

MCNPX 코드를 이용한 통합비파괴측정장치의 중성자 검출 효율 평가

원병희*, 서희*, 이승규*[†], 박세환*, 김호동*

*한국원자력연구원, [†]한양대학교 원자력공학과

2013년 10월 15일 접수 / 2013년 11월 20일 1차 수정 / 2013년 12월 2일 2차 수정 / 2013년 12월 4일 채택

본 연구에서는 미래 파이로 시설에서의 핵물질 계량 연구를 위하여 개발하고 있는 통합비파괴측정장치(Unified Non-Destructive Assay, UNDA)의 중성자 검출 효율을 MCNPX 코드를 이용하여 평가하였다. 검출 효율 평가는 두 개의 다른 설계안의 UNDA에 대하여 수행되었으며, ²⁵²Cf 중성자 발생 선원 위치에 따른 검출 효율 평가와 감손우라늄의 용기 두께 및 위치에 따른 검출 효율 평가를 수행하였다. ²⁵²Cf 중성자 선원의 위치에 따른 UNDA의 검출 효율 결과는 6.83%부터 13.35%까지 분포로 나타났으며, ²⁵²Cf 선원이 장치 내부의 상단에 위치할수록 검출 효율은 증가 후 감소하는 경향을 나타냈고, 선원이 외각에 위치될수록 효율이 증가하는 경향을 보였다. 감손우라늄 용기의 두께 및 위치에 따른 검출 효율 평가에서는 용기 두께가 증가할수록 검출 효율은 낮아지는 경향을 보이며, 용기 위치가 장치 상부에 위치될수록 효율은 감소하고, 외각에 위치할수록 효율은 증가하였다. 검출 효율은 ²⁵²Cf 선원의 경우보다 약간 높게 나타났다(10.31~13.61%). 또한, 장치 상단에 고밀도 폴리에틸렌 덮개가 있는 설계안이 덮개가 없는 설계안보다 평균적으로 약 2% 정도 중성자 검출 효율이 높은 것으로 평가되었다.

중심어: 통합비파괴측정장치, MCNPX 코드, 중성자 검출 효율

1. 서론

통합비파괴측정장치(Unified Non-Destructive Assay, UNDA)는 미래 파이로 시설에서의 핵물질 측정 연구를 위하여 파이로 일관공정 시험시설(PRIDE)에서의 핵물질 측정 장비로 도입 예정인 핵물질 계량 장치이다. UNDA는 무게 계량 시스템 및 중성자 검출기와 감마 검출기로 구성되어 있으며, 이들 구성 장치로부터 얻은 계량 정보를 토대로 감손우라늄 내의 ²³⁵U와 ²³⁸U의 함량을 측정한다. 특히, ²³⁸U 함량은 ²³⁸U의 자발 핵분열로부터 방출되는 중성자 수를 계측하여 결정하기 때문에 UNDA의 중성자 검출 효율은 실제 활용 이전에 파악해야 하는 장치의 중요한 성능 중 하나이다. UNDA는 높은 중성자 검출 효율을 위하여 56개의 ³He 중성자 검출기와 중성자 감속 기능을 수행하는 폴리에틸렌 물질로 구성된다. 이러한 중성자 검출 시스템으로부터 감손우라늄 물질 내 정확한 ²³⁸U 양의 계량을 위해서는 ³He 검출기로부터 검출된 중성자수와 실제 ²³⁸U 양의 상관관계인 UNDA의 중성자 검출 효율이 결정되어야 한다. 그러나 UNDA의 중성자 검출 효율은 계량 대상 물질인 감손우라늄의 위치 및 용기 형태 등 다양한 변수에 영향을 받기 때문에, 실제 PRIDE

시설의 핵물질 계량 장치로서 적용 이전에 검출 효율 평가는 미리 수행되어야 한다. 또한, UNDA의 성능 평가와 MCNPX [1] 코드 검증을 위해 ²⁵²Cf 고정 선원을 이용한 UNDA의 검출 효율 평가도 수행할 필요가 있다. 따라서 본 연구에서는 두 가지 설계안의 UNDA에 대하여 몬테카를로 기반 코드인 MCNPX 전산모사를 통하여 ²⁵²Cf 선원 위치에 따른 중성자 검출 효율 평가와 최종 계량 물질인 감손우라늄의 용기 두께 및 위치에 따른 중성자 검출 효율 평가를 수행하였다.

2. MCNPX 모델링

그림 1은 무게 측정 시스템과 중성자 검출기가 설치된 UNDA의 형태를 보여준다. 그림과 같이 UNDA는 팔각형태로 구성되어 있으며, 하단부에는 UNDA 이동을 용이하게 하는 이동 시스템 장치와 무게 측정 시스템 장치가 설치되어 있고, 측면에는 중성자수 측정을 위해 56개의 ³He 검출기가 팔각형태의 몸체에 수직 방향으로 매립되어 있다. 계측기 이외의 주요 구조물인 몸체는 중성자 감속에 적합한 고밀도 폴리에틸렌으로 구성되어 있다.

교신저자: 박세환, ex-spark@kaeri.re.kr
대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111 한국원자력연구원



Fig. 1. Unified non-destructive assay system with ^3He neutron detectors and mass balance.

본 연구에서는 장치의 상단에 폴리에틸렌 덮개의 유무에 따라 두 가지 설계안의 UNDA에 대하여 그림 2 및 그림 3과 같이 MCNPX 모델링을 수행하였다. UNDA의 상단에 덮개가 있는 상태에서 핵물질 계측을 수행하는 경우에는 상단에 존재하는 고밀도 폴리에틸렌 물질이 중성자

감속 및 반사체 역할을 수행하기 때문에 높은 중성자 검출 효율을 기대할 수 있다. 반면, 실험을 수행할 때마다 매년 크레인을 사용하여 덮개를 이동시켜야 하기 때문에 작업 시간이 길어지고 절차가 복잡해진다는 단점이 있다. 이에 시료의 종류에 따라 측정 구조를 선택적으로 사용할 수 있도록, 설계안 1과 2의 UNDA 구조에 대하여 중성자 검출 효율 평가를 모두 수행하였다. 두 설계안의 UNDA는 공통적으로 56개의 ^3He 검출기가 정팔각형의 고밀도 폴리에틸렌 몸체에 매립되어 있다. 검출기 모델링은 실험에서 사용한 검출기(RS-P4-0820-220, GE Reuter-Stokes, USA) 사양을 고려하여 동일하게 모델링하였다. 중성자 검출기는 ^3He 기체가 6.71 기압으로 충전되어 있으며, 유효체적은 직경 1 인치(2.54 cm)에 길이 20 인치(50.8 cm)이다. 검출기 외부 몸체는 알루미늄에 비해 (α, n) 중성자에 의한 영향이 작은 스테인리스 스틸(304 SS)로 구성되어 있다. 본 연구에서는 중성자 검출 효율에 거의 영향을 미치지 않는 케이블 및 회로, Insulator 등의 구조물들만 모델링에서 제외하고, ^3He 검출기의 몸체와 중성자 측정에 필수적인 ^3He 기체가 채워진 유효체적에 대해서 MCNPX 모델링을 수행하였다. 장치 상단에는 ^3He 검출기의 신호처리를 위한 부수적인 장치들의 설치를 용이하게 하기 위한 Junction Box가 위치하고, 하단에는 질량을 측정하기 위한 무게 측정 시스템이 설치되어 있다. 또한, ^3He 검출기의 하단에는 검출기의 높이 보정을 위하여 알루미늄 물질로 구성된 실린더 형태의 지지대 구조물이 매립되어 있다.

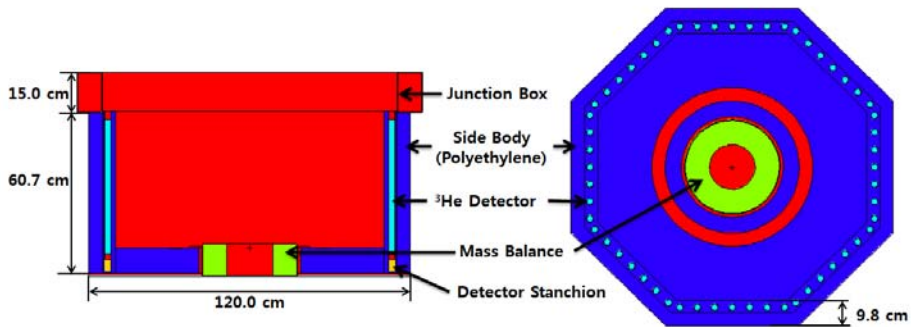


Fig. 2. MCNPX modeling of the UNDA design #1.

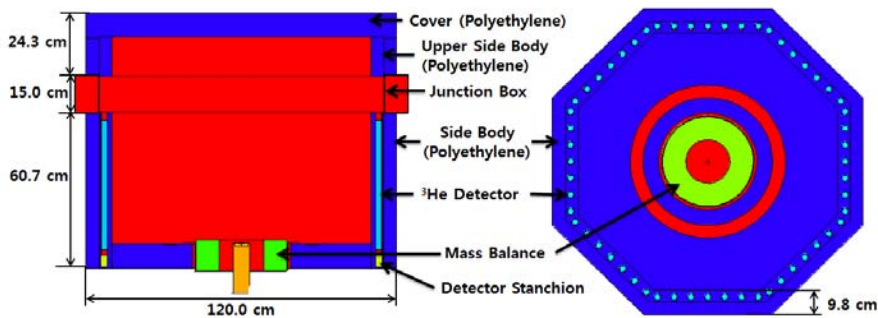
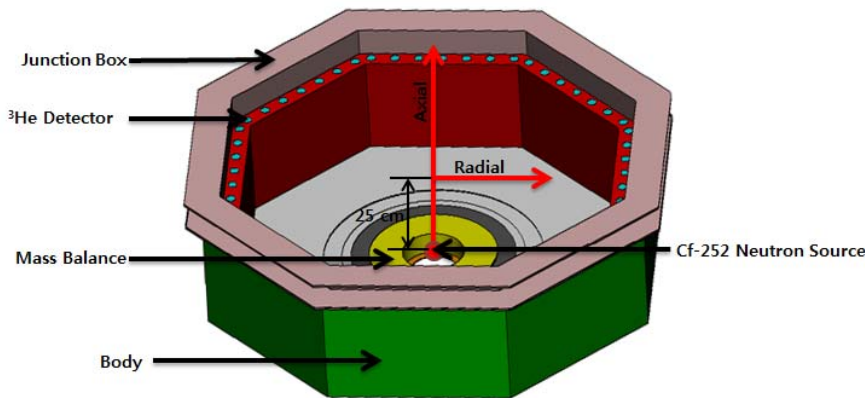


Fig. 3. MCNPX modeling of the UNDA design #2.

Table 1. Materials and Densities of UNDA Structures.

Structure Name	Material	Density (g cm ⁻³)	
Junction Box	Stainless Steel	7.9	
Body	High Density Polyethylene	0.96	
Mass Balance	Stainless Steel	7.9	
³ He Detector	Active Volume	Helium-3	0.00084
	Housing	Stainless Steel	7.9
³ He Detector Support	Aluminum	2.7	

Fig. 4. ²⁵²Cf neutron source positions.

본 연구에서는 검출 효율 평가 결과에 영향을 미치지 않는 하단 이동 시스템 구조물 및 신호 전송을 위한 케이블 등에 대해서는 MCNPX 모델링을 수행하지 않았으며, UNDA의 중성자 검출 효율 평가에 주요한 영향을 미칠 수 있는 구조물의 위치 및 크기, 구성 물질 정보 등은 설계안 및 실측을 근거하여 상세하게 모델링을 수행하였다. 표 1은 MCNPX 모델링에 적용된 주요 UNDA 구조물의 물질 정보 및 밀도를 나타낸다.

중성자 검출 효율은 실험 상황과 동일하게 전산모사에서도 56개의 ³He 검출기에서 측정되는 총 중성자 수를 선원에서 방출되는 중성자 수로 나누어 계산하였다(식 1). MCNPX 코드를 이용하여 중성자 검출 효율을 결정하기 위해 본 연구에서는 중성자와 검출기 내부 ³He 원소의 (n,p) 반응 수를 계산하는 코드의 FM Card[1]를 사용하였다. 그리고 FM Card로부터 얻어진 결과인 (n,p) 반응들은 모두 ³He 검출기에서 계수가 가능하다고 가정하였다. MCNPX 코드로부터 얻어진 중성자와 ³He 원소의 (n,p) 반응 수의 결과는 하나의 중성자에 대한 결과 값이기 때문에 그 외 추가적인 계산 과정 없이 바로 중성자 검출 효율 값을 얻었다. MCNPX 코드는 2.7.0 버전을 사용하였으며, 원소의 Cross-section libraries는 ENDF 7.0 버전을 적용하였다.

$$efficiency(\%) = \frac{\sum_{i=1}^{56} D_i}{N} \times 100 \quad (\text{Eq. 1})$$

(여기서 D_i 는 i 번째 ³He 검출기에서 측정되는 중성자 수이고, N 은 선원으로부터 방출되는 총 중성자수이다.)

3. UNDA의 중성자 검출 효율 평가

3.1 ²⁵²Cf 선원 위치에 따른 중성자 검출 효율 평가

UNDA 장치를 통해 실제로 측정하는 핵물질은 감손우라늄으로서 일정한 형태와 부피를 가진 체적 선원이다. 이상적으로는 선원이 측정 장치 내부에 어느 곳에 위치하더라도 측정효율이 동일해야 하지만, 현실적으로는 측정 장치 내부의 축 방향 및 반경 방향 위치에 따라 측정 효율은 차이가 있다. 체적 선원은 측정 장치의 축 방향 및 반경 방향으로 분포하기 마련이므로, 되도록 측정효율이 일정한 영역에 선원을 위치시키는 것이 불확도를 줄일 수 있는 방안이 된다. 따라서, 본 연구에서는 점선원 형태의 ²⁵²Cf 중성자 선원의 축 방향 및 반경 방향 위치에 따른 중성자 검출 효율을 전산모사 및 실험을 통해 평가하였다. ²⁵²Cf 중성자 선원의 위치는 그림 4와 같이 UNDA의 내부 중심 바닥을 기준으로 축 방향으로 0 cm에서 50 cm까지 1 cm 간격으로 ²⁵²Cf 선원 위치를 변화시키면서 중성자 검출 효율을 계산하였다. 또한, 계측기 중심(축 방향 25 cm 지점)을 반경 방향 0 cm로 설정한 후 35 cm 떨어진 외곽 위치까지 1 cm 간격으로 중성자 검출 효율을 계산하였다. ²⁵²Cf 선원에서 방출되는 중성자의 에너지는

Watt fission spectrum을 사용하여 동일하게 모델링 하였다(식 2) [2].

$$f(E) = C \cdot \exp(-E/a) \cdot \sinh(bE)^{1/2} \quad (\text{Eq. 2})$$

(여기서 ^{252}Cf 선원일 경우 a 는 1.18 b 는 1.03419 이다.)

MCNPX 전산 코드를 이용한 중성자 검출 효율 계산은 두 가지 설계안 대해서 모두 수행되었기 때문에 총 172 가지 경우의 ^{252}Cf 선원 위치에 따라 코드 계산이 진행되었다. 172 번의 MCNPX 코드 계산을 보다 효율적으로 수행하기 위하여 본 연구에서는 C-프로그래밍을 사용하여 선원 위치가 변경된 코드 입력문을 자동으로 생성하고, MCNPX 코드를 통하여 계산을 수행 후, 검출 효율 결과 정보를 제공하는 프로그램을 개발하여 연구를 수행하였다. 본 알고리즘은 감손우라늄 용기의 두께 및 위치에 따른 검출 효율 연구에서도 사용되었다.

본 연구를 통해 계산된 ^{252}Cf 선원 위치에 따른 UNDA의 중성자 검출 효율 결과는 그림 5와 그림 6에 나타내었다. 그림 5과 같이 축 방향에 따라 ^{252}Cf 선원의 위치가 변경될 경우에는 선원 위치가 위쪽 방향으로 이동될 때마다 중성자 검출 효율이 증가 후 감소하는 경향을 보였다. 중성자 검출 효율은 바닥 기준점으로 부터 12 cm 떨어진 부근에 선원이 위치할 때 가장 높은 효율을 보였다. ^{252}Cf 선원 위치에 따른 UNDA의 중성자 검출 효율이 그림 5와 같은 비대칭 형태를 보이는 이유는 검출기 하단에는 중성자 감속재 물질인 폴리에틸렌이 존재하는 반면, 상단부에는 폴리에틸렌 물질이 없거나(설계안 1) 검출기로부터 떨어져 있기 때문이다(설계안 2). 또한, 설계안 1과 설계안 2의 결과를 비교할 경우, ^{252}Cf 중성자 선원이 장치 내부의 상단에 위치할수록 검출 효율 차이가 소폭 증가하는 것으로 나타났다. 이러한 이유는 두 설계안의 큰 차이인 상부 폴리에틸렌 덮개의 유무 때문이다. 폴리에틸렌 덮개가 없을 경우는 ^{252}Cf 중성자 선원이 UNDA 내부 상단에 위치할수록 상부의 빈 공간을 통하여 중성자가 빠져나갈 확률이 증가하기 때문이다. 반면 덮개가 있을 경우는 상부에서 중성자 감속 및 Reflector 효과가 덮개로 인해 발생하기 때문에 ^3He 검출기에서 중성자가 더 많이 검출된다.

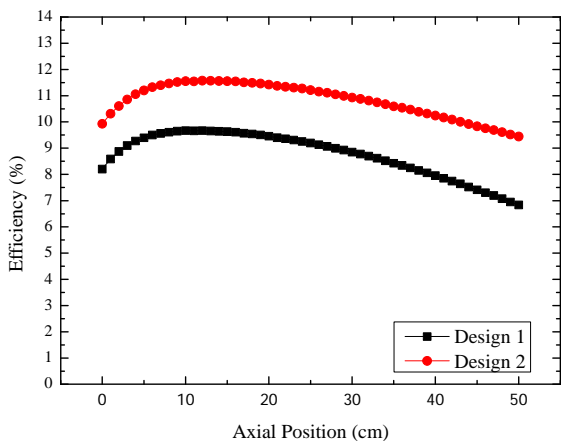


Fig. 5. Distribution of detection efficiency according to ^{252}Cf axial positions.

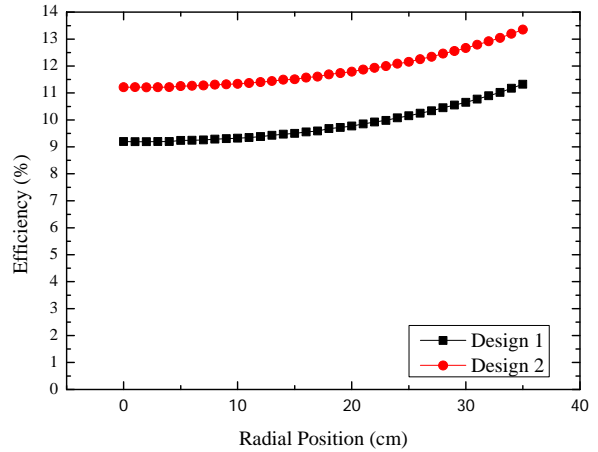


Fig. 6. Distribution of detection efficiency according to ^{252}Cf radial positions.

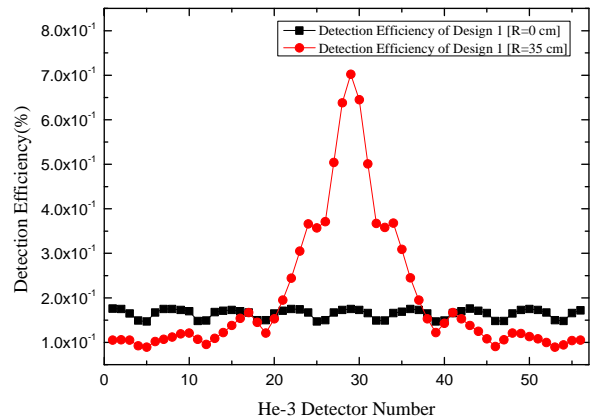


Fig. 7. Detection efficiency for each ^3He detector in the case of the source position at $R=0$ cm (black squares) and $R=35$ cm (red circles).

반경 반향으로는 중성자 선원 위치가 변경될 경우에는 선원이 중심부에서부터 멀리 위치할수록 검출 효율이 증가하는 경향을 보였다(그림 6). 이러한 이유는 중성자 선원의 위치가 UNDA 내부 중심에서 외각으로 이동할수록 선원과 멀리 떨어지는 검출기들에서는 검출된 중성자 수가 소폭 감소하는 반면, 선원과 근접한 검출기에서는 검출된 중성자 수가 상당히 증가하는 경향을 보이기 때문이다(그림 7). 이러한 원인은 선원의 위치에 따라 검출기에 입사하는 중성자 수에 차이가 있기 때문이다.

종합적으로 Junction Box 상단에 폴리에틸렌 덮개 구조물이 있는 설계안 2의 경우는 덮개가 없는 설계안 1의 검출 효율에 비해 평균 2.05% 검출 효율이 높은 것을 확인하였다. MCNPX로 획득한 검출 효율 값의 상대 오차는 최대 0.12%로 나타났다.

추가적으로, MCNPX 전산모사 결과의 타당성을 검증하기 위하여 축 방향 및 반경 방향 각각 하나의 지점에서 ^{252}Cf 중성자 선원을 이용한 검출 효율 평가 실험을 수행하였다. 제작사에서 제공한 교정성적서에 따르면 본 실험에서 사용된 ^{252}Cf 중성자 교정선원(CVN 101, AEA Technology, UK)은 실험일 기준으로 $1.66 \times 10^3 \text{ n sec}^{-1}$ 의 중성자 방출률(교정일: 2001.9.13.)을 갖는다. 중성자 검

Table 2. Comparisons between Measured and Calculated Detection Efficiency.

²⁵² Cf Source Position	Measured Detection Efficiency	Calculated (MCNPX) Detection Efficiency	Relative Difference
20 cm (Axial Position)	9.48±0.10%	9.45%	0.23%
30 cm (Radial Position)	10.6±0.06%	10.65%	0.30%

Table 3. Information of Depleted Uranium and Container.

Total Mass	56.72 kg
Depleted Uranium Mass	50 kg
Total Density	3.0 g cm ⁻³
Depleted Uranium Size	30 cm (D) × 26.77 (H) cm
Container Size	30 cm (D) × 30 (H) cm
Container Thickness	0.5 cm

출 효율 평가 실험은 MCNPX 코드 평가와 동일하게 선원으로 부터 방출되는 중성자 수당 56개의 검출기에서 계측되는 총 중성자 수로 평가하였다. 표 2에서 보듯이, 실험 결과와 전산모사로부터 평가된 검출 효율 값의 차이는 축 방향 및 반경 방향에서 각각 0.23% 및 0.30%로 거의 동일한 결과를 보여주었으며, MCNPX 코드를 통한 검출 효율 예측이 상당히 정확하다는 것을 검증하였다.

3.2 감손우라늄 용기 두께 및 위치에 따른 중성자 검출 효율 평가

본 연구에서는 감손우라늄이 포함된 용기의 두께 및 위치 변화가 UNDA의 중성자 검출 효율에 미치는 영향 평가를 두 설계안에 대하여 수행하였다. PRIDE 시설에서는 1 Batch당 50 kg의 감손우라늄을 처리하므로, 본 연구에서는 50 kg의 감손우라늄과 실린더 형태의 기준 용기를 설정하여 MCNPX 전산 모사를 통한 검출 효율 평가를 수행하였다. 감손우라늄의 질량 및 밀도와 기준 용기의 크기 및 두께에 대한 정보는 표 3에 나타내었다.

먼저, 용기의 두께 변화에 따른 검출 효율 평가에서는 용기의 상부 및 하부 두께는 0.5 cm로 고정하고 용기 옆면의 두께를 0.1 cm부터 3.0 cm까지 0.1 cm씩 변화시키면서 중성자 검출 효율 변화를 평가하였다. 용기의 상부 및 하부 두께를 고정 시키는 이유는 UNDA의 상부와 하부에는 ³He 중성자 검출기가 위치하지 않기 때문에 검출 효율에 크게 영향을 미치지 않을 뿐만 아니라, 용기의 하부 두께를 변경하게 되면 용기에 담겨 있는 감손우라늄의 위치도 함께 변경되기 때문이다. 이는 하나의 변수인 용기 두께에 따른 검출 효율 평가를 어렵게 만든다. MCNPX 전산 모사를 통해 계산된 감손우라늄이 포함된 용기 두께에 따른 중성자 검출 효율 결과는 그림 8에 나타내었다. 두 설계안 모두 용기 두께가 두꺼워질수록 UNDA의 중성자 검출 효율은 낮아지는 경향을 보였다. 하지만 두께가 3.0 cm까지 두꺼워져도 검출 효율은 기준 용기 두께 대비 최대 0.47%만 감소하기 때문에 용기 두

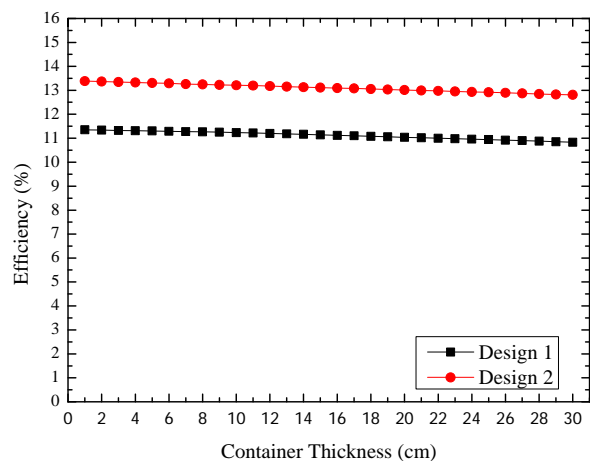


Fig. 8. Distribution of detection efficiency according to container thickness.

께가 중성자 검출 효율에는 크게 영향을 미치지 않는 것으로 판단된다.

다음으로는 용기의 위치를 기준 용기 위치로부터 축 방향으로 19 cm, 반경 방향으로 15 cm까지 1 cm 간격으로 이동시키면서 검출 효율을 평가하였다(그림 9). 그림 10에서 보듯이, 감손우라늄이 포함된 용기의 위치에 따른 검출 효율은 ²⁵²Cf 선원의 위치에 따른 효율 변화와 같이, 축 방향에 따라 용기의 위치가 상단 쪽으로 이동할 경우 검출 효율은 감소하고, 반경 방향으로 용기가 외각에 위치 할 경우는 증가하는 경향을 보였다. 용기 위치에 따른 검출 효율의 차이는 기준 용기의 위치 대비 축 방향으로로는 최대 0.99%, 반경 방향으로로는 최대 0.36%를 보였다. 또한, 설계안 1과 설계안 2의 검출 효율 차이는 평균 2.03%로 나타났다. MCNPX 계산으로부터 발생하는 검출 효율 값의 상대 오차는 최대 0.07%이다.

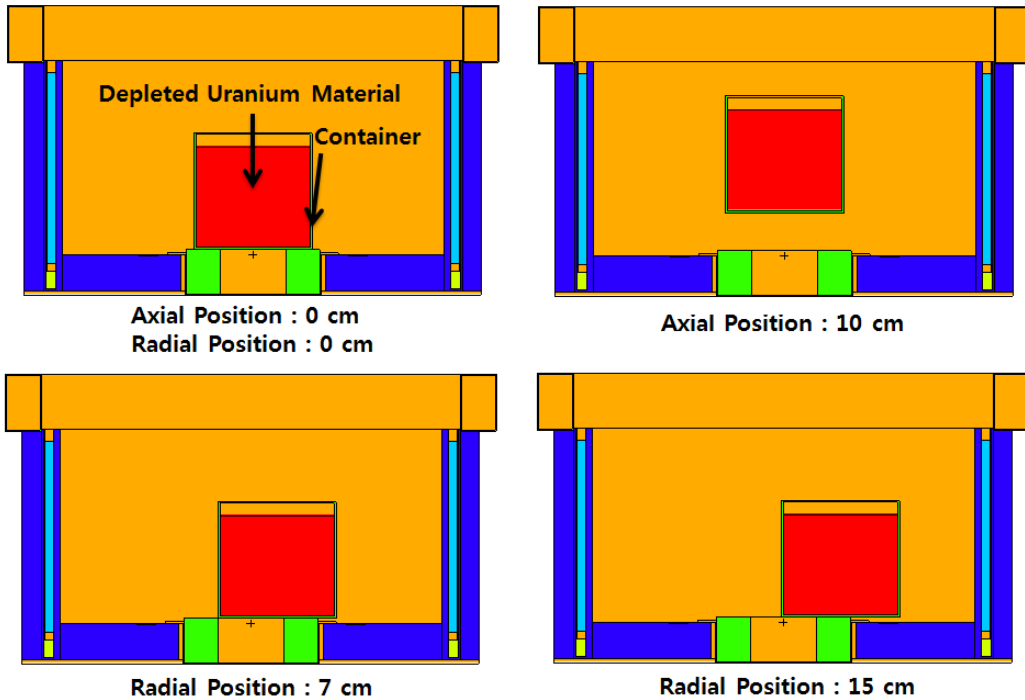


Fig. 9. MCNPX modeling of UNDA according to container position (Design #1).

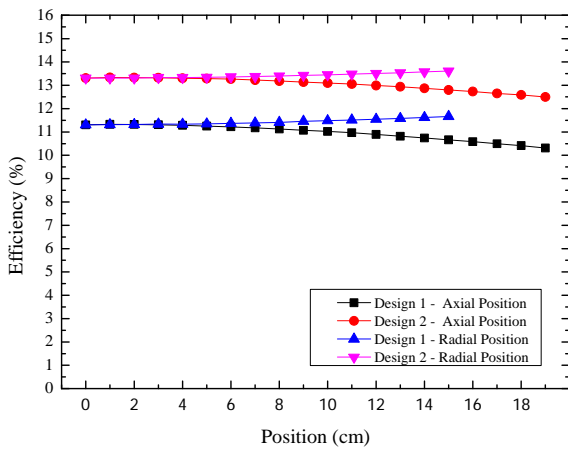


Fig. 10. Distribution of detection efficiency according to container position.

본 연구 결과를 ^{252}Cf 선원 위치에 따른 검출 효율 결과와 비교해 볼 때, 감손 우라늄을 대상으로 평가한 검출 효율이 ^{252}Cf 선원에 의한 검출 효율 보다 전체적으로 높게 나타나는 것을 확인할 수 있다. 이러한 원인은 크게 세 가지를 볼 수 있는데, 그 중 하나는 ^{252}Cf 의 중성자 선원과 ^{238}U 의 자발 핵분열에 의해 방출되는 중성자 선원의 에너지 분포 차이 때문이다. ^{238}U 에서 방출되는 중성자의 평균 에너지는 1.69 MeV로 ^{252}Cf 에서 방출되는 중성자의 평균 에너지인 2.11 MeV보다 상대적으로 에너지가 낮은 중성자를 더 많이 방출하기 때문에 ^3He 검출기의 Active volume 내의 ^3He 와 반응 할 수 있는 확률이 높아진다.

두 번째 원인은 감손우라늄 물질에 의한 중성자 감속 효과이다. 이러한 영향을 확인하기 위하여 동일한 체적 선원이지만 실제로 감손 우라늄 물질이 있을 때 중성자 선원을 조사한 경우와 물질이 없을 때 중성자 선원을 조사한 경우를 MCNPX 코드를 사용하여 비교하였다. 그 결과 감손우라늄 물질은 일정한 부피와 밀도를 가지고 있기 때문에 용기를 빠져 나오는 중성자의 평균 에너지가 1.33 MeV인 반면, 감손 우라늄이 없는 경우에는 중성자 평균 에너지가 1.69 MeV로 0.36 MeV 정도 높다. 따라서, 일정한 부피와 밀도를 갖는 체적 선원의 경우 선원 내에서의 중성자 감속 효과로 인해 계측 효율은 다소 증가하는 경향이 있다. 마지막 원인은 중성자 증배(Multiplication) 효과이다. 감손우라늄 물질 내의 중성자 증배 효과는 크지 않지만, 중성자 검출 효율에는 다소 영향을 미치는 것으로 나타났다. 중성자 증배 효과를 분석하기 위해, 기준 용기에서 감손우라늄 물질 내부에서 중성자와 우라늄의 핵분열 반응에 의한 중성자가 추가적으로 발생되지 않도록 하여 MCNPX 전산모사를 수행 한 결과, 핵분열 반응이 없을 경우의 검출 효율은 11.23%로 실제 핵분열 반응이 발생할 경우의 검출효율인 11.86% 보다 상대적으로 약 0.63% 낮은 검출 효율 값을 보였다.

4. 결론

본 연구에서는 ^{252}Cf 중성자 발생 선원의 위치 및 감손 우라늄이 담긴 용기의 두께와 위치에 따른 UNDA의 중성

자 검출 효율 평가 및 분석을 수행하였다. 본 연구는 몬테칼로 기반 코드인 MCNPX 전산 코드를 이용하여 수행되었으며, 검증을 위하여 실제 실험을 통해 결정된 검출 효율 값과 비교 검증하였다. ^{252}Cf 선원 위치에 따른 검출 효율 평가에서는 축 방향에 따라서는 검출 효율이 증가 후 감소하는 경향을 보였으며, 반경 방향으로는 검출 효율이 증가하는 경향을 확인하였다. 또한 MCNPX 코드 결과로부터 얻어진 검출 효율 값은 실험 결과와 최대 0.30% 이내로 거의 일치함을 보였다. 감손우라늄의 경우에는 용기 두께가 두꺼워 질수록, 검출 효율은 감소하는 경향을 보였으나, 그 영향이 미미한 것으로 나타났다. 또한, 용기에 위치에 따른 경우에는 용기가 상부에 위치할수록 검출 효율은 감소하는 경향을 보이며, 외각에 위치할수록 증가하는 경향을 보였다. 폴리에틸렌 덮개가 있는 설계안 2는 덮개가 없는 설계안 1 보다 평균적으로 2% 높은 검출 효율을 보였다. 이는 절대값 2%를 의미하므로, 상대값으로는 약 20%의 차이를 의미한다. 따라서 동일한 랜덤 불확도를 얻기 위해서는 측정시간이 20%만큼 길어

져야 한다. 이에 측정대상 시료의 양 및 공정상황에 따라 측정구조를 선택적으로 사용할 계획이다.

감사의 글

이 논문은 2013년도 정부(미래창조과학부)의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행된 연구임 (No.2012M2A8A502594).

참고문헌

1. Pelowitz DB. MCNPX user's manual version 2.7.0. LA-CP-11-00438. Los Alamos National Laboratory, 2011.
2. Verbeke JM, Haggmann C, Wright D. Simulation of neutron and gamma ray emission from fission and photofission. UCRL-AR-228518. Lawrence Livermore National Laboratory, 2010.

Evaluation of Neutron Detection Efficiency of the Unified Non-Destructive Assay Using MCNPX Code

Byung-Hee Won*, Hee Seo*, Seung Kyu Lee*[†], Se Hwan Park*, and Ho Dong Kim*

*Korea Atomic Energy Research Institute,

[†]Department of Nuclear Engineering, Hanyang University

Abstract - In this study, neutron detection efficiency of the UNDA system, which has been developed for study on nuclear material accountancy in a future pyro-process facility, was evaluated by using the MCNPX code. The detection efficiency was evaluated as a function of (1) positions of ^{252}Cf neutron source in the axial and radial directions, and (2) thicknesses and locations of the container filled with the depleted uranium materials for two different designs of the UNDA. In the case of ^{252}Cf source positions, detection efficiency was distributed from 6.83% to 13.35%. As ^{252}Cf source was positioned at upper part in the axial direction, detection efficiency was decreased after a slight increase. On the other hands, as ^{252}Cf source was positioned at outer part in the radial direction, detection efficiency was increased. In the case of container thickness, there was a slight decline when the thickness was increased. As the container was located at upper part, detection efficiency was decreased and as the container was located at outer part, detection efficiency was increased. Detection efficiency was varied from 10.31% to 13.61%. These values were higher than that of ^{252}Cf source case. The UNDA with polyethylene cover has about 2% higher detection efficiency than the UNDA without the cover.

Keywords : Unified Non-Destructive Assay (UNDA), MCNPX code, Neutron detection efficiency