 부착했을 때 각각의 중성자 차폐율에 대한 KAERI 실험 및 MCNP6 시뮬레이션 결과이다. 중성자 차폐실험의 상대 측정불확도는 약 8%이며 시뮬레이션의 불확도는 약 5%로 산출되었다. Fig. 2에서 30 cm 두께의 PE에 2 mm 연자성 물질을 부착했을 때 KAERI 실험은 약 97.1%, MCNP6 시뮬레이션은 약 98.0%의 차폐율을 보여

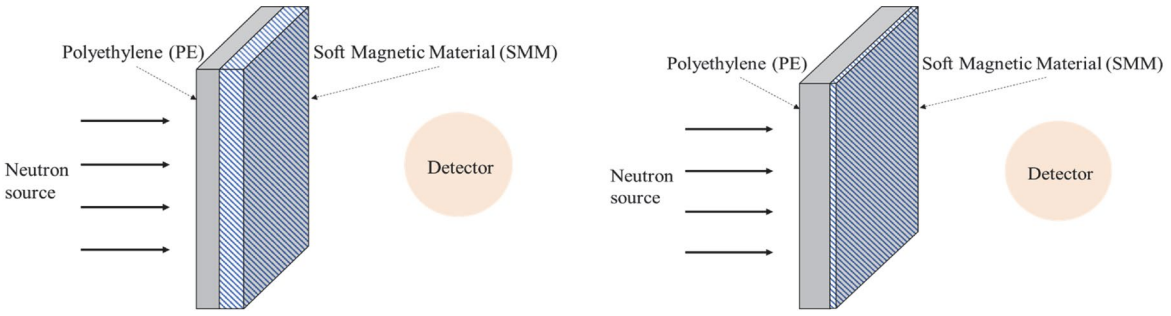


Fig. 3. MCNP geometry in order to figure out neutron shielding performance of Soft Magnetic Material.

주고 있다. PE 10 cm와 20 cm 두께에서도 상호 유사한 결과를 확인하였다. 시뮬레이션의 경우에는 단순화를 위해 실험실 내부의 콘크리트 및 부수기재를 모사하지 않았다. 이로 인해 산란중성자의 생성은 고려하지 않았으며 계측기에서 중성자속이 실험값에 비해 낮게 측정되었고 차폐효과는 높게 확인되었다. 실험 결과와 시뮬레이션 결과가 불확도 내에서 유사함을 확인한 이후 경량 연자성 물질의 중성자 차폐성능 확인을 위한 추가적인 분석은 MCNP6 시뮬레이션을 이용하여 진행하였다.

3. 열중성자 차폐 성능

3.1. 비교물질 선정 및 모델링

중성자 차폐성능을 확인하기 위해 총 4가지 가상의 샘플을 구성하고 ^{252}Cf에서 발생하는 중성자 스펙트럼을 MCNP로 모사하였다. PE, PE 후면부에 경량 연자성 물질을 부착한 두 가지 경우(Case 1, Case 2), BPE (5.0 wt% B)을 모사하고 중성자 차폐성능을 비교하였다. 각 차폐물질의 두께는 동일하게 고정하였다. Fig. 3처럼 PE과 경량 연자성 물질의 결합구조를 Case 1과 Case 2로 구분하였다. Fig. 3(a) Case 1은 PE과 경량 연자성 물질의 두께 비율을 0.515 : 0.485로 조절하여 동일한 두께의 BPE과 비교하였을 때 보론의 함유량을 일정하게 하였다. 즉, BPE에 포함된 보론의 양만큼이 경량 연자성 물질에 포함되도록 경량 연자성 물질의 두께를 계산하여 후면부에 부착한 경우다. PE에 포함된 탄소 및 수소 원자수는 BPE과 비교했을 때 약 2배 적었다. Fig. 3(b) Case 2는 PE의 탄소와 수소의 함유량을 BPE의 탄소와 수소 함유량과 동일하게 맞춘 것으로 PE과 경량 연자성 물질 두께 비율은 0.9 : 0.1이고, 후면부의 경량 연자성 물질에 포함된 보론량은 BPE 샘플과 비교했을 때 약 4배 이상 적다.

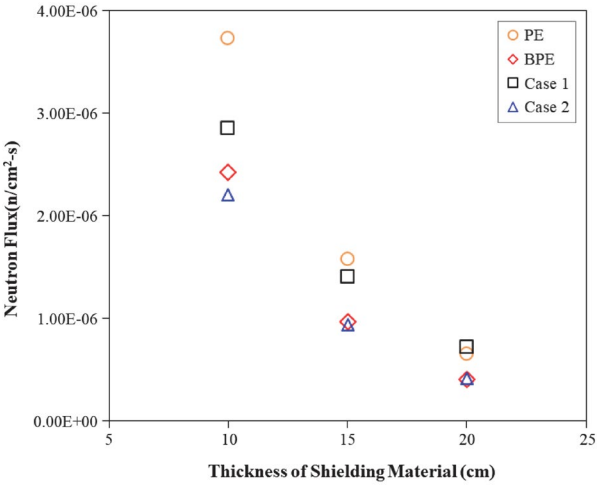


Fig. 4. Total neutron flux corresponding the thickness of shielding material and material itself.

3.2. 결과분석

Fig. 4는 PE, BPE, Case 1 (보론 동일), Case 2 (탄소 수소 동일)의 두께가 10 cm, 15 cm, 20 cm일 때 중성자속을 나타낸 것이다. 차폐체를 통과한 중성자속을 측정한 결과 차폐체 두께가 10 cm, 15 cm의 경우 Case 2, BPE, Case 1, PE 순으로 중성자속이 낮게 측정되었다. 차폐체 두께 20 cm의 경우에도 Case 2, BPE 순으로 중성자속이 낮게 측정되었으나, PE가 Case 1의 경우보다 중성자속이 낮은 것으로 확인되었다. 결론적으로 PE는 10 cm, 15 cm에서 중성자 차폐성능이 가장 낮은 것으로 확인되었고, 20 cm의 경우에는 Case 1의 차폐성능이 가장 낮은 것으로 나타났다. 중성자 차폐를 위해서는 고속 중성자의 탄성 산란을 통해 차폐체

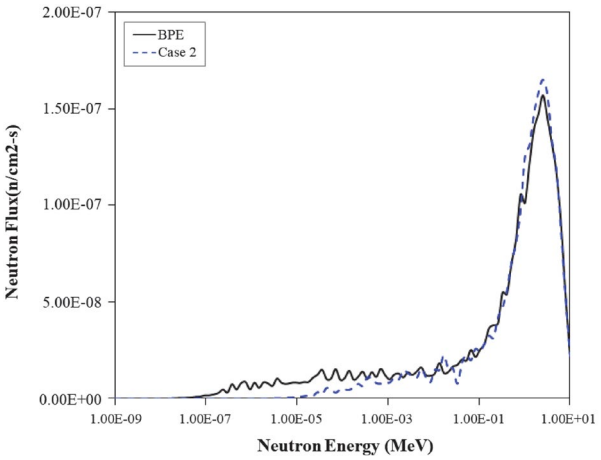


Fig. 5. Neutron flux spectrum of when borated polyethylene or case 2 were used in neutron shielding.

내에서 중성자를 완전히 감속시키거나 포획하여야 한다. PE의 경우 10~15 cm의 두께가 고속 중성자를 충분히 감속할만큼 두껍지 않았으나, 20 cm에서는 중성자 흡수물질인 보론이 없더라도 Case 1 대비 탄소와 수소의 양이 약 2배 이상 많고 두께가 두꺼워 Case 1보다 차폐성능이 높게 측정된 것으로 보인다. 반면에 Case 1은 PE 대비 탄소와 수소의 함량이 적어 중성자의 감속 효율이 낮고 이로 인해 후면부의 경량 연자성 물질에 포함된 보론에 의한 중성자 포획반응 확률도 상대적으로 낮은 것으로 분석된다. 보론은 열중성자의 포획 단면적이 높기 때문에 고속중성자 차폐를 위해서는 탄성 산란에 의한 감속이 필요하다.

Case 2는 모든 두께에서 가장 우수한 차폐성능을 보여주었다. 일반적으로 실험실에서 중성자 차폐체로 사용되는 BPE보다도 차폐성능이 우수하였다. Case 2의 주된 반응은 고속 중성자가 PE의 탄소, 수소와의 탄성산란을 통해 에너지가 감속되고, 감속된 중성자는 차폐체 후면에 있는 경량 연자성 물질의 보론에 포획되는 것이다. 전면부는 탄성산란에 유리한 탄소와 수소를 배치하고 후면부에는 열중성자 포획에 유리한 보론을 배치하였기에 보론의 열중성자 포획확률을 높일 수 있었다. 따라서 Case 2의 구조를 활용하는 것이 BPE보다 효과적으로 중성자를 차폐할 수 있다. BPE의 경우 탄소, 수소, 보론이 균질하게 고루 분포되기 때문에 고속 중성자의 경우 전면부에 있는 보론에 의한 포획반응이 일어날 확률이 낮다. Case 2는 BPE보다 보론의 양이 약 4배 이상 차이가 있음에도 중성자 차폐성능이 우수하다는 장점이 있다. PE 또는 콘크리트에 경량 연자성 물질을 Case 2와 같은 구조로 부착한다면 중성자 차폐성능을 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

Fig. 5는 BPE과 Case 2의 두께가 10 cm일 때의 계측기에서 계측된 중성자 스펙트럼을 나타낸 것이다. Case 2 (파란점선)의 경우 약 1.00×10^{-3} MeV 이하의 중성자 에너지 영역대에서 중성자속이 BPE를 사용했을 때의 중성자속에 비해 낮게 측정되었다. 즉, 해당 영역의 에너지에서 Case 2 중성자 차폐효율이 BPE의 차폐효율 보다 높게 나타났으며, 열중성자 포획에 효과적임을 보여준다.

4. 군사적 활용방안

핵무기는 열과 폭풍파 외에도 다종의 방사선과 EMP를 발생한다. 특히 방사선은 낙진 형태로 잔류하여 장기간 피해를 발생시킬 수 있기 때문에 이에 대한 방호대책이 요구된다. 중성자는 일반적으로 다른 방사선에 비해 투과력이 높아 원자로와 군사 방호시설 등 중성자 노출에 대비하는 시설은 대부분 두꺼운 콘크리트를 외벽으로 구성하고 있다. 콘크리트와 반응한 중성자는 감속되나 콘크리트 내부에는 보론 등 중성자 흡수물질이 존재하지 않기 때문에 저속중성자 포획반응을 통한 중성자속 감소는 어려운 실정이다. 따라서 본 장에서는 기존에 구축된 방호시설에 경량 연자성 물질 부착 시 추가적인 차폐효과를 알아보기 위하여 콘크리트 내벽에 경량 연자성 물질을 부착한 상황을 시뮬레이션으로 모사하였고 핵폭발 상황에서 방출되는 중성자에 대한 차폐성능을 차폐체의 두께 변화에 따라 연구하였다.

4.1. 핵분열 스펙트럼

^{235}U와 ^{239}Pu는 핵무기에 사용되는 핵물질이다. 핵물질은 중성자와의 반응을 통해 핵분열을 일으키게 되며 임계상태에 이르게 되면 핵분열 연쇄반응을 통해 강력한 에너지를 방출한다. 핵무기를 임계상태에 이르게 하기 위해서는 핵물질의 압축, 추가적인 중성자 공급 등의 기술이 필요하여 핵탄두 내부에는 중성자 공급을 위한 중성자 발생장치가 존재한다. 중성자 발생장치는 베릴륨과 알파입자의 반응으로 생성되는 중성자를 활용하는 전통적인 방법과 삼중수소와 중수소의 핵융합 반응으로 발생한 중성자를 이용하는 방법이 활용되는 것으로 알려져 있으며, ^{9}Be

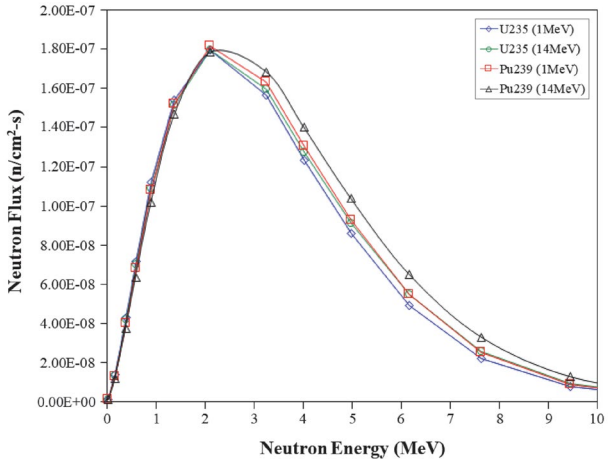
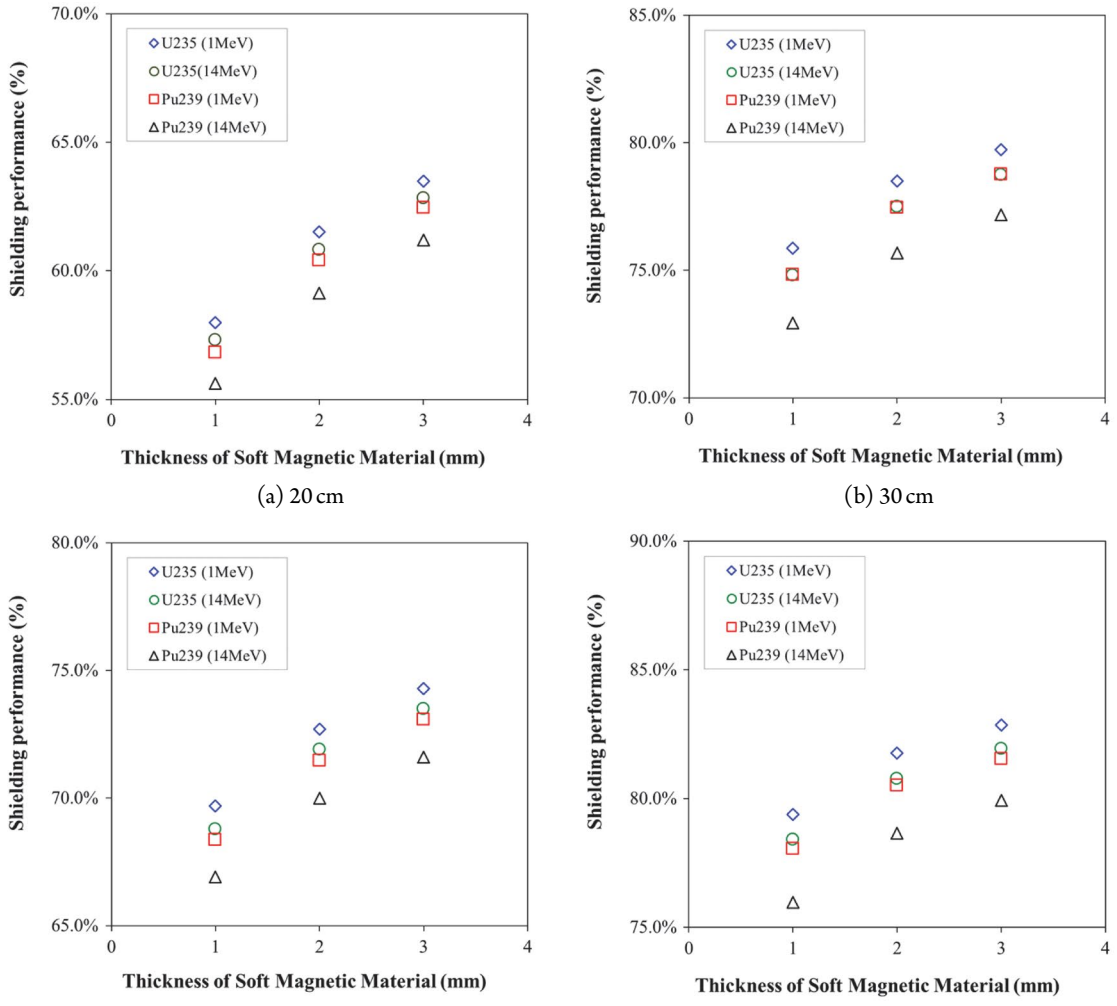


Fig. 6. Watt fission spectrum of ^{235}U and ^{239}Pu.

와 ^{210}Po 기반의 중성자 발생장치는 평균 에너지 4.3 MeV의 중성자를 발생시키고 핵융합 물질 기반의 중성자 발생장치는 평균 에너지 14.1 MeV의 중성자를 발생한다[11]. Fig. 6은 1 MeV와 14 MeV의 중성자가 ^{235}U와 ^{239}Pu와 반응하였을 때 발생하는 watt fission 스펙트럼을 나타낸 것이다. MCNP는 1 MeV 중성자에 대해 watt fission 스펙트럼의 a, b 상숫값을 제공하고 있어 베릴륨-9에서 발생하는 중성자의 에너지를 1 MeV로 가정하였다. Fig. 6의 중성자 에너지 스펙트럼은 콘크리트 및 경량 연자성 물질의 두께 변화에 따른 차폐성능 비교를 위해 활용되었다.

Fig. 6에서 2MeV 이하의 중성자에서는 ^{235}U (1 MeV), ^{235}U (14 MeV), ^{239}Pu (1 MeV), ^{239}Pu (14 MeV) 순으로 중



(a) 20 cm (b) 30 cm

(c) 40 cm (d) 50 cm

Fig. 7. Neutron shielding performance of Soft Magnetic Material employing with different thickness of concrete.

성자속이 높았으며, 2 MeV 이상의 고속 중성자 영역에서는 ^{239}Pu (14 MeV), ^{239}Pu (1 MeV), ^{235}U (14 MeV), ^{235}U (1 MeV) 순으로 중성자속이 높은 것을 확인하였다. 각 스펙트럼별 전체 중성자속은 동일하였다.

4.2. 결과분석

Fig. 7은 콘크리트 두께 및 경량 연자성 물질의 두께 변화에 따른 핵분열 스펙트럼별 중성자 차폐성능을 나타낸다. Fig. 7의 (a)는 20 cm, (b)는 30 cm, (c)는 40 cm, (d)는 50 cm 두께의 콘크리트에 각각 1 mm, 2 mm, 3 mm의 경량 연자성 물질을 부착하였을 때 Fig. 6의 핵분열 스펙트럼 환경에서의 중성자 차폐성능을 보여주고 있다. 차폐성능은 콘크리트만을 사용했을 때의 중성자속과 콘크리트 후면에 경량 연자성 물질을 부착한 차폐체를 통과한 중성자속을 비교하여 계산하였으며, 경량 연자성 물질의 두께가 증가함에 따라 중성자 차폐성능이 향상됨을 알 수 있다. 콘크리트 50 cm에 경량 연자성 물질 3 mm를 부착한 경우 콘크리트 50 cm만을 사용했을 때와 비교하여 ^{235}U (1 MeV)의 핵분열 중성자속은 약 83%, ^{239}Pu (14 MeV)의 핵분열 중성자속은 약 80%가 감소하였다. 한편, 콘크리트 두께와 경량 연자성 물질의 두께와 상관없이 1 MeV의 중성자가 ^{235}U과 반응하여 방출되는 중성자에 대해 차폐성능이 가장 높게 나왔고, 14 MeV의 중성자와 반응한 ^{239}Pu의 핵폭발 시 방출되는 중성자에 대해 차폐성능이 가장 낮은 것으로 측정되었다. 고속 중성자는 저속 중성자에 비해 많은 양의 감속물질이 필요하기 때문에 고속 중성자가 더 많이 존재하는 환경은 상대적으로 많은 감속물질이 필요하다. Fig. 6에서 확인할 수 있듯이 ^{235}U (1 MeV)의 핵분열로 인해 발생하는 에너지의 고속중성자 비율은 여타 핵분열 반응에 비교하여 낮기 때문에 차폐성능이 높게 나왔으며, 반대로 ^{239}Pu (14 MeV)의 핵분열로 인해 발생하는 에너지는 고속중성자 비율이 높기에 차폐성능이 낮아졌다. 따라서 동일한 콘크리트 두께를 사용한다면 핵융합물질에서 발생하는 중성자를 공급받는 ^{239}Pu 기반 핵탄두가 더 많은 피해효과를 미칠 것으로 예상된다.

Fig. 8은 콘크리트 두께가 20 cm일 때 경량 연자성 물질의 사용 유무에 따른 ^{235}U (1 MeV) 중성자 스펙트럼을 나타낸다. 콘크리트로 인해 다량의 중성자가 감속되어 열중성자화 되었으며 경량 연자성 물질을 활용함으로써 열중성자 대부분을 포획한 것을 알 수 있다. Fig. 7(a)에서 20 cm 두께의 콘크리트에 1 mm의 경량 연자성 물질을 적용

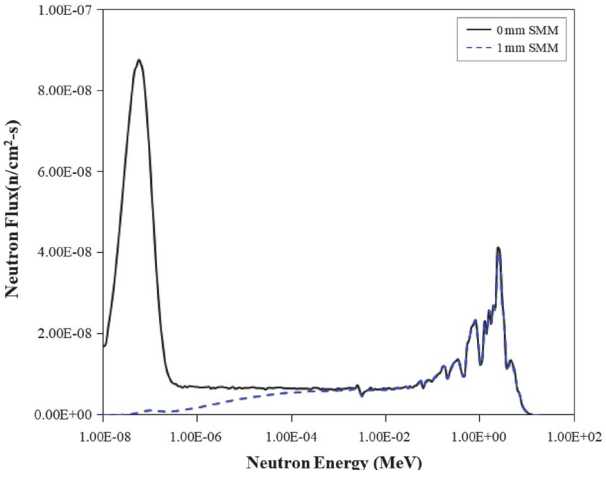


Fig. 8. Neutron flux spectrum whether 1 mm of Soft Magnetic Material added on 20 cm of concrete or not.

하면 열중성자 대부분을 포획하여 약 58%의 추가적인 중성자 차폐효과가 나타난 것을 설명해준다.

5. 결 론

본 연구는 경량 연자성 물질의 중성자 차폐성능을 실험과 시뮬레이션을 통해 확인하고 방호시설에 적용 방안을 모색하였다. 경량 연자성 물질은 다양한 중성자 노출 환경에서 열중성자를 효과적으로 차폐할 수 있을 것으로 기대되며, 다양한 중성자 차폐체와 함께 사용하여 중성자 차폐효율을 높일 수 있을 것으로 예상된다. 특히 기존에 구축된 다양한 콘크리트 내벽에 경량 연자성 물질을 추가한다면 중성자 차폐 측면에서 방호시설 보강에 기여할 수 있을 것이다. BPE과 비교했을 때 동일한 두께의 PE (감속재)-경량 연자성 물질 (흡수재) 결합구조가 약 4배 적은 보론을 함유하더라도 상대적으로 높은 차폐성능을 보여주었다. 한편, 경량 연자성 물질의 지상 구조물 적용시 차폐효과를 분석하기 위해 ^{235}U 및 ^{239}Pu 기반 핵폭발 스펙트럼을 모사하고 콘크리트 내벽에 경량 연자성 물질을 부착하여 핵폭발 환경을 적용하였다. 20 cm의 콘크리트 벽체 내부에 1 mm의 경량 연자성 물질만 부착하더라도 20 cm의 콘크리트만 사용했을 때와 비교하여 약 55% 이상의 중성자를 추가로 차폐할 수 있음을 확인하였다. 다만, 본 연구는 몬테카를로 방사선 수송 모델인 MCNP를 활용하는 과정에서 중성자와 원자핵의 반응으로 생성되는 2차 감마선은 고려하지 않았다. 따라서 경량 연자성 소재의 실

효성 증명을 위해서 감마선 조사실험과 시뮬레이션 등이 필요하며 장기적인 방사선 손상에 따른 기계적 퇴화 또는 물리적 특성변화(mechanical deterioration) 등이 추가적으로 연구되어야 한다. 또한, 해당 소재의 실제 적용을 위해서는 방사선 차폐성능뿐만 아니라 구조적 안정성, 비용 측면의 경제성 등을 면밀히 검토할 필요가 있다.

참고문헌

1. Jean P and Guessoum N. 2001. Neutron-capture and 2.22 MeV Emission in the Atmosphere of the Secondary of an X-ray Binary. *Astron. Astrophys* **378**(2):509-521. https://doi.org/10.1051/0004-6361:20011201
2. Sariyer D, Kucer R and Kucer N. 2015. Neutron Shielding Properties of Concretes Containing Boron Carbide and Ferro-boron. *Procedia Soc. Behav. Sci.* **195**: 1752-1756. https://doi.org/10.1016/j.sbspro.2015.06.320
3. Leinweber G, Barry DP, Block RC, Burke JA, Remley KE, Rapp MJ and Danon Y. 2018. Cadmium Resonance Parameters from Neutron Capture and Transmission Measurements at the RPI LINAC. Proc. 13th International Topical Meeting on the Nuclear Applications of Accelerators. https://doi.org/10.48550/arXiv.1801.03424
4. Reilly D, Ensslin N, Smith H Jr and Kreiner S. 1991. Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials (NUREG/CR-5550). 1st ed. 723pp. United States Nuclear Regulatory Commission.
5. Gencel O, Bozkurt A, Kam E and Korkut T. 2011. Determination and Calculation of Gamma and Neutron Shielding Charateristics of Concretes Containing Different Hematite Properties. *Ann. Nucl. Energy* **38**(12):2719-2723. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.08.010
6. Dijulio DD, Copper-Jensen CP, Perrey H, Fissum K, Rofors E, Scherzinger J and Bentley PM. 2017. A Polyethylene-B_4C Based Concrete for Enhanced Neutron Shielding at Neutron Research Facilities. *Nucl. Instrum. Methods. Phys. Res. B Nucl. Instrum. Meth. A* **859**:41-46. https://doi.org/10.1016/j.nima.2017.03.064
7. Oto B, Gur A, Kavaz E, Cakir T and Yaltay N. 2016. Determination of Gamma and Fast Neutron Shielding Parameters of Magnetitie Concretes. *Prog. Nucl. Energy* **92**:71-80. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.06.011
8. Kang CW and Kim YC. 2022. Preliminary Study of Cosmic-ray Shielding Material Design Using Monte-Carlo Radiation Transport Code. *JKSR* **16**(5):527-536. https://doi.org/10.7742/jksr.2022.16.5.527
9. Lee SK, Lee SM, Choi GJ and Lee BH. 2021. Analysis of Radiation Shielding Effect of Soft Magnetic Material applied to Military Facility. *JKSR* **15**(2):191-199. https://doi.org/10.7742/jksr.2021.15.2.191
10. Shultis, Kenneth J and Richard EF. 2011. An MCNP Primer. 42pp.
11. Holmes RJ. 1982. Gamma-ray and Neutron Source (AAEC/S-24). pp. 123-136. Australian Atomic Energy Commission Research Establishment.