

비감속 ^{252}Cf 중성자선원에 대한 비등방성교정인자 및 선량당량환산인자

정덕연 · 장시영 · 윤석철 · 김종수

한국원자력연구소

요 약

중성자 측정장비 교정을 위한 표준중성자장을 제작하기 위하여 순수맥스웰분포($kt=1.42$ MeV)로부터 ^{252}Cf 자발핵분열 중성자선원의 밀봉이 교정인자에 미치는 영향을 고찰하였다. SR-Cf-100과 SR-Cf-1273 밀봉모형을 실제 제작조건으로 하여 MCNP 코드를 사용하여 몬테 카를로 모의를 수행하여, 비등방성교정인자와 선속밀도-대-선량당량 환산인자를 산정하였고, 다른 연구결과와 비교하였다. 결과로서, $FI(\theta=90^\circ)$ 는 1.061(통계오차: $\pm 0.2\%$), H/Φ 는 $333.9 [\text{pSv}\cdot\text{cm}^2]$ (통계오차: $\pm 0.5\%$)인 것으로 산정되었다. 이 환산인자(H/Φ)의 값은 ISO 8529의 권고보다 1.8%가 작은 것인데, 이것은 한국원자력연구소의 비감속 ^{252}Cf 중성자선원의 스펙트럼이 ISO의 것보다 약간 더 연화하다는 물리적 의미를 갖는다.

Key words : ^{252}Cf 중성자선원, 중성자 선량 평가, 중성자 교정, 선원 밀봉, 비등방성 교정인자, 선량당량 환산인자

서 론

중성자계측기를 교정하는 데에 방사성핵종 중성자선원의 사용은 거의 중성자를 발견할 때부터 시작되었다. 다른 교정용 선원에 비하여 이 선원은 신뢰성, 정확성, 그리고 보수용이성 등의 잇점이 있으며, 특성상 에너지 스펙트럼이 정해져 있고, 넓은 에너지 영역을 갖는다.

^{252}Cf 중성자 선원은 1980년대 초반부터 중성자 계측기의 교정에 널리 사용되어 왔고, 근래에 표준 중성자장을 구성하는 데에 가장 중요한 선원으로

자리를 차지하였다.

미국의 개인선량 평가체계인 에너지부인중 표준프로그램에서는 중성자선량계를 평가하기 위한 기준장을 만드는 데에 비감속과 중수감속 ^{252}Cf 선원을 사용하고 있다[1]. ^{252}Cf 중성자선원은 또한 미국표준연구소 ANSI Standard N13. 11.에[2] 의 한 개인 중성자 선량계 시험에 사용하도록 권고되고 있다. 비감속 ^{252}Cf 중성자선원은 중성자 측정장비 교정에 적합한 중성자장을 생산하기 위하여 국제표준기구 ISO Standard 8529에서 권고하고 있는 4개의 선원 중의 하나이다[3].

한국원자력연구소에서는 중성자 계측기 교정에 ^{241}Am -Be과 ^{239}Pu -Be 중성자 선원을 사용하고 있다. 그러나 최근에 신규 중성자교정설을 건설하였는데 그 크기는 길이가 8.1미터, 폭이 5.7미터, 높이가 6.1미터이다. 이 시설에서 사용할 중성자선원으로서는 ^{252}Cf 선원을 구매하였는데, 조사장치는 미국 Atlan-Tech.사의 Model No. PTS-200이다. 선원의 중성자 방출율은 미국 국립표준기술연구소에서 황산망간용액조 방법으로 측정하였는데, $2.03\text{E}9$ [n/sec]이고 오차의 범위는 $\pm 2.0\%(1\sigma)$, 기준교정일은 1992년 2월 12일이다.

중성자교정설과 같은 기준급 시설에서의 중성자선원스펙트럼의 측정값은 측정하는 장비의 종류와 Unfolding을 하는 방법에 따라서 그 편차가 상대적으로 큰 것으로 알려져 있다[4]. 따라서 중성자교정설에서의 표준스펙트럼은 측정값을 채택하지 않고, 순수 맥스웰분포로부터 밀봉과 중수감속구에 대한 영향을 몬테카를로 모의 의하여 평가한 스펙트럼을 사용하는 것이 최근에 평가된 가장 정밀한 방법이다[4,5]. 한국원자력연구소 비감속 ^{252}Cf 선원의 고유번호는 SR-Cf-1273으로서 제작기관인 미국 Oak Ridge National Laboratory (ORNL)에서 명명하였다. 이에 대한 비등방성 교정인자와 선속밀도-대-선량당량 환산인자를 몬테카를로 코드인 MCNP Version 3A Code를 사용하여 평가하고 선진국에서의 연구 결과와 비교하였다. 한편 비감속 ^{252}Cf 중성자선원은 약 20년 기간 동안 중성자 선량에 대하여 5% 정도의 광자선량을 갖는데, 이에 대한 평가는 본 연구에 포함되지 않았다.

평가 방법

Monte Carlo Neutron and Photon transport code (MCNP)는[6], 미국 Los Alamos National Labora-

tory에서 개발한 것인데, 본 연구의 모든 계산에 사용하였고, 연속에너지인 ENDF/B-V의 중성자와 감마 생산 단면적 라이브러리인 BMCCS2를 사용하였다. 본 연구의 대상이 중성자선량이므로 선원 방출 광자와 중성자 방사화 방출 광자에 대하여서는 모의를 수행하지 아니하였다. 본 연구에서 관심이 되는 기본 양은 거리의 함수로서의 어느 특정 지점에서의 중성자 선속밀도와 에너지 스펙트럼이다. 통계 오차를 최소화하기 위하여 Last-flight estimators를 사용하였는데 이는 임의의 측에 대하여 대칭성이 성립되기 때문이다.

계산된 모든 중성자 스펙트럼은 54 에너지군으로 분류하였다. 이 에너지군 구조는 ^{252}Cf 중성자 스펙트럼에 대하여 ISO Standard 8529에서 제안하고 있는 52 에너지군을 포함하고 있고[3], 이는 IAEA Report 180과도 부합하고 있다[7]. 추가로 고려된 에너지군은 0.001E-6 MeV와 0.0414E-6 MeV 사이, 그리고 0.02MeV와 0.04MeV 사이의 본래의 에너지군을 반으로 나눈 것이다.

관심의 대상이 되는 지점에서의 선속밀도를 선량당량으로 환산하기 위한 환산인자는 국제방사선방어위원회 ICRP Publication 21을 채택하였는데[8]. 이는 ISO Standard 8529에서 권고하고 있는 환산인자와 부합된다[3]. 이 ISO 환산인자를 산정하기 위하여서는 ICRP Publication 21의 부록 6의 표 4를 인용하였고, 0.005, 0.02, 0.05 MeV 영역에 대한 동 보고서의 그림 14를 인용하였다[8]. 구간 에너지의 평균값 계산 방법에는 IOS Standard 8529에서는 Lagrange four-point 내삽공식을 사용하고 있다. 그러나 산술적 평균을 사용했을 때와 그 결과가 거의 차이가 없으므로 본 연구에서는 이 방법을 채택하였다.

ICRU Report 39의 권고사항에 부합하기 위하여 Ambient dose equivalent $H^*(10)$ 도 환산인자의 산정에 포함하였다[9]. 이에 대한 환산인자는 Sie-

bert 등의 연구 결과를 인용하였다[10].

Cf_2O_3 영역에서의 중성자 스펙트럼 측정은 여러 연구자에 의하여 수행되었는데, 맥스웰분포로 하였을 때에 가장 잘 일치하는 것으로 알려져 있다 [11]. 이 순수 맥스웰분포에 매개변수 $kT=1.42$ MeV로 사용할 것을 ISO Standard 8529에서는 권고하고 있고, 본 연구에서도 이 값을 채택하였다 [3].

전산모의 및 결과

Cf_2O_3 영역에서의 ^{252}Cf 중성자는 거의 등방성을 갖지만 이 선원은 자발핵분열로 인한 핵분열 생성물의 누출을 막고 가상사고에 대비한 안전성을 확보하기 위하여 밀봉을 하여야만 한다. 한국원자력연구소의 ^{252}Cf 중성자 선원은 Savannah River SR-Cf-100 계열의 선원이다.

Cf_2O_3 선원에서 방출된 중성자는 밀봉을 통과하는 동안에 산란과 포획 등의 반응 과정을 거치게 되므로 선속밀도 분포는 사전에 점선원으로 가정한 등방성에서 이탈한 값을 갖게 된다. 이에 대한 영향을 중성자교정에서는 비등방성교정인자 $FI(\theta)$ 로 보정을 하게 된다. 이 교정인자는 360° 전영역에서 평균한 선속밀도(Φ_{iso})에 대한 어떤 각에서의 선속밀도의 비, 즉 Φ/Φ_{iso} 로서 정의가 된다. 이 각은 한국원자력연구소 중성자교정실의 선원중심을 지나는 높이 방향 축(Z)과 방위축(Y) 사이의 각으로서 정의되었다.

전산모의의 주된 관심사는 밀봉에 대한 기하학적 모델과 핵종 성분에 대한 타당성 있는 구성이며 이에 대한 기하학적 구성은 MNCP Code의 연산자들을 사용하여 입력자료를 작성하였다. 한국원자력연구소 ^{252}Cf 선원은 Cf_2O_3 에 대한 1차 밀봉, 2차 밀봉인 SR-Cf-100, 그리고 선원 지지체인 SR-Cf-1273의 3차 밀봉으로 되어 있다. 본 연구

에서의 모델링은 선원제작사의 관련 자료를 사용하여 수행하였다.

1. 1차 및 2차 밀봉에 대한 평가

1차 밀봉은 304L stainless steel로 제작된 2차 밀봉의 내부에 위치한 Pt-Rh 합금으로 만들어져 있는데, 그림 1에 나타내었다. 이 합금의 밀도는 $19.97[\text{g}/\text{cm}^3]$ 로 하였고, Pt 90%, Nb 10%로 가정하였는데, 이는 BMCCS2에 연속에너지 형태의 Rh 핵단면적 자료가 없기 때문에 이와 가장 유사한 핵단면적 분포를 갖는 Nb로 대체하였다[12]. Porous platinum filter 마개는 Solid platinum의 60

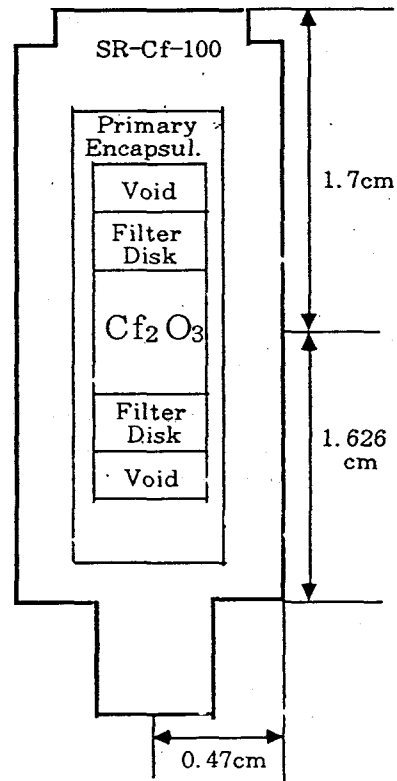


Fig. 1. Modelling of the primary and the secondary(SR-Cf-100) encapsulations

%로 가정하였다. 선원증성자는 이 Cf_2O_3 체적공간에서 무작위적으로 생성되는데, 이는 MCNP code의 Volume source로 모델링되었다. 빈 공간은 공기로 취급하였는데, 이에 대한 원소 구성은 75.48% N, 23.1% O, 1.32% Ar로 하였고, 밀도는 $0.001293[g/cm^3]$ 로 하였다. 304L Stainless steel 2차 밀봉의 원소 구성은 0.03% C, 19% Cr, 9.5% Ni, 71.47% Fe로 하였고 밀도는 $7.9[g/cm^3]$ 로 하였다.

앞서 논의한 방법으로 구한 비등방성교정인자는 $FI=1.037(\theta=90^\circ, \text{통계오차: } 0.1\%)$ 이고, $H/\Phi=327.4[pSv \cdot cm^2]$ (통계오차: 0.5%)이다. 여기서 구한 선속밀도 대 선량당량 환산인자와 평균 에너지를 한국원자력연구소 선원의 밀봉과 같은 방식의 SR-Cf-100 계열 선원인 미국 Pacific Northwest Laboratory(PNL)에서의 1차, 2차 밀봉에 대한 평가 결과와 비교하여 표 1에 나타내었다[13]. 여기서 보는 바와 같이 PNL에서는 $FI=1.035(\theta=90^\circ)$ 그리고 $H/\Phi=333[pSv \cdot cm^2]$ (통계오차: 0.5%)로 평가되었다. 그런데 모델링을 상호비교하여 보면, PNL에서는 2차 밀봉이 Zr-2으로 제작되어 있는 반면에 한국원자력연구소에서는 304L Stainless steel로 제작되어 있고, Cf_2O_3 영역에서 PNL

모델링에서는 점선원으로 가정한 반면에 본 연구에서는 체적선원으로 실제 제작 조건이 입력되었다. 이러한 차이점을 고려하여, 1차 및 2차 밀봉 전산모의에서 구한 값은 PNL에서의 산정결과와 잘 일치하였다.

2. 3차 밀봉(SR-Cf-1273)에 대한 평가

PTS-200 조사장치에 적용을 하기 위한 선원지체인 SR-Cf-1273은 7075-T6 알루미늄 합금으로 제작되었는데, 구성원소는 90.07% Al, 1.6% Cu, 2.5% Mg, 0.23% Cr, 5.6% Fe로 하였고, 밀도는 $2.8[g/cm^3]$ 로 하였다. BMCCS2에 연속에너지 형태의 Zn에 대한 핵단면적 자료가 없기 때문에 이와 가장 유사한 핵단면적 자료를 갖는 Fe로 대체하였다[12]. Teflon링은 24% C, 76% F, 밀도는 $2.2[g/cm^3]$ 로 가정하였다. Teflon 지지링은 304L Stainless steel로 제작되었다. 상단에 있는 선원봉단 마개는 6061-T6 알루미늄합금으로 만들어져 있고, 97.92% Al, 0.6% Si, 0.28% Cu, 1.0% Mg, 0.2% Cr, 밀도는 $2.72[g/cm^3]$ 로 하였고, 모델링을 그림 2에 나타내었다.

앞서 서술한 방법으로 비등방성교정인자로서

Table 1. Fluence-to-dose-equivalent conversion factors, H/Φ , fluence to ambient dose equivalent conversion factors, $H^*(10)/\Phi$, and average energies for unmoderated ^{252}Cf sources.

Cf-252 Sources	H/Φ [$pSv \cdot cm^2$]	$H^*(10)/\Phi$ [$pSv \cdot cm^2$]	\bar{E} [MeV]
<i>Reference Values</i>			
ISO Source	340		2.13
NIST Source	333	341.8	2.11
<i>SR-Cf-100 Encapsulation</i>			
PNL Evaluation	333	339.2	2.07
This Study	327.4	332.3	2.05
<i>Unmoderated Source</i>			
PNL Source	332	336.3	2.00
KAERI(SR-Cf-1273)	333.9	337.3	2.02

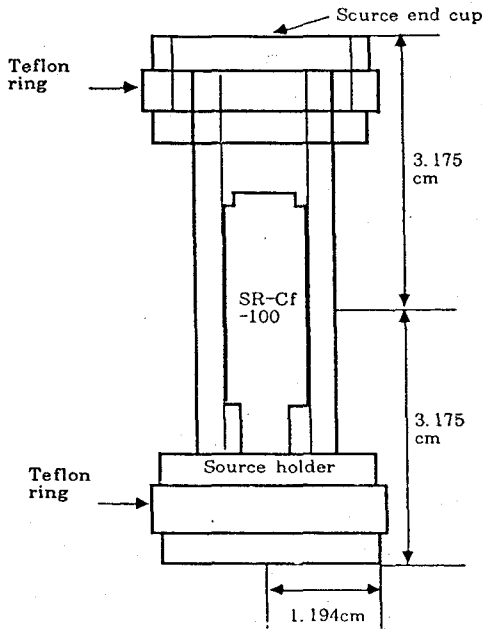


Fig. 2. Modelling of the bare source, SR-Cf-1273

$FI=1.061(\theta=90^\circ, \text{통계오차} : \pm 0.1\%)$ 를 산정하였다. 단위 선속밀도로 정규화한 50cm 거리에서의 선원중심 선속밀도 분포를 그림 3에 나타내었다. 여기에서 상단과 하단에 심하게 왜곡이 되는 부분은 Teflon링에 중성자 흡수 단면적이 큰 원소들이 존재하기 때문에 기인하는 것이다.

한국원자력연구소 비감속 선원에 대하여 계산한 스펙트럼을 그림 4에 순수 맥스웰분포($kT=1.4$ eV)와 함께 비교하여 나타내었다. 예상한 대로 밀봉에 의하여 낮은 에너지 방향으로 치우치게 하고 있으나, 심한 스펙트럼 변화가 크게는 나타나지 않았다.

그림 4의 비감속 ^{252}Cf 중성자 스펙트럼을 가지고 선속밀도 대 선량당량 환산인자를 구하였으며, 평균 에너지와 함께 표 1에 ISO, NIST, PNL에서의 평가값을 비교의 목적으로 같이 나타내었다[5,13,

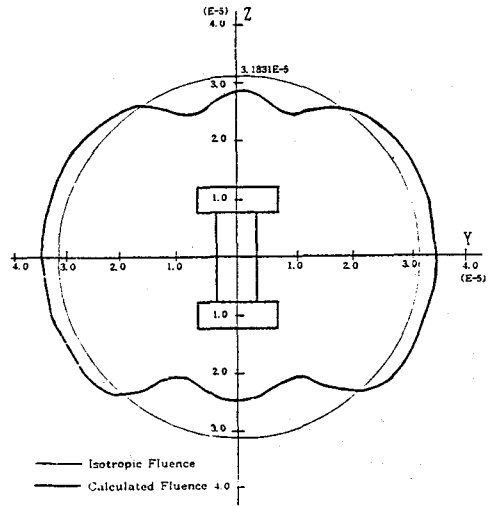


Fig. 3. Source-centered fluence distribution at 50cm distance for the bare source, SR-Cf-1273, normalised to unit fluence

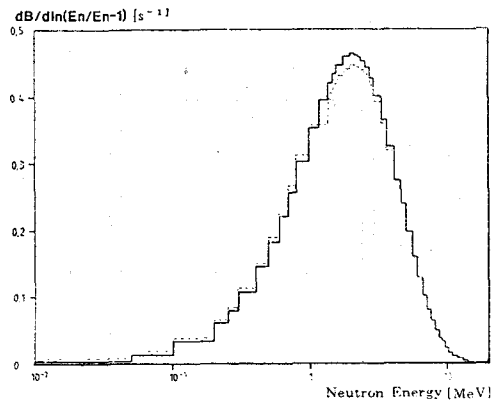


Fig. 4. Spectra of ^{252}Cf neutron sources. Shown are the pure Maxwell distribution [$kT=1.42\text{MeV}$] (solid line) and the spectrum for the KAERI unmoderated source evaluated in this work (dotted line).

14]. 각 기관 간의 평가값의 차이는 선원의 밀봉 방식과 사용 재질에서 상이점이 있음을 나타내고,

이것이 또한 선량당량 값에 영향을 미치기 때문이다. 표 1에 나타난 바와 같이 한국원자력연구소 비감속선원은 스펙트럼 평균에너지에서 ISO 선원스펙트럼에 비하여 5.4% 낮은 반면에, 선속밀도 대 선량당량 환산인자에서는 ISO의 것에 비하여 1.8%가 낮다.

3. 전송관의 영향

3차 밀봉 선원인 한국원자력연구소의 비감속

Transport Tube
7075 Al.

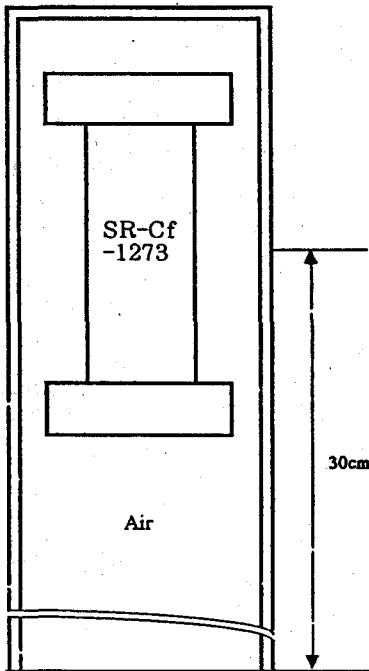


Fig. 5. Modelling of the KAERI unmoderated source, on the exposure position.

²⁵²Cf선원(SR-Cf-1273)은 차폐된 선원저장고로부터 조사위치로 전송관 내에서 압축공기에 의하여 이송된다. 7075 알루미늄 합금으로 제작된 이 전송관은 길이가 약 2.4m이다. 이에 대한 모델링을 그림 5에 나타내었는데 전송관은 선원 중심으로부터 단지 30cm만 고려하였고 전송관 상단의 Suction cup은 생략하였다. 이 부분에 대해서는 추후 산란보정인자 산정에서 고려하여야 할 것으로 사료된다.

전송관의 재질과 기하학적 구조에 의하여 평가한 선속밀도 대선량당량 환산인자와 평균에너지를 표 2에 나타내었다. 전송관에 의한 선속밀도 감쇄는 0.1%로 나타났는데, 이는 비등방성교정인자에서 통계오차 0.1% 증가를 가져온다. 즉, FI=1.061 θ=90°에서 통계오차 : ±0.2%가 된다. Table 1과 비교하면, 환산인자에서의 영향은 ±0.18% 이하이므로 앞서 제시된 통계오차 ±0.5% 범위 내에 있으므로 수정을 요하지 않는다.

결론

한국원자력연구소 비감속 ²⁵²Cf 중성자선원에 대하여 본 연구에서 수행한 몬테카를로 전산모의 수행 결과 비등방성교정인자는 1.061(통계오차 : ±0.2%)로, 선속밀도 대 선량당량 환산인자는 333.9[pSv · cm²] (통계오차 : ±0.5%)로 산정되었으며, 밀봉이 중성자 스펙트럼에 과도하게 영향을 미치지 않는 것으로 나타났다. 한편, 전송관에 의한 영향은 환산인자의 통계오차 범위 내에 있

Table 2. Fluence-to-dose-equivalent conversion factors, H / Φ, fluence to ambient dose equivalent conversion factors, H*(10) / Φ, and average energies of the bare source on the exposure position.

Cf-252 Sources	H / Φ [pSv · cm ²]	H*(10) / Φ [pSv · cm ²]	\bar{E} [MeV]
Unmoderated Source	332.9	336.7	2.01

었다. 본 연구에서 산정한 값들은 외국의 연구결과와 잘 일치하였다. 비감속 ^{252}Cf 선원은 각기 그 밀봉방식의 상이점으로 인하여 국제기관에서 권고하는 선속밀도 대 선량당량 환산인자에는 $\pm 4.0\%$ 의 오차가 포함되어 있으므로, 환산인자를 자체 기술로 산정하는 것은 이 오차를 $\pm 0.5\%$ 로 낮추게 된다. 따라서, 본 연구의 결과가 국내 중성자 선량평가 분야에서 정확도 향상 및 계측기 교정기술 신뢰성 제고에 기여하게 될 것이다.

참고문헌

1. US Department of Energy, Department of Energy Standard for the Performance Testing of Personnel Dosimetry Systems, DOE/EH-0027, 1986.
2. American National Standards Institute(ANSI), American National Standard Criteria for testing personnel dosimetry performance, ANSI N13.11, 1983, New York; American National Standards Institute, 1983.
3. International Organization for Standardization, Neutron reference radiations for calibrating neutron measuring devices for radiation protection purposes and for determining their response as a function of neutron energy, ISO 8529 (E), 1989.
4. Ing, H. et al, Calculated spectra for the dosimetry of D_2O moderated neutrons, Health Physics, 32, 351, 1977.
5. Schwartz, R. B. et al, Experimental verification of the neutron spectrum from the NBS D_2O moderated ^{252}Cf source, NUREG/CR-3399, Washington, DC; US Nuclear Regulatory Commission, 1983.
6. Briesmeister, J. F. (Ed.) MCNP - A general monte carlo code for neutron and photon transport, Version 3A, Los Alamos National Lab., 1989.
7. Ing, H. and S. Makra, Compendium of neutron spectra in criticality accident dosimetry, IAEA Technical Reports Series No 180, IAEA, 1978.
8. International Commission on Radiological Protection(ICRP), Data for protection against ionizing radiation from external sources: Supplement to ICRP Publication 16, ICRP Publication 21, Oxford, Pergamon Press, 1973.
9. International Commission on Radiation Units and Measurements(ICRU), Determination of dose equivalents resulting from external radiation sources, ICRU Report 39, Bethesda, Maryland; International Commission on Radiation Units and Measurements, 1985.
10. Siebert, B. R. L. and Hollnagel, R., Intercomparison and evaluation of calculated neutron fluence to ambient dose equivalent conversion factors, Radiation Protection Dosimetry, 12, 145, 1985.
11. A. Prince, "Nuclear and Physical Properties of ^{252}Cf ", Symposium on Californium-252, New York City, October 22, 1968, CONF-681032.
12. D. I. Garber, R. R. Kinsey Neutron cross Sections Volume II, Curves, BNL 325 Third ed., Brookheaven National Laboratory, January 1976.
13. N. E. Hertel et al, Calculations of anisotropy factors and dose equivalents for unmoderated Cf-252 sources, Radiation Protection Dosimetry, Vol 32, No 2, 77-82, 1990.
14. West, L. and Stingley, R. M. Anisotropy of

neutron sources via Monte Carlo modelling,
Transactions American Nuclear Society, 55,
218-220, 1987.

Anisotropy and Dose Equivalents Conversion Factors for the Unmoderated ^{252}Cf Source

Deok-Yeon Jeong, Si-Young Chang, Suk-Chul Yoon, Jong-Soo Kim

Korea Atomic Energy Research Institute

ABSTRACT

Form the pure Maxwellian distribution($kT=1.42\text{MeV}$), the effects upon calibration factors of encapsulating a ^{252}Cf spontaneous fission neutron source were investigated to establish a standard neutron field in the Secondary Standard Dosimetry Laboratory at Korea Atomic Energy Research Institute(KAERI). A Monte Carlo code MCNP was used in simulating the encapsulation SR-Cf-100 and SR-Cf-1273 to be real conditions. The anisotropy(FI) and fluence-to-dose equivalents conversion factors(H/Φ) were evaluated and compared with other results. As the results, the FI was determined to be 1.061 at $\theta=90^\circ$ with $\pm 0.2\%$ statistical error and the (H/Φ) was evaluated to be $333.9 [\text{pSv} \cdot \text{cm}^2]$ with $\pm 0.5\%$ statistical error, which is lower by 1.8% than that recommended by the ISO 8529. This means physically that the neutron spectrum of the unmoderated ^{252}Cf source in KAERI is a little more softened than that by the ISO.

Key words : ^{252}Cf Neutron Source, Neutron Dosimetry, Neutron Calibration, Source Encapsulation, Anisotropy Factor, Fluence-to-Dose Equivalents Conversion Factor.