

사용후 핵연료 처리공정물질의 핵물질 비파괴분석을 위한 중성자 증배 보정인자에 관한 연구

김현조^{**} · 박재우^{*} · 고원일^{**} · 김호동^{**}

^{**} 한국원자력연구소

305-353 대전 유성구 덕진동 150번지

^{*} 제주대학교 공과대학 에너지공학과

690-756 제주시 아라1동 1번지

A Study in Neutron Multiplication Factor for Non-Destructive Analysis of Nuclear Material in Process Materials of Spent Fuels

Hyun-Jo Kim^{**}, Jae-Woo Park^{*}, Won-Il Ko^{**}
and Ho-Dong Kim^{**}

^{**} Korea Atomic Energy Research Institute

P.O.BOX 105, Yuseong, Daejeon, 305-600, Korea

^{*} Dep't of Nuclear and Energy Engineering Cheju
Nat'l Univ., Jeju, 690-756, Korea

ABSTRACT

The quantity of uranium or plutonium present in bulk samples of metal, oxide, mixed-oxide, fuel rods, etc., can often be assayed nondestructively by means of neutron coincidence counting. The self-multiplication phenomenon, which results from the induced fissions existing within the sample, inevitably generates measurement error. In this study, neutron multiplication effects were investigated by the measurement method proposed by Ensslin, and then the correction curves of neutron multiplication were derived. For this, DSNC(DUPIC Safeguards Neutron Counter), a well-type neutron coincidence counter, was used. In addition, the neutron multiplication effects were

verified by comparison with the result of MCNP code. The correction curve obtained from this study will be used to increase measurement accuracy of the well-type neutron accounting system in the future.

Key words : neutron multiplication, MCNP, NDA, DSNC

1. 서 론

현재 국제 원자력정세는 원자력의 평화적 목적 이용보다는 핵비확산 측면에서 국제적 제약이 강화되는 추세이며 원자력 선진국은 원자력 핵심기술의 상업적 독점과 원자력 발전소 및 핵연료 수입국에 대하여 핵비확산 측면에서 계속적으로 영향력을 행사하고 있다. 이러한 측면에서 IAEA(International Atomic Energy Agency)의 관리 대상 핵물질인 SNM(Special Nuclear Material)을 측정할 수 있는 핵물질 계량 기술 개발은 중요하다.

일반적으로 핵물질의 양을 분석하기 위한 기법은 크게 화학분석에 의존하는 파괴적인 방법(DA, Destructive Analysis)과 비파괴적인 방법(NDA, Non-Destructive Analysis)이 사용되고 있다. 파괴적인 방법은 정밀도가 높으나 분석 시간이 길어 대규모 상용시설에는 사용하기가 어렵다. 따라서 최근에는 감마선 또는 중성자 측정을 통하여 핵물질의 양을 분석하는 비파괴적인 방법이 개발되고 있다.

연소도 20,000MWD/MTU이상, 냉각기간 10년 이상의 특정한 사용후 핵연료인 경우 Cm-244에서 방출하는 시간 동기적인 중성자(coincidence neutron)를 측정함으로써, 간접적으로 핵물질의 양을 평가하는 방법이 제안되었다[김동, 1999]. 이러한 개념의 측정시스템은 공정물질의 물리적인 형태에 따라 유도핵분열에 의한 추가적인 중성자의 방출 가능성이 제기되어 왔으며, 이를 보완하지 않을 경우 측정오차를 증가시킬 수 있는 것으로 알려져 있다[Ensslin et al, 1979].

따라서 본 논문에서는 사용후 핵연료를 공정물질로 직접 취급하는 시설에서 시간 동기적인 중성자 측정을 통한 핵물질 측정시 발생할 수 있는 오차를 줄이기 위한 방안을 제안하였으며, 사용후 핵연료 공정물질에서 유도핵분열에 의해 발생하는 중성자 증배 효과를 평가하였다. 또한 중성자 증배효과에 대한 이론적 배경에 근거한 실

험적 측정치와 몬테카를로 전산모사를 통한 계산치를 비교·분석함으로써 도출된 중성자 증배보정 계수치의 신뢰성을 확인하였다.

2. 이론적 배경

2.1 중성자검출법에 의한 핵물질 분석원리

본 연구에서는 중성자 동시측정법을 이용하여 핵물질을 분석할 때 오차를 발생하는 원인중 하나인 중성자 증배효과를 분석하였다. 실험을 위하여 사용후 핵연료를 직접 다루고 있는 한국원자력연구소에서 사용하는 공정물질인 DUPIC 소결체를 사용하였다.

DUPIC 공정은 사용후 PWR 핵연료봉을 고준위방사성 물질 취급시설인 Hot-cell에서 절단, 해체한 후 핵연료의 연소 상태에 따라 U-235 또는 감손 우라늄을 추가하고 가압중수로형 핵연료인 CANDU 핵연료 조건을 만족하는 CANDU 핵연료 다발을 생산하는 것이다.

DUPIC 공정에서는 사용후 핵연료의 물리적 형태, 밀도 등이 변할 뿐만 아니라 U-235 또는 감손 우라늄이 추가되어 핵물질 조성도 변하게 된다. 그러나 재처리 공정과는 달리 DUPIC 공정 전후를 통하여 사용된 사용후 핵연료의 양은 변하지 않는다. 그러므로 사용후 핵연료의 양을 확인할 수 있는 방법 중 하나인 핵연료로부터 방출되는 중성자를 검출하는 방법을 적용할 수 있다.

사용후 핵연료내에서 발생할 수 있는 중성자는 자발핵분열 중성자, 유도핵분열 중성자 및 (α, n) 중성자이다. 만약 1개의 다발을 제조하는데 필요한 사용후 핵연료에서 단위시간당 100개의 중성자가 방출되고 이것이 자발핵분열 중성자 90개, 유도핵분열 중성자 4개, (α, n) 중성자 6개로 구성되었다고 할 경우, 생산된 DUPIC 핵연료 다발에서의 중성자 특성은 자발핵분열 중성자 90개를 제외하고는 모두 변한다. 유도핵분열 중성자와 (α, n) 중성자의 수가 변하는 이유는 핵연료의 밀도, 물리적 형태, 핵분열물질의 함량 등이 다르기 때문이다. 이 경우 사용된 사용후 핵연료의 양이 동일하기 때문에 자발핵분열 중성자의 수는 변하지 않는다.

DUPIC 핵연료로 사용하고 있는 연소도가 20GWD/MTU 이상인 가압경수로의 사용후 핵연료는 10년 이상 냉각시킨 핵연료로서 방출되는 중성자 중에서 자발핵분열 중성자가 약 97.2%며, 나머지는 (α, n) 중성자이다. 또한 대부

분(약 99%)의 중성자원은 Cm-244에서 방출되는 자발핵분열 중성자이다. 그러므로 자발핵분열 중성자를 측정하여 Cm-244의 양을 평가하고, ORIGEN Code에 의해 결정된 Cm 비율, 즉, Cm/Pu, Cm/U-235를 이용하여 핵물질 안전조치상에서 관리대상 핵물질인 Pu 및 U 양을 평가하고 있다[이등, 1999].

2.2 우물형 He-3 중성자검출기의 설계 특성

DUPIC 핵연료 제조 공정에서는 공정 원료물질인 사용후 핵연료를 직접 취급하며 사용후 핵연료에 포함된 민감한 핵물질인 플루토늄을 함유하고 있어 철저한 핵물질 계량관리가 요구된다. DUPIC 핵연료주기 기술개발을 수행하고 있는 한국원자력연구소에서는 미국 로스알라모스 국립연구소와 공동으로 비파괴적인 방법을 이용하여 원격으로 핫셀내 핵물질을 간접적으로 측정할 수 있는 중성자 검출장치(일명, DSNC : DUPIC Safeguards Neutron Counter)를 개발하였다[이등, 1999].

우물형 중성자 계측기로부터 획득된 중성자 신호는 동시계수기(shift register)라는 전자 장비를 통하여 DUPIC 공정물질에서 방출되는 자발핵분열 중성자와 (α, n) 중성자로 분리되어 분석된다. 이 동시계수기는 시간 상관적으로(time correlated) 발생하는 자발핵분열 중성자와 시간 독립적으로(time independent) 방출되는 (α, n) 중성자를 분리하지만, 시간 상관적으로 발생하는 자발핵분열 중성자와 유도핵분열 중성자는 구별하지 못한다. 따라서 측정 시료에 유도 핵분열이 발생하여 새로운 중성자가 방출되는 경우 전체 중성자 중에서 자발핵분열에 의한 중성자와 유도핵분열에 의한 중성자를 서로 구별해 낼 수 없다. 그러므로 시간 상관적인 중성자를 모두 자발핵분열 중성자에 의한 것으로 간주하면 핵물질의 양이 과대 평가될 가능성이 존재하며, 핵물질 측정시 이를 고려하지 않을 경우 핵물질 측정 오차로 작용하게 된다. 이와 같은 shift register를 이용한 중성자 동시계수시 발생하는 중성자 증배를 보정하는 방안들이 제시되어 왔다. 유도핵분열 중성자에 의한 영향을 보정해 주기 위한 방법에는 Ensslin이 제안한 MCNP를 이용하는 방법과 직접 측정방법이 많이 사용되고 있다[Ensslin et al, 1979].

일반적으로 shift resister를 이용하여 중성자수를 측정하기 위해 다음과 같은 이론식을 적용하고 있다[이등, 1996].

$$S_C(M_L) = \epsilon M_L F_S \overline{\nu_{S(1)}} (1 + \alpha) \quad (1)$$

$$D_C(M_L) = \epsilon^2 f M_L^2 F_S \left[\overline{\nu_{S(1)}} + \frac{M_L - 1}{\nu_{K(1)} - 1} \overline{\nu_{S(1)} \nu_{K(2)}} (1 + \alpha) \right] \quad (2)$$

여기서,

S_C : singles rate,

D_C : doubles rate,

M_L : leakage multiplication,

$\alpha \equiv (\alpha, n)$ neutron/spontaneous fission neutron,

ϵ : 측정효율,

F_S : 초당 핵분열수,

$f = e^{-\lambda d} (1 - e^{-\lambda G})$: doubles gate 비율,

λ : 붕괴상수,

d : pre-delay length,

G : gate length,

$\overline{\nu_{S(1)}}$: 자발핵분열중성자에 대한 first order factorial moment,

$\overline{\nu_{S(2)}}$: 자발핵분열중성자에 대한 second order factorial moment,

$\overline{\nu_{K(1)}}$: 유도핵분열중성자에 대한 first order factorial moment,

$\overline{\nu_{K(2)}}$: 유도핵분열중성자에 대한 second order factorial moment.

식(1), (2)에서 singles rate의 물리적 의미는 시간 독립적인 (α, n) 중성자와 시간 상관적인 자발핵분열 중성자 및 유도핵분열 중성자가 모두 고려된 전체 중성자를 의미하며, doubles rate는 시간 상관적인 중성자 수를 의미한다.

2.3 Shift Resister를 이용한 중성자 증배 보정

1) 직접측정법

Ensslin은 열중성자 동시계수기(thermal neutron coincidence counter)에서 중성자 증배 영향을 설명하기 위한 방법을 제시하였다. 이 방법은 측정시료에서 자발핵분열 중성자수와 (α, n) 중성자의 비인 α 값을 알고 있는 경우에 매우 유용한 방법으로 알려지고 있다[Ensslin et al, 1979]. Ensslin이 제안한 접근 방법은 다음과 같다.

① 측정시료의 α 값을 알아낸다.

$\alpha \equiv (\alpha, n)$ neutron/spontaneous fission neutron

② 유도 핵분열이 일어나지 않을 것으로 생각되는

밀도가 낮고 소량의 시료를 취하여 동시계수기로 singles rate(S_0), doubles rate(D_0)를 측정하고 α 값을 계산하며 이 값을 α_0 로 둔다.

③ 중성자 증배 보정이 요구되는 시료를 취하여 동시계수기로 singles rate(S_C), doubles rate(D_C)를 측정하고 α 값을 계산한다.

④ ②와 ③에서 측정된 singles, doubles rate의 비를 다음과 같이 γ 로 정의하여 계산한다.

$$\gamma \equiv \frac{\frac{D_C(M_L)}{S_C(M_L)} (1 + \alpha)}{\frac{D_0}{S_0} (1 + \alpha_0)} \quad (3)$$

식 (1)과 (2)를 식 (3)에 대입하면 다음과 같이 종속 변수 M_L 을 갖는 2차식을 유도할 수 있다. 즉,

$$k(1 + \alpha)M_L^2 + [1 - k(1 + \alpha)]M_L - \gamma = 0$$

$$M_L = \frac{-B + \sqrt{B^2 - 4AC}}{2A} \quad (4)$$

여기서, $A = k(1 + \alpha)$

$$B = 1 - k(1 + \alpha) = 1 - A$$

$$C = -\gamma$$

$$k \equiv \frac{\overline{\nu_{S(1)}}}{\nu_{K(1)} - 1} \frac{\overline{\nu_{K(2)}}}{\nu_{S(2)}}$$

2) Monte Carlo 방법

MCNP code(Monte Carlo N-Particle transport code)는 미국 로스알라모스 국립연구소에서 개발되었으며 중성자, 광자, 전자의 수송을 Monte Carlo 방법으로 계산하는 코드로서 복잡한 3차원 기하학적 구조의 표현이 가능하고 많은 Variance reduction technique들이 지원된다. Monte Carlo 방법은 입자의 생성으로부터 소멸까지의 행로를 실험을 통하여 추적하듯이 컴퓨터를 활용하여 모의 추적하는 방법이다[Briesmeister, 2000].

MCNP code를 이용하는 방법은 측정대상시료와 동일한 조성을 가지면서 무게를 달리하는 표준시료가 있는 경우 이로부터 MCNP code 계산을 하여 표준시료 측정치의 중성자 증배 보정곡선식을 만들고 이것을 이용하는 방법이다.

$$M = \frac{1}{1 - p\nu_{K(1)}} = \frac{1}{1 - k} \quad (k < 1) \quad (5)$$

$$M_L = M \cdot p_L \quad (6)$$

3. 중성자 증배 측정 실험

3.1 실험장치

수동적 중성자검출원리에 의해서 핵물질을 분석하기 위한 시스템은 Fig. 1에 나타낸 바와 같다. Fig. 1에 보는 바와 같이 DSNC를 통해 검출된 전기적 신호는 portable shift register에 입력된다. 여기서 처리된 중성자신호는 portable shift register와 연결된 PC로 전달되며 계량관리 프로그램인 INCC(IAEA Neutron Coincidence Counter)프로그램을 이용해 데이터를 수집 및 분석한다.

본 실험에 사용된 시료는 동일 batch에서 얻은 DUPIC 소결체를 사용하였다. 소결체는 압분체를 환원분위기 1700℃이상의 고온에서 고밀화시킨 것이며 반경 0.542cm, 높이 1.2cm이고 밀도는 10.3 g/cm³이다. 실험에 사용된 소결체의 조성은 Table 1와 같다.

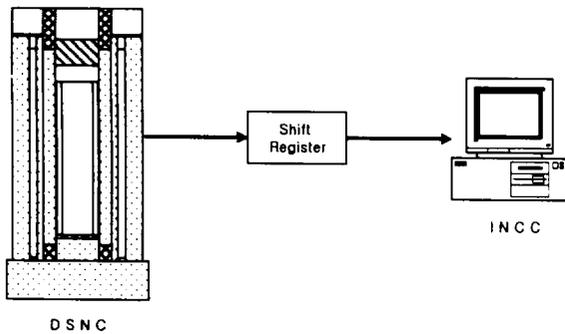


Fig. 1. Neutron measurement system for assay

Table 1. Composition of sintered pellet in DUPIC fuel

Isotope	g/MTHM
U-235	8.19E+03
U-236	4.36E+03
U-238	9.41E+05
PU-239	5.33E+03
PU-240	2.20E+03
PU-241	7.52E+02
PU-242	4.57E+02
AM-241	4.97E+02
AM-243	9.13E+01
CM-244	1.85E+01
O-16	1.16E+05

3.2 실험방법

1) Geometry를 고려하지 않은 실험

본 실험은 소결체의 무게가 증가함에 따른 multiplication을 알기 위한 실험이다. Multiplication을 계산하기 위해서는 singles rate와 doubles rate의 비인 γ 값을 알아야 한다. 따라서 본 연구에서는 DSNC를 이용하여 다음과 같은 과정을 통해 DUPIC 소결체의 singles rate와 doubles rate를 측정하였다.

- ① 우선 multiplication을 분석하기 위해 소결체 16개를 준비하였다.
- ② 시료를 넣지 않은 DSNC의 배경방사능을 측정한다.
- ③ 소결체 하나의 무게를 측정하고 플라스틱 용기 안에 넣는다.
- ④ 이 용기를 DSNC에 넣어 측정한다.
- ⑤ 실험이 끝나면 또 다른 소결체의 무게를 측정한 후 소결체가 들어 있는 플라스틱용기에 넣고 다시 DSNC로 측정한다.

이와 같은 과정을 16개의 소결체에 대해 20초씩 10회 반복하여 실험하였다.

2) Geometry를 고려한 실험

본 실험은 geometry를 잘 알고 있는 시료에 대해서 multiplication을 분석한 실험이다. 첫 번째 실험인 경우에는 플라스틱 용기에 소결체를 넣을 때 시료가 어떻게 놓여 있는지 알 수 없었다. 그러므로 두 번째 실험은 시료의 geometry를 정확하게 하기 위해 구멍이 뚫려 있는 stainless steel 용기를 준비하여 소결체를 element형태로 쌓아서 측정하였다. 실험은 다음과 같은 절차로 진행하였다.

- ① 첫 번째 실험과 마찬가지로 먼저 시료를 제거한 DSNC의 배경방사능을 측정한다.
- ② 소결체의 무게를 측정한다.
- ③ 무게를 잰 소결체를 구멍이 뚫린 용기 안에 넣는다.
- ④ 시료가 들어있는 용기를 DSNC안에 넣어 측정한다.

이상의 실험에서 측정조건은 첫 번째 실험과 동일하고, 측정시간은 10초씩 20회를 하였다.

4. 결과 및 고찰

4.1 Geometry를 고려하지 않은 실험 결과

1) 직접측정

Fig. 2는 소결체 시료의 무게합수로 계산한 multiplication을 나타낸 그림이다. Fig. 2에서 보는 바와 같이 측정결과에 의한 multiplication값은 특정한 분포경향을 나타내지 않고 있음을 알 수 있다. 따라서 본 연구에서는 이러한 결과를 해석하기 위해서 multiplication을 보정하는 또 다른 방법인 MCNP code 계산을 수행하였다.

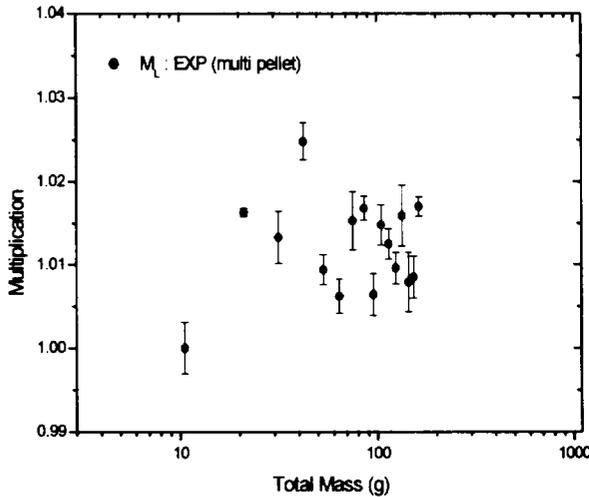


Fig. 2. Leakage multiplication obtained from DSNC measurement (single element)

2) MCNP Code 계산

본 실험의 경우 실험과정에서 시료가 놓여져 있는 형태에 따라 MCNP code 계산 결과가 달라진다.

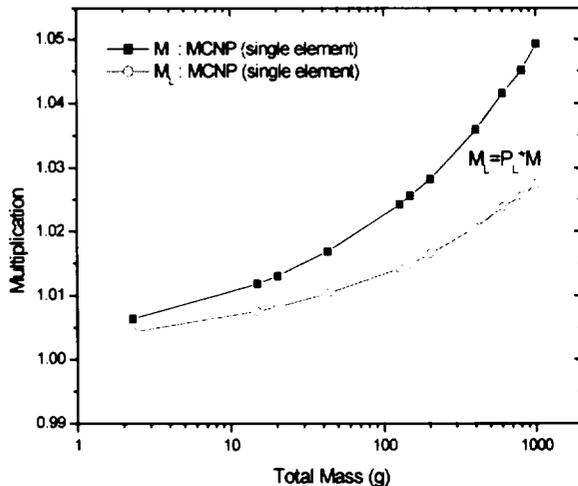


Fig. 3. Leakage and total multiplication obtained from MCNP calculation (single element)

Fig. 3은 소결체를 용기 안에 집어넣을 때 서로 쌓여서 뭉쳐져 구의 형태를 갖는다고 가정하고 계산된 multiplication을 나타낸 그림이다. 그림에서 보는 바와 같이 MCNP 모사에서는 질량이 증가함에 따라 multiplication이 증가함을 알 수 있다.

3) 직접측정과 MCNP Code 계산의 비교

Fig. 4는 직접측정법과 MCNP code 계산으로 얻은 multiplication값을 비교한 그래프이다. Fig. 4에서 보는 바와 같이 측정값이 오차의 범위 내에서 MCNP code로 얻은 결과에 걸쳐져 있는 것도 있지만 대부분의 측정값이 MCNP code 결과와 많은 차이를 보이고 있다. Fig. 4의 MCNP code 결과는 소결체가 단일의 형태를 갖고 있다고 가정하고 계산한 값이기 때문이다. 따라서, 본 연구에서는 실험과정에서 발생될 수 있는 MCNP code 계산 모델을 가정하였으며 이에 대한 계산을 수행하였다.

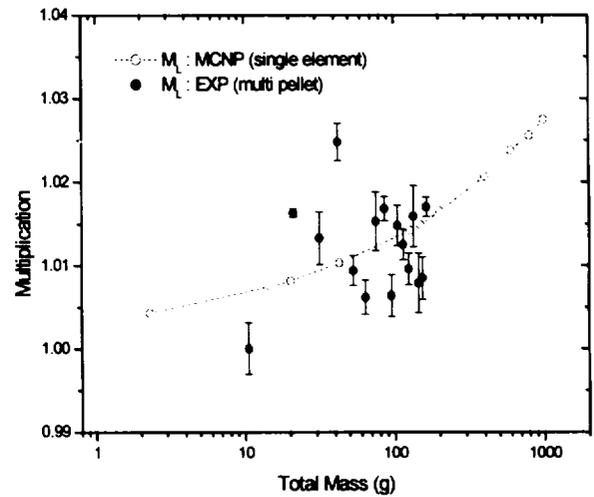


Fig. 4. Leakage multiplication obtained from MCNP calculation and DSNC measurement (single element)

즉, 16개의 소결체를 하나씩 용기에 넣어 측정하는 경우, 이들 소결체들이 서로 모여 단일한 형태와 근사한 형태를 가질 수도 있으나, Fig. 5와 같이 소결체가 element를 이루어 일정하게 떨어져 위치하게 되는 경우도 가정할 수 있다. Fig. 5와 같은 모델을 가정하여 MCNP code로 계산한 값을 Fig. 6에 제시하였다. Fig. 6에서 보듯이 직접측정법에 의해 얻어진 값들이 두 곡선을 따라 분포함을 알 수 있다. 즉, 실험과정에서 소결체의 geometry에

따라 multiplication 분포가 두 부분으로 나누어짐을 알 수 있다. 소결체들이 뭉쳐 있는 경우는 유도 핵분열이 많이 일어나기 때문에 multiplication이 커서 위쪽에 분포하고 떨어져 있는 경우는 유도핵분열이 적게 일어나기 때문에 multiplication이 작아서 아래쪽에 분포하고 있다.

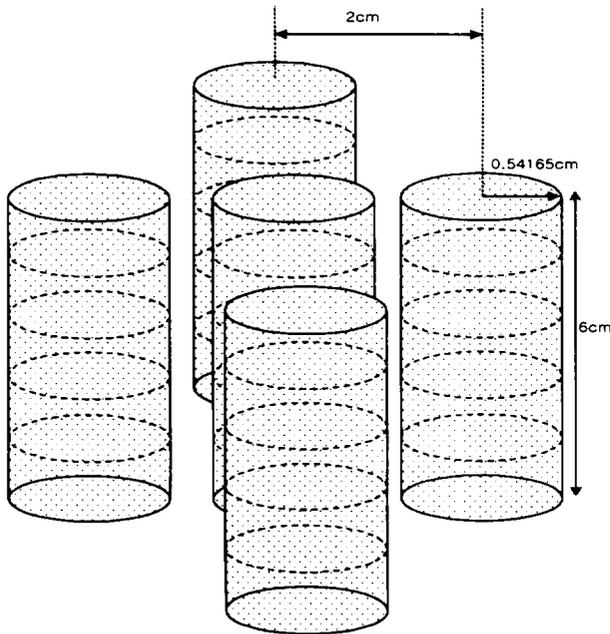


Fig. 5. Geometry of sintered pellets element

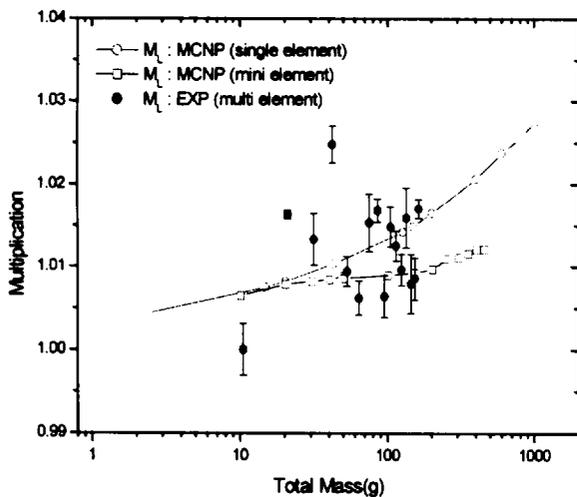


Fig. 6. Leakage multiplication obtained from MCNP calculation and DSNC measurement (single and multi element)

또한, 시료의 위치나 모양이 매우 다양할 수 있으므로 직접측정법에 의한 값이 MCNP code값에서 약간 벗어나는 것을 볼 수 있다. 본 실험은 정확한 geometry를 알지

못한 상태에서 실험하고 계산하였기 때문에 MCNP code 곡선을 보정곡선으로 사용하기 위해서는 더욱 정확한 계산이 필요하다고 판단되었으며 두 번째 실험을 진행하였다.

4.2 Geometry를 고려한 실험 결과

첫번째 실험의 경우에는 소결체가 거의 단일한 형태를 하고 있는지 아니면 element를 이루었는지 그리고 element를 이루었다 하더라도 각 element사이의 거리는 얼마나 되는지 알 수 없었다. 따라서 직접측정에 의한 결과와 MCNP code 결과의 정확한 비교·분석을 수행할 수 없었다. 그러므로 소결체의 geometry를 알고 있는 실험조건에서 실험하기 위해 소결체가 일정한 element형태를 가질 수 있도록 위치를 고정할 수 있는 용기를 준비하여 실험을 진행하였다.

이 실험에서 얻어진 직접측정값과 MCNP code 계산값을 비교하여 MCNP code로부터 얻은 보정곡선이 타당함을 보여주게 되면 조성과 geometry를 알고 있는 시료의 multiplication값을 미리 예측할 수 있다.

1) 직접측정

Fig. 7은 geometry를 고려한 실험에서 소결체 시료의 무게에 따른 multiplication을 나타낸 그림이다. 첫 번째 실험과는 달리 두 번째 실험에서는 질량이 증가함에 따라 multiplication이 증가하고 있음을 볼 수 있다. 그러나 소결체들이 element를 이루어 서로 떨어져 있기 때문에 multiplication 효과는 크게 나타나지 않았다.

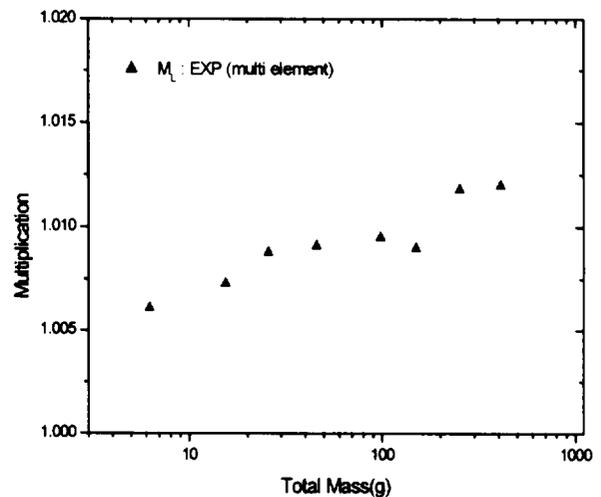


Fig. 7. Leakage multiplication obtained from DSNC measurement(multi element)

2) MCNP Code 계산

본 실험에서 사용한 용기의 geometry와 첫 번째 실험에서 가정한 Fig. 5의 MCNP code 모델의 geometry는 동일하다. 그러므로 여기서의 MCNP code 계산 결과는 Fig.5에 대한 MCNP code 계산 결과와 동일하다.

DSNC는 DUPIC 공정중의 분말시료, DUPIC 핵연료봉, 잔유물 뿐만 아니라 DUPIC bundle까지도 측정할 수 있는 장비이나 DUPIC bundle의 질량인 20kg만큼의 시료의 양이 확보되지 않았다. 그러므로 DUPIC bundle의 multiplication을 미리 알아보기 위해 DUPIC bundle의 geometry를 사용하여 300g부터 20kg까지 질량을 증가시켜 MCNP code 계산을 수행하였다.

3) 직접측정과 MCNP Code 계산의 비교

Fig. 8의 그래프 ①은 직접측정법과 MCNP code 계산을 통해 도출된 multiplication값을 비교한 그래프이다. 또한 Fig. 8의 그래프 ②는 DUPIC bundle의 multiplication을 MCNP code로 계산한 그래프이다. 그림에서 보는 바와 같이 시료의 geometry를 잘 알고 있는 경우, 측정값과 MCNP code값이 매우 일치함을 볼 수 있다. 따라서, 시료를 측정하기 전에 시료의 구성과 geometry를 알고 있는 경우 시료의 multiplication은 MCNP code로 예측할 수 있다.

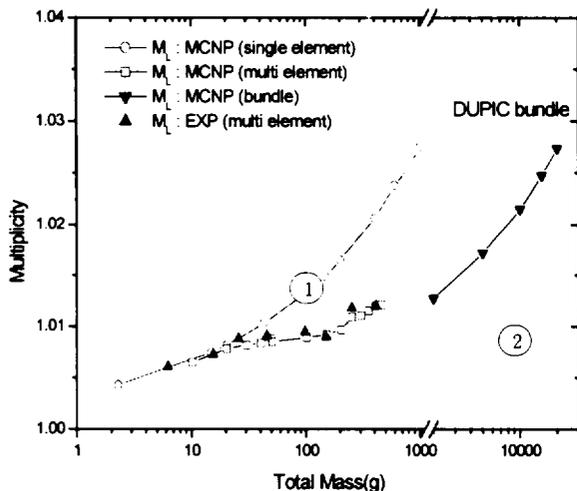


Fig. 8. Leakage multiplication for sintered pellets and DUPIC bundle obtained from MCNP calculation and DSNC measurement

5. 결 론

본 논문에서는 비파괴적인 방법으로 사용후 핵연료내

의 핵물질을 측정하는 경우에 유도핵분열에 의해 발생하는 중성자 증배효과를 분석하였다. 이를 위하여 Ensslin이 제안한 직접 측정방법과 MCNP code를 이용하는 방법을 사용하여 분석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 직접측정방법에 의해서 중성자 증배효과를 분석한 결과 사용후 핵연료 공정물질에서 유도핵분열에 의한 중성자 방출을 확인하였으며, 측정된 leakage multiplication은 공정 시료의 질량이 6.22g일 때 1.0061에서 시료의 질량이 409.05g일 때 1.0121사이의 값을 가지는 것으로 나타났다.
- leakage multiplication은 공정 시료의 밀도가 증가할수록 그리고 공정시료의 질량이 클수록 증가하는 것으로 나타났다.
- MCNP code에 의한 leakage multiplication값은 시료의 질량이 10.14g일 때 1.006504에서 시료의 질량이 456.26g일 때 1.012109사이의 값을 가지는 것으로 나타났다.
- 직접측정에 의한 값과 MCNP code 값을 비교한 결과 상대오차가 0.007~0.080% 사이로서 거의 일치함을 볼 수 있었다. 그러므로 시료의 구성과 geometry를 알고 있을 경우 직접 측정을 하지 않더라도 Monte Carlo방법으로 얻은 보정곡선을 통해 leakage multiplication을 보정할 수 있는 것으로 판단되었다.

본 연구에서 도출된 중성자 증배 보정 곡선은 향후 우물형 중성자 계측기를 이용한 사용후 핵연료 소결체에서의 핵물질 측정시 측정 오차의 감소에 기여할 수 있을 것으로 기대된다.

6. 참 고 문 헌

J. F. Briesmeister. 2000. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code LA-13709-M, Version 4C, LANL

N. Ensslin et al. 1979. Self-Multiplication Correction Factors for Neutron Coincidence Counting. Nucl. Materials Management, vol. 8, pp.60

김호동 외. 1999. DUPIC 핵물질 안전조치 기술개발. KAERI/RR-2016/99. 한국원자력연구소

이영길 외. 1996. 중성자검출법에 의한 핵물질 보장조치 기술. KAERI/OT-295/96. 한국원자력연구소

이영길 외. 1999. DUPIC 핵물질 안전조치용 중성자 검출 장치 개발. KAERI/TR-1381/99. 한국원자력연구소