

Cf-252 중성자 선원을 이용한 수소화금속의 중성자 방사선 차폐능 평가

— A Study on Neutron Shielding Capability Assessment
of Metallic Hydride using Cf-252 Neutron Source —

원광보건대학 방사선과 · 연세대학교 영동세브란스병원 진단방사선과 · 한양대학교 원자력공학과**

유병규 · 김금식* · 김용수**

— 국문요약 —

자체 개발한 수소화금속을 이용하여 고속 중성자 방사선을 효율적으로 차폐할 수 있다면 방사선 안전 신기술 개발과 확립에 큰 기여를 할 것으로 생각되어 본 연구를 시행하였다.

여러 수소화 안정 금속들을 대상으로 핵적 특성, 단위 부피당 수소원자함유 수 등의 예비평가를 통하여 수소화금속(ZrH_2 , TiH_2) 등과 낮은 중성자 흡수 단면적과 높은 에너지 감쇄능력을 고려하여 중수소화 금속(ZrD_2 , TiD_2) 등을 추가하여 개발하였다. MCNP 코드를 이용하여 각각의 흡수율과 에너지 감소율을 평가하였다. 전산 모사 계산과 실험과의 비교평가를 위해 실험과 동일한 조건의 모사를 수행하였는데, 즉 중성자 선원은 Cf-252(10 mCi)을 사용하였으며 각 수소화금속의 0, 1, 3, 5 cm 두께를 통과한 중성자 속의 강도와 에너지별 분포변화를 계산하였다.

코드 계산을 통해 평가된 TiH_2/TiD_2 , ZrH_2/ZrD_2 등의 수소화금속에 대한 중성자 감소율은 각 수소화 금속 두께의 증가에 따라 중성자 감소율이 지수적으로 증가함을 보였다. 또한 이 때 중수소 함유 금속, ZrD_2 과 TiD_2 는 중성자 흡수에 있어 ZrH_2 와 TiH_2 의 각각 보다 적게 나타났다.

본 연구를 통하여 개발된 수소화금속의 중성자 방사선 차폐에 관한 결과는 과학 기술적으로 많은 인 용과 아울러 학술적 연구뿐만 아니라 실제 실용화를 위한 연구의 기초자료로 충분한 활용이 있을 것으로 기대한다.

I. 서 론

방사선으로부터의 환경보호와 방사선장 저감화에 대한 국제적 추세에 따라 우리나라도 작업자를 포함한 원전 주위 환경의 방사선 노출의 최소화하고 유도 방사선을 줄이며 방출된 방사선을 안전하고 신속하게 처리/처분할 수 있는 방사선 저감화 연구 및 기술 개발이 시급하게 요구되고 있다¹⁾.

방사선을 진단과 치료에 이용하는 의료현장에서도 이와 같은 방사선 피폭 저감화와 관련된 기술개발이나 신

재료 개발이 크게 요구되고 있다^{2,3)}. 본 연구에서는 고속 중성자 조사에 따른 원자로 용기의 조사 손상을 완화시키고 기계적 건전성을 확보할 수 있는 한 방안으로써 중 수소화 금속 차폐재 개발 기초 연구를 수행하였다.

일반적으로 감마선의 차폐에는 원자량이 무거운 금속이 적당한 반면 고속 중성자의 차폐에는 원자량이 낮은 원소를 많이 함유한 금속이 가장 적합하다^{4,5,6)}. 따라서 고 에너지 감마선의 차폐재료는 이미 납이나 감손 우라늄 등이 이미 개발되어 사용되고 있으며 고속 중성자 차폐의 경우 사용 후 핵연료 저장시설과 같이 중성자의 흡

수 상실이 문제가 되지 않는 경우는 보론 함유 금속을, 원자로 내에서와 같이 고속 에너지의 감쇄만이 바람직한 경우는 수소화금속이 바람직한 재료로 알려져 있다^{7,8)}. 그러나 고속 중성자의 차폐를 위한 이들 금속에 관한 개발 연구는 아직도 학술적인 범위 내에 머무르고 있는 실정이다. 따라서 원전수명 연장 등에 직접 활용될 수 있는 고속 중성자 차폐재의 개발과 상용하는 방사선 안전 신기술 개발과 확립에 큰 기여를 할 것으로 기대된다.

특히 예를 들어 중성자와 감마선을 진단이나 치료를 위해 사용할 때 제대로 차폐되지 않거나 collimated 되지 않을 경우 작업자의 피폭증가는 물론 환자에게도 대상부위가 아닌 신체부위까지의 과다 피폭 등이 문제될 수 있기 때문에 일차적 저감화 기술개발에 대한 관심이 크게 고조되고 있다^{9,10,11)}.

그러므로 중성자 빔 이용 암치료 장치(Boron Neutron Capture Therapy, BNCT)와 같이 중성자를 이용하여 진단 및 치료에 이용하는 의료장비들에 대한 중성자 차폐 재료와 집중노즐(collimated nozzle) 등이 개발된다면 장비의 안전성 증진뿐만 아니라 관련부품의 국산화 및 수입대체 효과 등을 통한 경제·산업적 측면의 기여도 상당할 것으로 사료된다.

따라서 중성자나 감마선을 이용하는 장치와 장비의 방사선으로부터의 안전성을 확보할 수 있는 기반을 구축하고 실질적인 중성자 차폐 재료의 개발과 실용화를 위한 연구는 방사선 이용이 국가 연구 체제로 추진되는 현 시점에서 매우 의미 있고 필요한 연구로 사료된다.

II. 실험방법

1. 예비평가

국내·외 원자력 발전 분야와 중성자 빔 이용 암치료

장치(Boron Neutron Capture Therapy, BNCT) 등 의료 분야의 고속 중성자 차폐 성능해석 평가 및 개발 관련 연구에 대한 현황 자료조사를 실시하고 국제 학술회의 등에 발표된 해외 연구 동향을 파악하고 수집된 자료 및 적용 사례를 철저히 분석하여 제 조건에 대한 비교 분석을 통해 수행할 실험 및 기초자료를 확보하였다.

본격적인 수소화 금속의 개발을 목적으로 한 연구를 수행하기에 앞서 다양한 수소화 금속을 이론적으로 검토하고 연구개발 방향을 설정하기 위해 예비 평가를 수행하였다. 먼저 여러 수소화 안정 금속들을 대상으로 핵적 특성, 단위 부피당 수소 원자 함유 수 등을 평가해 예비 수소화 금속을 ZrH₂, TiH₂, HfH₂의 세 가지로 압축하고 구체적인 평가를 수행하였는데 낮은 중성자 흡수 단면적과 높은 에너지 감쇄 능력을 고려해 이론적 검토 비교평가에 중수소화금속을 추가시켰다. Table 1에 ZrD₂/ZrH₂, TiD₂/TiH₂, HfH₂ 수소화 금속들의 흡수 단면적과 에너지 감소율을 이론적 계산을 통해 비교 검토한 결과를 수록하였다. 각 수소화 금속은 H₂O와 비교함으로써 1차 계통 내에서 차폐재로서의 효용 가치를 볼 수 있었다. Table 1에서 알 수 있듯이 수소 함유 밀도에 있어서 TiD₂/TiH₂가 상대적 우위를 보이거나 흡수 단면적에 있어서는 ZrD₂/ZrH₂가 더욱 나은 결과를 보이고 있으며 에너지 감소율에 있어선 비슷한 값을 보였다. 또한 각 평가면에서 중수소 함유 금속 즉, TiD₂, ZrD₂이 우위를 보임에 따라 중수소 함유 금속물 개발의 필요성을 확인하게 되었다.

2. MCNP 코드 평가

본격적인 실험에 앞서 예비 수소화금속들을 대상으로 Monte Carlo Simulation 전산코드인 MCNP 코드를 이용하여 각각의 흡수율과 에너지 감소율을 평가하였다. 전산 모사 계산과 실험과의 비교 평가를 위해 실험과 동일한 조건의 모사를 수행하였다. 즉, 중성자 선원은 Cf-252

Table 1. The performance of metallic hydride for this application is reviewed and compared.

	ZrD ₂	ZrH ₂	TiD ₂	TiH ₂	HfH ₂	H ₂ O
N_i/N_{H_2O}	1.08	1.08	1.41	1.41	1.19	1.00
$\Sigma_{a,i}/\Sigma_{a,H_2O}$	0.309	1.39	1.2	2.61	933	1.00
ξ_{tot}^*	1.516	1.219	1.531	1.234	1.207	1.319

$$\xi_{tot}^* = \frac{\Sigma_{S,M}}{\Sigma_{tot}} \xi_M + \frac{2\Sigma_{S,H\ or\ D}}{\Sigma_{tot}} \xi_{H\ or\ D}$$

(10 mCi)을 사용하였으며 각 수소화 금속의 0, 1, 3, 5 cm 두께를 통과한 중성자속의 강도와 에너지별 분포 변화를 계산하였다(Fig. 1 참조). 코드 계산을 통해 평가된 TiH_2/TiD_2 , ZrH_2/ZrD_2 수소화 금속에 대한 중성자 감소율은 Fig. 2에서 볼 수 있듯이 각 수소화금속 두께의 증가에 따라 중성자 감소율이 지수적으로 증가함을 보이며 예상한 대로 이 때 중수소 함유 금속, TiD_2 과 ZrD_2 은 중성자 흡수에 있어 TiH_2 와 ZrH_2 각각 보다 적게 나타나고 있음을 알 수 있다. 또한 각 금속 재료의 두께 5 cm에서의 중성자 에너지 분포 비교를 통하여, 비록 좀더 다양한 모사 평가가 필요하다고 판단되지만 이제까지의 결과로

볼 때, 중수소 함유 금속이 에너지 감소면에서 효과적임을 알 수 있었으며 이는 Fig. 3에 나타내었다. 여기서 수소 함유 중성자 차폐재 평가에 있어 더욱 효율적인 비교를 위한 다음의 Z값을 도입하였다. Z값은 다음의 식을 통하여 계산되며 다음 식은 수소화 차폐재를 통과하기 전후의 중성자 개수의 차와 에너지 변화값의 비교를 나타내고 있다.

$$Z = \left(\frac{\Delta I}{I_0} \right) / \left(\frac{\Delta IE}{I_0 E_0} \right)$$

이 때 Z 값의 분자인 $\Delta I/I_0$ 는 중성자가 매질을 통과한 후 흡수되어 사라지는 분율을, 분모 $\Delta(IE)/I_0 E_0$ 는

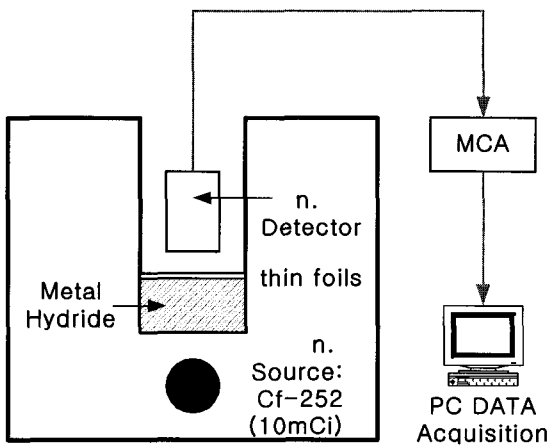


Figure 1. Schematic diagram of the neutron shielding capability assessment of metallic hydride using Cf-252 neutron source.

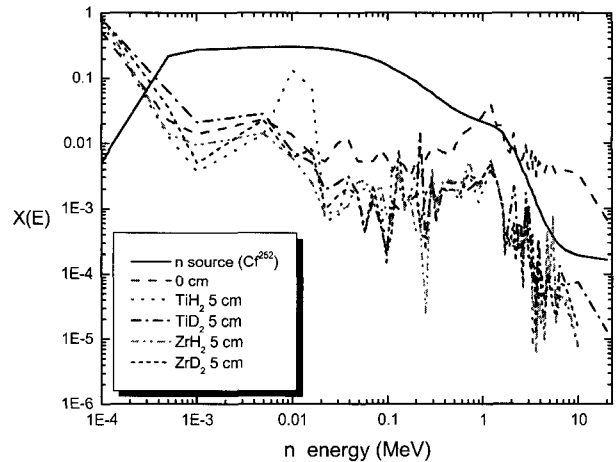


Figure 3. Distribution of neutron energy spectrum by calculated MCNP code.

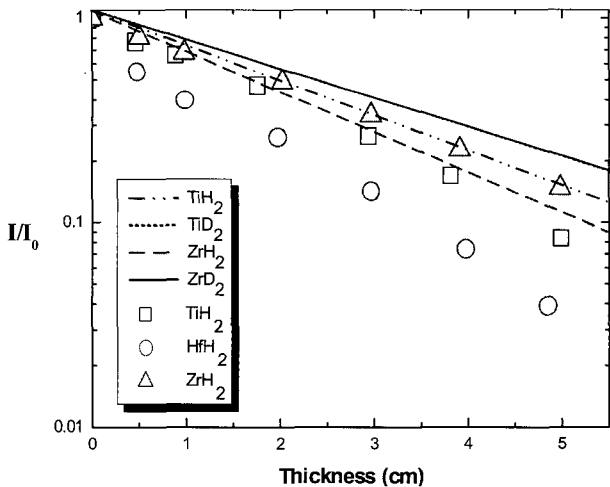


Figure 2. Selected prospective metallic hydrides are evaluated by MCNP code and put into the attenuation test using Cf-252 neutron source.

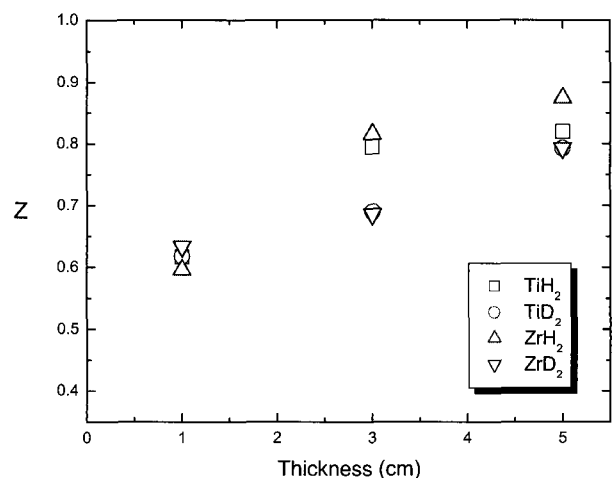


Figure 4. Since for the reactor application high moderation and reflection with no absorption are favored, Z factor is introduced for the evaluation.

매질 통과에 따른 총 에너지의 감소를 나타내게 된다. 수소화 금속의 차폐재로서의 평가는 중성자를 흡수해 소멸시키지 않으면서 조사 손상을 일으키는 에너지를 얼마나 원활하게 낮추느냐 이므로 결국 수소 함유 중성자 차폐재 평가에 있어 Z값이 작을수록 더욱 효과적임을 알 수 있

다. MCNP 코드 계산 결과 Z값은 Fig. 4에 나타내었다. Fig. 4에서 볼 수 있듯이 중수소 함유 금속, TiD_2 와 ZrD_2 가 수소 함유 금속, TiH_2 와 ZrH_2 에 비해 더욱 효과적인 것을 알 수 있다.

3. 실험적 평가

예비 평가와 MCNP 코드 계산을 통하여 TiD_2 와 ZrD_2 중성자 차폐재가 다른 금속 차폐재에 비하여 효과적임을 확인할 수 있었다. 이를 실험적으로 확인하고 이를 통하여 최종적인 고속 중성자 차폐재의 개발을 위한 실용적 평가를 위해 다음의 실험을 수행하였다. 이 실험에서는 중수소화 금속을 구할 수 없으므로 TiH_2 , HfH_2 , ZrH_2 수소화 금속의 차폐 능력을 실험적으로 평가하여 이전의 MCNP 코드 계산과 비교하고 이를 바탕으로 중수소화 금속의 성능을 평가하고자 하였다.

1) 실험절차

Fig. 1의 개략도에서 볼 수 있듯이 중성자 선원에서 발생하는 중성자를 TiH_2 , HfH_2 , ZrH_2 수소화 금속 분말을 통과시킨 후 이를 MCA(Multi-Channel Analysis)를 통하여 계측함으로써 차폐재의 특성을 평가하도록 하였다. 먼저 수소화 분말을 담아 중성자 선원에 넣을 수 있는 Fig. 5(a)와 같은 시험용기를 금속 분말 15.7 cc 정도까지 담을 수 있도록 제작하였다. 중성자 선원으로 Cf-252 (10 mCi)를 사용하였으며 TiH_2 , HfH_2 , ZrH_2 수소화 금속 분말을 높이 0, 0.5, 1, 2, 3, 4, 5 cm 간격으로 늘려가며 측정하였다.

조사시간은 각각에 대하여 300초로 하였으며 실험 장치 사진은 Fig. 5에 나타냈다. 실험절차를 간략히 하기 위하여 실험 전 각 금속 분말을 각각의 시험용기에 넣어 1 cm당 g값을 측정하여 g값만으로 높이를 늘려갈 수 있도록 하였으며 이 과정에서의 오차는 실험적 오차로 간주하였다.

III. 결 과

MCA(Multi-Channel Analysis)를 통하여 측정된 각각의 수소화 금속 분말의 중성자 흡수율 비교는 Fig. 2에 나타냈다. 결과에서 볼 수 있듯이 HfH_2 는 이론적 평가 결과와 마찬가지로 TiH_2 와 ZrH_2 보다 중성자 흡수율이 훨씬 크게 나타났으며 전체적으로 모든 금속 분말의 두

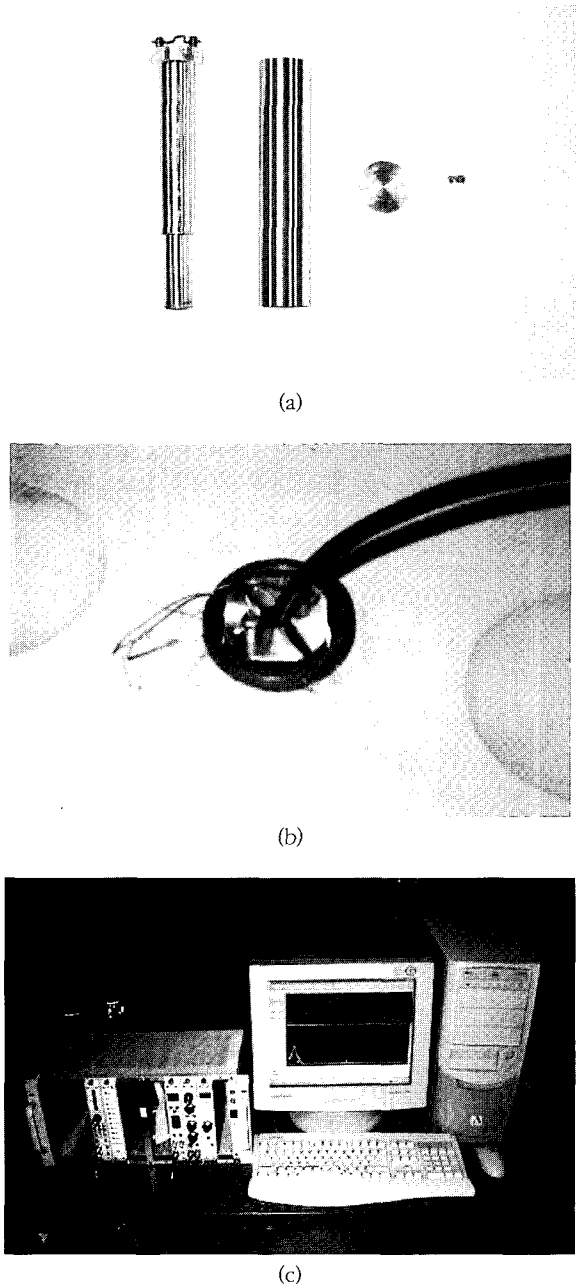


Figure 5. Photo of schematic representation of the neutron shielding capability assessment of metallic hydride using Cf-252 neutron source.

(a) capsule of neutron activation foil, (b) inserted capsule for irradiate fast neutron, (c) system of MCA(multi-channel analysis).

계 증가에 따라 MCA 장치에 흡수된 중성자는 지수적으로 감소함을 볼 수 있었다. 이들 결과는 거의 유사한 경향을 보임을 알 수 있는데 특히 TiH₂와 ZrH₂ 수소화 금속은 실험값과 MCNP 코드 계산 값이 유사하게 나타남을 볼 수 있었다.

IV. 고찰

미리 실험 값과 MCNP 코드 계산 값을 비교하는 과정에 있어 이론적 밀도 값으로 계산한 MCNP 코드 계산 값과의 보정이 필요하였다^{12,13,14}. 따라서 밀도적 차이에 의한 보정은 다음의 계산방법을 통하여 유도하였다.

$$\frac{I_t}{I_0} = e^{-\Sigma_t x} = e^{-N_t \sigma x}$$

$$\frac{I_e}{I_0} = e^{-\Sigma_e x} = e^{-N_e \sigma_e x}$$

여기서,

I_t = Theoretical intensity

I_e = Experimental intensity

두 식을 나누어 양변에 로그를 취하면

$$\frac{I_t}{I_0} = \left(\frac{I_e}{I_0} \right)^{\frac{N_t}{N_e}}$$

$$N = \frac{\rho N_A}{M} \text{ 이렇게 된다.}$$

따라서

$$\frac{I_t}{I_0} = \left(\frac{I_e}{I_0} \right)^{\frac{\rho_t}{\rho_e}} \text{ 이다.}$$

결과적으로 이론적 평가와 마찬가지로 ZrH₂가 TiH₂에 비하여 중성자 흡수율이 작다는 사실을 확인할 수 있었다. 따라서 중성자 흡수적인 면으로 본다면 ZrH₂가 가장 효과적이라고 볼 수 있다. 그러나 중성자 에너지 감량적 면에서는 오히려 TiH₂가 ZrH₂에 비하여 약간 더 효과적 인 것으로 나타났으므로 앞으로의 좀 더 철저한 중성자 에너지 분포 평가를 통하여 최종적인 결과를 도출 할 수 있으리라 본다.

최근 일본등 원자력 선진국의 원자력과 관련한 일련의 사고는 전 세계적으로 원자력과 방사선에 대한 불신을 갖게 하였다. 그러나 이미 1990년 국제 방사선 방호위원

회는 방사선의 노출로부터 인간을 포함한 환경을 보호하기 위하여 여러 방사선 작업자의 방호기준을 대폭 강화하였고 이 권고에 따라 원자력 선진국들에서는 방사선 시설 주변의 방사선장을 낮추기 위한 많은 연구와 기술 개발이 이루어지고 있다¹⁵.

따라서 이러한 연구 개발의 성과로써 실제 이용할 수 있는 중성자 차폐재의 개발이 이루어진다면 방사선으로부터의 안전성을 확보할 수 있는 기반을 구축하고 원자력과 방사선에 대한 국민의 불신을 해소하는데 기여함과 아울러 기술자립을 통한 신뢰로 원자력과 의료 방사선 산업의 발전에 이바지 할 수 있다고 사료된다.

국내의 경우에는 고속 중성자의 차폐를 위한 수소화 금속이나 붕소함유금속에 관한 연구는 아직도 학술적인 범위 내에 머무르고 있으며, 국외의 경우에는 현재 국제적으로 추진되고 있는 이들 연구와 기술 개발들은 이론적 수송 해석 및 재료의 방사선 손상 평가와 같은 소프트웨어적인 연구와 함께 방사선 선속의 차폐와 에너지 감소시킬 새로운 재료의 개발과 유도 방사선의 저감화 재료 개발 등 하드웨어적인 연구로 이어지고 있다^{16,17}.

방사선 의료분야에서는 재료 개발과는 어느 정도 거리가 있지만 중성자, γ -선, x-선 등에 대한 차폐와 에너지 감쇄 연구 등이 꾸준히 연구되고 있다.

대학의 특성과 연구기관의 우수한 설비를 활용하여 이들 여러 방사선 재료들에 대한 중성자 조사를 통한 성능을 직접 평가하면서 기초연구가 병행될 경우 이 연구 결과들은 방사선 차폐재료 등 신금속 재료개발의 입력으로 활용될 수 있을 것이며 특히 중성자 빔 이용 암치료 장치(Boron Neutron Capture Therapy, BNCT)와 같이 중성자를 이용하여 진단 및 치료에 이용하는 의료장비들의 중성자 차폐재료와 집중노즐(collimated nozzle)등의 개발로 이어질 경우 관련부품의 국산화 및 수입대체 효과 등을 통한 경제·산업적 측면의 기여도 상당할 것으로 사료된다.

하드웨어적 연구의 경우 비록 원자력 발전 계통에 적용하기 위해 추진되고 있으나 미국 EPRI(Electrical Power Research Institute)가 중성자 차폐용 수소화 금속 개발 연구를 수행하고 있고 일본에서 붕소 함유 합금의 개발 연구를 수행하고 있다¹⁸. 그러나 일반적으로 국외의 고속 중성자 차폐재 개발에 관한 연구는 원자로재료의 기계적 건전성 열화 평가 등의 원자로 응용을 위한 연구들로 이 연구와는 상당한 거리가 있다.

본 연구 개발 결과는 아직 기반 구축 단계의 연구 결과이므로 직접적인 활용은 차후 연구에 적용될 것이며

이 연구를 통해 발표되는 각종 자료와 실험결과들은 큰 틀에서 방사선 저감화 기술 개발을 위한 기초 자료로 활용될 수 있을 것이다. 특히 이 연구를 통해 소개되는 중수소화 금속의 특성 평가 결과는 과학기술적으로도 많은 인용과 함께 학술적 연구에서뿐만 아니라 실제 방사선 진단과 치료의 정확성과 방사선 피폭 최소화를 위한 연구의 기초 자료로서 충분히 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

본 연구 개발 결과로 얻어진 기초적 실험 데이터를 이용해 수소화금속을 이용한 중성자 차폐재 개발이 이루어지려면 향후 1~2년 정도의 개발 기술 전수가 이루어져야 되므로 산업체 및 의료계가 본격적으로 참여하는 시점은 3~5년 후쯤으로 예상된다.

V. 결 론

이 연구에서는 고속중성자 차폐와 고 에너지 중성자 조사에 따른 원자로 용기의 조사 손상을 완화시키고 기계적 건전성을 확보할 수 있는 한 방안과 중성자 빔 이용 암치료 장치(Boron Neutron Capture Therapy, BNCT)와 같이 중성자를 이용하여 진단 및 치료에 이용하는 의료장비들의 중성자 차폐재료와 집중노즐(collimated nozzle)등의 개발로 인한 관련부품의 국산화 및 수입대체 효과 등을 통한 경제·산업적 측면의 기여하고자 수소화금속 개발 기반 연구를 수행하였다. 본격적인 수소화금속 개발을 위해 후보 수소화금속을 선정하고 MCNP 코드 평가와 Cf-252 중성자 선원을 이용한 직접 실험을 수행하였다. 이 연구를 통해 가장 효율적인 노내 중성자 차폐재로서 ZrD_2 와 TiD_2 가 선정되었다. 추후 연구는 얇은 박막 금속 시편을 이용한 activation 연구를 통해 좀 더 Z값을 철저히 평가한 후 최종 후보 수소화금속을 선정할 계획이다. 이 연구를 통해 소개되는 중수소화 금속의 특성 평가 결과는 과학기술적으로도 많은 인용과 함께 학술적 연구에서뿐만 아니라 실제 실용화를 위한 연구의 기초자료로서 충분히 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

감사의 글

이 논문은 2003학년도 원광보건대학 교내 연구비 지원에 의해 연구된 내용의 일부임을 밝히며 이에 감사드립니다.

참 고 문 헌

1. IAEA, State of the Art Technology for Decontamination and Dismantling of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 395, 1999.
2. Donald R. Olander, Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements, Technical Information Center Energy Research and Development Administration, 1976.
3. C.H.P. Lupis, Chemical Thermodynamics of Materials, Prentice Hall, 1993.
4. M. W. Chase et al, JANAF Thermochemical Tables Third Edition Part I, Al-Co, Journal of Physical and Chemical Reference Data Vol. 14, 1985.
5. Y. S. Tang, and J. H. Saling, Radioactive Waste Management, Hemisphere Publishing Co., 1990.
6. K. H. Beckurts, and K. Wirts, Neutron Physics, Part III, 1964.
7. Donald D. Glower, Experimental Reactor Analysis and Radiation Measurement, Chap.7, McGraw-Hill series in Nuc. Eng., 1965.
8. Grundle J., and Eisenhauer C., Fission rate Measurement for materials Neutron dosimetry in Reactor Environment, ASTM-EURATOM Symp., 1975.
9. IAEA Tech. Rep., Series No.107, Neutron Fluence Measurement, 1970.
10. M. Nakazawa, A.Sekiguchi, Several Application of J1 Unfolding Method of Multiple Foil Data to Reactor Dosimetry, EUR 6813, EN-FR, 751, 1980.
11. W. L. Zijp, Review of activation Method for the Determination of Neutron Flux Density Spectra, Procedure of the 1st ASTM-EURATOM Symp. on Reactor Dosimetry, EUR 5667, 1977.
12. C. Di Cola and A. Rota, Nucl. Sci. and Eng., 23, 304, 1965.
13. T. Matu and T. Yamata, JAERI-memo 3000, 1968.
14. W. N. McElroy, S. Berg, T. Crockett, and R. G. Hawkins, AWRL-TR-67-41, 1-4, 1967.
15. E. Linn Draper, Nucl. Sci. and Eng., 46, 22, 1971.

16. JAERI, Dep. of Research Reactor Operation, JRR-4, 1989.
17. IAEA Technical Report, Hand Book on Nuclear Activation Cross Section, S. N 56, 1974.
18. Annual Book of ASTM Standard, Vol 12. 02, E263-77, Determine Fast Neutron Density by Radioactivation of Iron, 1977.

• Abstract

A Study on Neutron Shielding Capability Assessment of Metallic Hydride using Cf-252 Neutron Source

Beong Gyu Yoo · Keung Sik Kim^{*} · Yong Soo Kim^{**}

Dept. of Radiotechnology, Wonkwang Health Science College

Dept. of Diagnostic Radiology, Yonsei University Yong Dong Severance Hospital^{}*

*Dept. of Nuclear Engineering, Hanyang University^{**}*

Mitigation of fast neutron irradiation damage on reactor vessel and improvement of mechanical integrity are desired for the successful plant life-time extension. In this study, the performance of metallic hydride for this application is reviewed and compared. First, selected prospective metallic hydrides are evaluated by MCNP code and put into the attenuation test using Cf-252 neutron source. Since for the reactor application high moderation and reflection with no absorption are favored, Z factor is introduced for the evaluation. According to the Z value estimation ZrD₂ and TiD₂ are turned out to be the most favorable fast neutron shielding materials. More thorough evaluation by computer simulation and experimentally, will be followed.
