

# 몬테칼로 시뮬레이션을 이용한 IR-221의 선량 평가

임익성, 김기엽, 노규홍, 이 청

한국원자력연구소

2006년 9월 18일 접수 / 2006년 10월 25일 채택

본 논문은 몬테칼로 시뮬레이션을 이용하여 대단위 감마선 조사시설 (IR-221)에 대한 선량을 평가 및 선량 분포를 해석하고, 이러한 방법을 통해 방사선 조사 품질을 향상시키는 것을 목적으로 하고 있다. 몬테칼로 시뮬레이션은 MCNP4B 코드를 이용하여 계산하였고, 이를 검증하기 위해 알려진 선량계를 이용하여 전체 369개 지점에 대하여 흡수선량을 측정하였다. 계산 값과 측정치의 차이는 대략  $\pm 5\%$  범위를 벗어나지 않음으로써 MCNP4B 코드가 IR-221 감마선 조사시설의 선량분포를 해석하는데 있어서 유효한 수단임을 알 수 있었다. 감마선 조사시설에 대한 도시메트리는 보통 많은 인력과 시간을 필요로 하지만, 몬테칼로 계산을 통해 이러한 손실을 줄일 수 있고, 무엇보다도 방사선 조사 품질을 향상시켜, 결국 방사선 조사 대상물에 대한 신뢰도를 확보하는 데에도 이바지 할 것으로 기대된다.

중심어 : MCNP4B, IR-221 조사시설, 알라닌, 선량 균일도

## 1. 서론

방사선 조사시설은 식품, 멸균, 농업뿐만 아니라 산업적으로도 광범위하게 이용되고 있으며, 특히 2002년 '방사선 및 방사성동위원소이용진흥법'이 제정됨으로 해서, 그 이용도는 더욱 증가할 것으로 예상된다. 식품에 대한 방사선 조사 도시메트리 표준(dosimetry standard)이 1987년에 처음 만들어지기 시작하여, 현재 방사선 조사 (radiation processing)와 관련하여 25종의 ISO/ASTM 도시메트리 표준이 있다. 이처럼 다양한 표준이 만들어진 것은 그만큼 방사선 조사의 품질을 보증하고 높이기 위한 연구가 많이 진행됐음을 반증하는 것이다.

조사 시설에 대한 선량을 분포(dose distribution)를 정량적으로 해석하는 작업은 방사선 조사에 대한 품질을 보증하기 위한 작업의 시작이라 할 수 있다 [1]. 선량을 분포 해석을 통하여 3차원의 선량 지도(dose mapping)를 만들기 위해서는, 직접 Ceric-Cerous Sulfate, Ethanol chlorobenzene, Ferrous sulfate 등의 용액이나, 알라닌(Alanine) 등의 선량계에 의존하여 각각의 지점을 측정해야 하는데, 이러한 일련의 작업들은 많은 인력과 시간, 그리고 경제적 비용이 소모된다.

그래서 많은 연구자들이 이러한 수고로움과 비용을 줄이고자 몬테칼로 시뮬레이션을 포함하는 수학적 선량 평가를 연구하고 있다[2]. 이에 대한 대표적인 연구 논문으로서는

EGS4 코드를 이용한 연구[3, 4, 5]와 ITS 코드를 이용한 연구 [6, 7], MCNP4B 코드를 이용한 연구 [8, 9, 10, 11], 그리고 GEANT4 코드를 이용한 연구 [12, 13, 14] 등이 발표된 바 있다. 이처럼 외국에서는 방사선 이용에 관한 연구를 촉진시키기 위한 업무의 일환으로서 방사선 조사의 품질을 보증해줄 수 있는 기본 연구가 진행되어 왔다.

그러나 국내에서는 이러한 연구가 아직 시작 단계에 있어 감마선 조사시설의 선량 평가를 오로지 선량계에 의존하여 수행하고 있는 실정이다. 따라서 도시메트리에 대한 과도한 비용과 노동력의 손실은 물론, 조사 대상물에 대한 선량 평가 역시 매번 선량계에 의존함으로써, 조사 전에 선량을 예측하는 작업은 운전자의 경험에 의존할 수밖에 없는 어려움에 처해 있다. 이러한 평가를 좀 더 정량적으로 수행하기 위해서는 조사시설에 대한 선량 분포 평가와 조사 대상물에 대한 선량 예측에 있어서 수학적 계산 방법을 도입할 필요성이 있다.

본 논문에서는 노르디온(Nordion)에서 제작된 IR-221 감마선 조사시설(2006년 1월부터 국내에서 가동되고 있음)에 대한 선량 분포를 결정함에 있어서, MCNP4B코드를 이용하여 몬테칼로 시뮬레이션을 수행한 결과치가 선량계를 이용한 결과만큼의 정확성을 갖는다는 것을 증명하고자 한다. 뿐만 아니라 조사대상물에 대한 선량 예측을 경험에 의존하여 발생할 수 있는 오류를 줄이고, 궁극적으로 방사선 조사 품질을 향상시키기 위해 이러한 방법론을 도입하는 것이 유효함을 보이고자 한다.

## 2. 재료 및 방법

책임저자 : 임익성, islim@kaeri.re.kr, 한국원자력연구소  
580-185 전북 정읍시 신정동 1266번지

## 2.1 IR-221의 개요

IR-221 감마선 조사시설은 캐나다 노르디온 사에서 제작 되어 국내에 제공된 것으로서 2006년 1월부터 가동되고 있고, 그림 1과 같은 구조를 하고 있다. 가동이 시작될 당시 IR-221의 총 방사능(activity)은 285535 Ci 였다. 그림 1의 (c)에서 나타낸 것과 같이 선원 랙(source rack)은 6개의 모듈로 이루어져 있고, 각 모듈마다 최대 34개의 C-188(<sup>60</sup>Co)의 선원이 장착될 수 있다. C-188 선원은 스테인레스 강철로 이중 밀봉 되어 있는데, 반경 11.1 mm, 길이 451.5 mm, 무게 0.24 kg의 봉으로 되어 있다. 평상시 선원 랙은 물속에 잠겨 저장되었다가, 방사선 조사 시에는 그림1의 (b)에서 보는 바와 같이 방사선 조사시킬 대상물이 있는 위치로 끌어올리게 된다.

## 2.2 알라닌 e-scan 과 측정

몬테칼로 시뮬레이션 결과를 검증하기 위해 알라닌 도시메터를 이용했다. 알라닌 도시메터는 NH<sub>2</sub>-C<sub>2</sub>H(CH<sub>3</sub>)-COOH의 분자구조로 이루어져 있고, 지름 5 mm, 두께 3 mm, 무게 50 mg의 디스크 모양을 띠고 있다. 알라닌이 감마선에 조사

되면 C-N 결합이 깨지면서 자유 라디칼(free radical)이 생성 되는데, EPR(Electron Paramagnetic Resonance) 장치로 자유 라디칼의 양을 읽고 그에 상응하는 흡수선량을 표시하게 된다 [15].

알라닌을 측정하는 EPR장치는 'e-scan™ Alanine Dosimeter Reader(Bruker Analytik GmbH, Germany)' 를 이용했고, 측정에 앞서 국제 표준에 의거하여 보정(calibration)을 수행했다[16]. 보정은 국제 표준 기관인 NPL(National Physical Laboratory)에서 조사시킨 레퍼런스 스탠다드 도시메터(reference-standard dosimeter)를 이용했다.

흡수선량을 측정하기 위해 그림 1의 (b)에서 보는 바와 같이 코르크 재질로 된 도시메트리 판(dosimetry plate)을 제작했다. 선원으로부터 x축으로 거리가 각각 40, 60, 80, 100, 120, 160, 220, 270, 320 cm의 위치를 이동시키며, 각 흡수선량 값이 20 kGy 정도가 될 수 있도록 40 cm거리에서는 1.5 시간을, 그리고 320 cm 거리에서는 40 시간을 조사시켰다. 도시메트리 판은 y축 방향으로는 15 cm 간격으로, a부터 k까지, 그리고 z축 방향으로는 10 cm 간격으로 01에서부터 10까

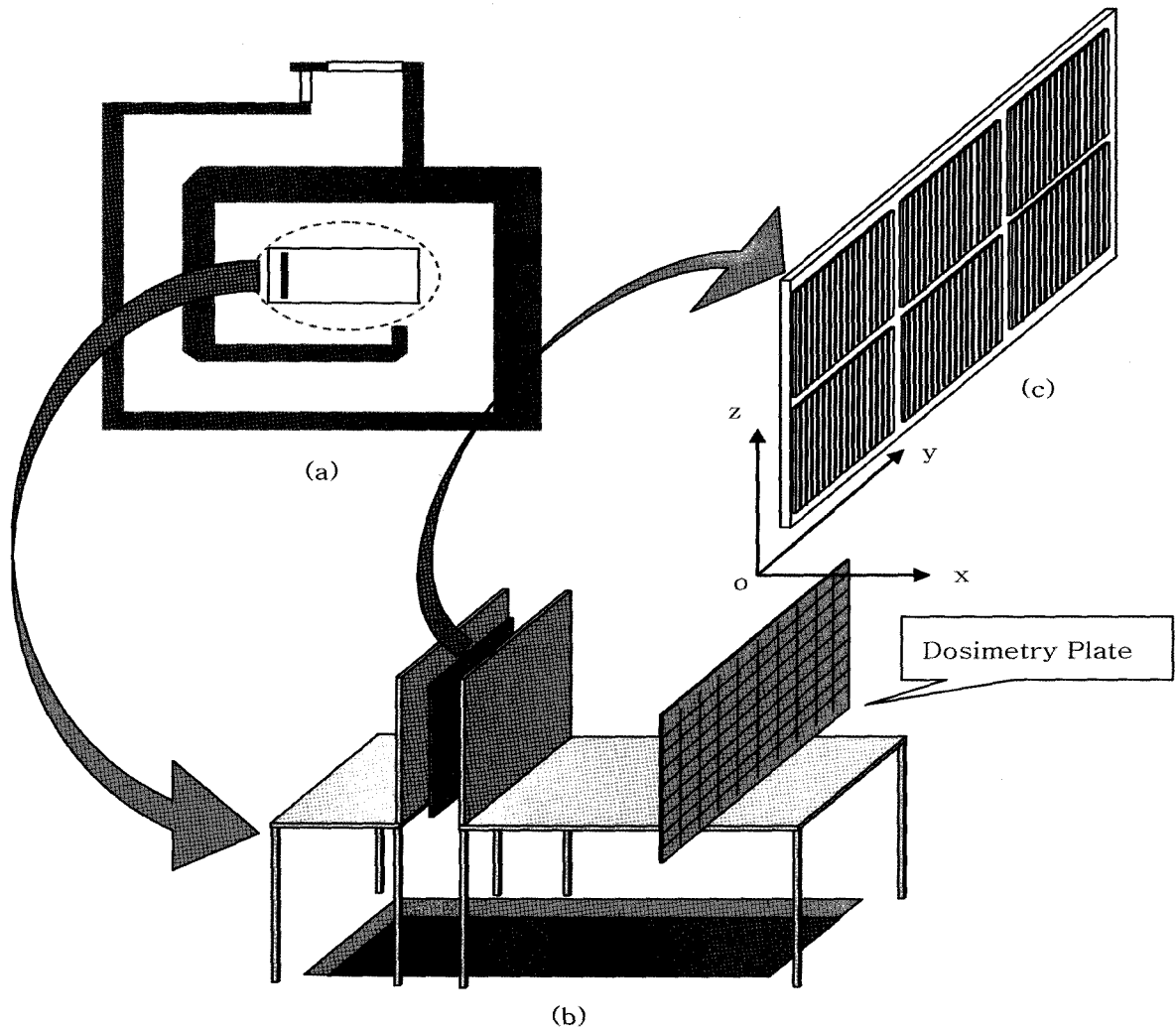


Fig. 1. Schematic view of the IR-221 gamma irradiator : (a) floor plan of the IR-221, (b) source plaque and irradiation product table with dosimetry plate (C) enlarged figure of source plaque.

지 나누어, 각각 'a01'에서부터 'k10'까지 기표를 매겨 선량을 측정하였다. 총 369 지점에 걸쳐 상온에서 감마선 조사를 수행하였으며, 각 지점마다 알라닌 2-3개를 부착하여 측정 오차를 최소화 하였다.

**2.3 MCNP4B 코드 개요**

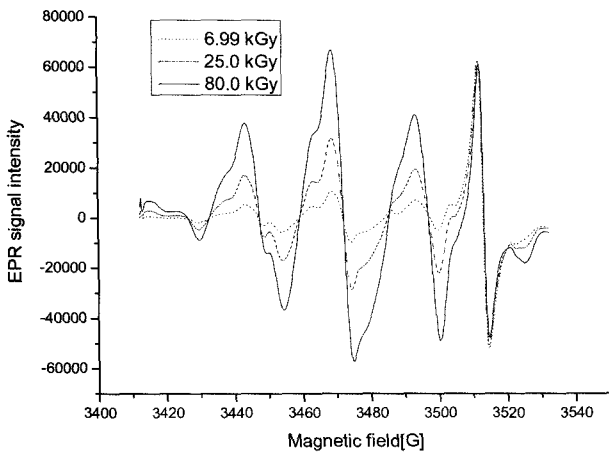
몬테칼로 시뮬레이션에는 현재까지 몬테칼로 방법에 의한 수송해석 코드로서 가장 신뢰할 수 있다고 알려진 MCNP4B코드를 이용하였다. MCNP 코드는 중성자-광자-전자를 연계하여 수송할 수 있으며, 임계도(criticality), 차폐(shielding) 및 도시메트리(dosimetry) 계산 등에 널리 사용되고 있다. 본 연구에서는 고정선원 계산방법에 의하여 IR-221 감마선 조사시설내의 C-188 선원에 의한 선량분포를 계산하였으며, 감마선 계산용 공용 라이브러리인 mcplib022를 사용하였다. 감마선의 조사시설 내측 벽에 의한 산란효과를 반영하기 위하여 콘크리트 벽을 조사시설과 동일하게 모사하였으며, SDEF 입력문을 이용하여 그림 1의 (c)와 같은 선원 락에 대한 개별적인 선원 봉의 위치, 에너지 및 방향 등을 C-188 선원과 동일하게 모사하였다. F5 (point detector) Tally를 이용하여 실험과 동일한 위치에서 감마선에 대한 플루언스를 구하였으며, 계산 결과가 충분히 작은 상대오차 (relative error)를 갖도록 10<sup>7</sup>개의 입자를 이용하여 계산을 수행하였다. F5 Tally의 경우 계산 당 단지 20개 지점의 값만을 구할 수 있으므로 각 측정 지점에 대한 결과를 얻기 위하여 Tally 위치만 다른 독립적인 입력문을 이용하여 반복계산을 수행하였다. 이러한 감마선 플루언스 결과는 ICRP74의 전환비 (conversion factor)를 이용하여 흡수선량으로 전환되었다.

**3. 결과 및 논의**

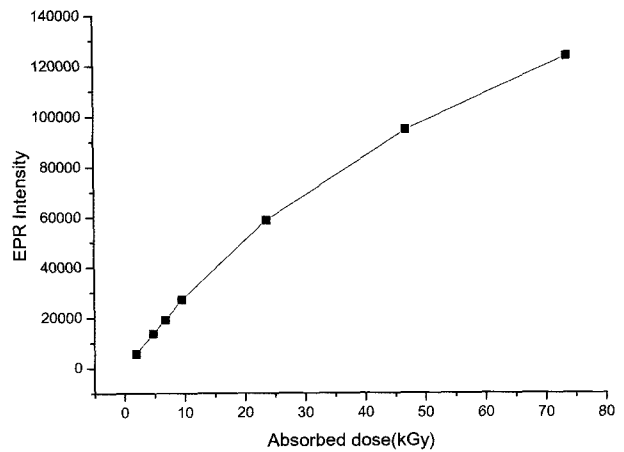
알라닌 도시메터의 선량 측정에 이용된 'e-scan<sup>TM</sup> Alanine

Dosimeter Reader'는 일반적인 EPR장치처럼 다양하게 자장을 변화시키면서 특정한 공명주파수를 갖는 자유 전자의 에너지 준위의 변화를 측정하고 나서 그림2와 같은 시그널을 내보낸다. 방사선 조사에 의해 생성된 자유 라디칼의 양에 따라 이 시그널의 크기가 결정되며, 그림의 파형 가운데 3460, 3480 G 사이의 파형의 세기가 선량 값으로 변환된다. 이 값은 선량을이나 방사선의 에너지 형태와는 무관하기 때문에 감마선뿐만 아니라 X선과 전자선의 선량측정에도 이용될 수 있다. 그림 2는 'e-scan<sup>TM</sup> Alanine Dosimeter Reader'를 이용하여 측정한 알라닌의 EPR 스펙트럼의 유형을 선량 별로 나타낸 것이다. 이러한 결과를 기초로 하여 각각, 1.99, 5.00, 6.99, 10.0, 25.0, 50.0, 80.0 kGy로 NPL에서 표준 조사된 알라닌을 'e-scan<sup>TM</sup> Alanine Dosimeter Reader'로 측정하여 흡수선량과 자유 라디칼의 농도의 상관관계를 그림 3과 같이 얻을 수 있었다. 이렇게 하여 총 369 지점에서의 각 선량 값들은 'e-scan<sup>TM</sup> Alanine Dosimeter Reader'로 조사된 알라닌의 자유 라디칼 농도를 측정함으로써 얻을 수 있었다.

거리 별로 보증된 한도 내의 조사 범위를 설정하기 위해서는 선량 분포의 균일도(dose uniformity), 즉 선량의 최저치에 대한 최고치의 비율을 평가해야 하는데, 거리 별 선량분포의 균일도는 그림 4에서 보는 바와 같다. 그림은 선원 판(source plaque)으로부터 수직 방향, 즉 그림 1의 (c)에서 설정된 x축 방향으로 320 cm 까지 선량분포의 균일도를 표시하였다. 여기서 균일도는 x축 방향의 각 거리에서 y-z면의 범위가 각각 150 cm, 100 cm 안에서 선량을의 최고치를 최저치로 나눈 값을 의미한다. 선량분포의 균일도는 선원으로부터 멀어질수록 1에 가까운 수치를 보였다. 선원으로부터 가까운 거리에서는, 선량은 높지만 균일도를 유지하기 위해서는 그만큼 조사 범위를 작게 유지해야 해야 하고, 거리가 멀어질수록 더욱 큰 물체에 대해서도 균일도를 유지하면서 방사선을 조사시킬 수 있다는 것을 의미한다. 예를 들어 그림에서와 같이 거리 300 cm 정도에서 균일도가 1.08정도가 된다는 것



**Fig. 2.** EPR spectrums of alanine dosimeters; the amplitude of the central peak is used for dose evaluation.



**Fig. 3.** Absorbed dose curve of the 'e-scan<sup>TM</sup>, Alanine Dosimeter Reader'

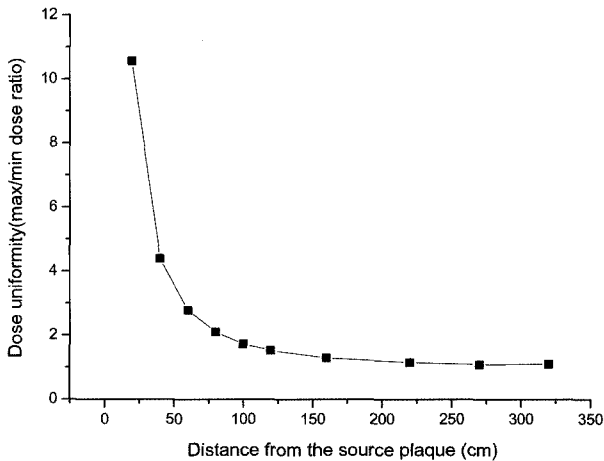
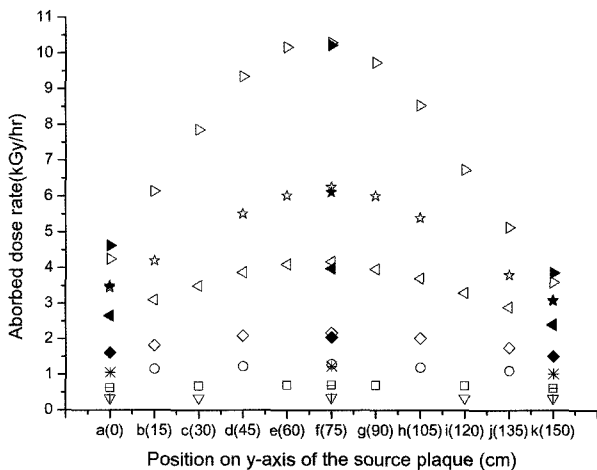


Fig. 4. Dose uniformity at the distance from the source plaque.



▷ Measurement and ▴ MCNP results at 40 cm  
 ☆ Measurement and ★ MCNP results at 60 cm  
 △ Measurement and ▲ MCNP results at 80 cm  
 ◇ Measurement and ◆ MCNP results at 100 cm  
 ○ Measurement and ※ MCNP results at 160 cm  
 □ Measurement and - MCNP results at 220 cm  
 ▽ Measurement and † MCNP results at 320 cm

Fig. 5. Dose distribution of the measurement and MCNP results at 40, 60, 80, 100, 160, 220 and 300 cm distances from the source plaque.

은, 이 위치에서는 y축과 z축으로 각각 100 cm, 150 cm 정도의 영역에서 ±5%이내 오차 범위의 정확도로 조사시킬 수 있음을 뜻한다.

그림 5는 선원 판의 좌우, 즉 y축 방향으로의 선량 분포

와 몬테칼로 시뮬레이션 결과를 비교하여 나타냈다. 선원 판의 z 축 방향으로 '05지점', 즉 선원 판 하단으로부터 50cm 떨어진 지점에서, 그리고 x축 방향으로 각각, 40, 60, 80, 100, 160, 220, 320 cm 의 거리에서 y축 방향의 선량 분포를 표시했다. 그림에서 보는 바와 같이 선원 판으로부터 거리가 멀어질수록 y 축 방향의 선량분포가 균일해짐을 알 수 있고, 몬테칼로 시뮬레이션 결과를 측정치와 비교해 볼 때 구분이 어려울 정도로 유사함을 알 수 있었다.

MCNP4B코드를 이용한 시뮬레이션 결과와 측정치의 차이를 좀 더 정확하게 비교하고 분석하기 위하여 그림 6과 같이 y-z면을 a01 지점부터 k10 지점까지 나누고 x축 방향으로 각각 40, 60, 80, 100, 140, 160, 220, 270, 320 cm 의 거리 별로 그 차이를 살펴봤다. 그림에서 보는 바와 같이 측정치와 MCNP4B 결과치의 차이가 약 ±5%이내에 들어옴을 알 수 있다.

부차적으로 확인할 수 있었던 것은, 조사 시설의 공간 활용을 높이기 위해서는, 그림5로부터 유추할 수 있듯이 선원으로부터 거리가 가까울수록 좀 더 세밀한 지점에 대한 선량 평가가 이루어져야 하고 선량계의 조사 위치와 측정에서도 좀 더 신중을 기해야 한다는 점이다. 또한 몬테칼로 시뮬레이션을 함에 있어서도 선원으로부터 가까운 거리에서, 특히 선원의 중심부에서 y-z방향으로 멀어질수록, 구조물의 기하학적인 영향으로 인한 차폐가 상대적으로 높기 때문에, 이 지점에서의 선량평가를 위해서는 선원을 둘러싸고 있는 구조물에 대하여 좀 더 상세하고 정확한 입력 자료가 필요하다는 것을 알 수 있었다.

선량분포에 대한 평가를 상세하게 할수록 그림 1과 같은 조사 시설의 공간 활용도는 높아질 수 있다. 그러나 그만큼 도시메트리를 위한 수고와 시간, 그리고 비용은 늘어날 수밖에 없다. 그러므로 이러한 경비를 줄이기 위해 몬테칼로 시뮬

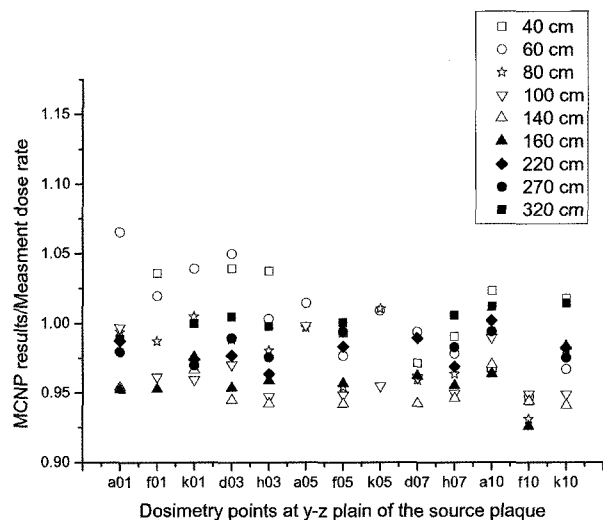


Fig. 6. MCNP calculation results vs measurement dose rate at each point which is at distance 40, 60, 80, 100, 140, 160, 220, 270, 320 cm from the source plaque.

레이션 등의 수학적 계산법들을 모색해 볼 수 있는데, 그림 6에서 보여주는 바와 같이 MCNP4B 코드는 IR-221 조사 시설에 대한 선량을 평가하는 데 있어 매우 유효한 수단임을 알 수 있었다.

#### 4. 결론

방사선이용을 촉진시키기 위해서는 이제 국내에서도 방사선 조사에 대한 품질을 보증하는 시스템이 구축되어야 한다. 본 논문은 이에 대한 기초 연구로서 선량평가에 대한 수학적 방법, 특히 MCNP4B 코드를 이용하여 IR-221 감마선 조사시설에 대하여 몬테칼로 시뮬레이션의 유효성을 검증하여 만족할 만한 결과를 얻었다. 이처럼 몬테칼로 시뮬레이션을 이용한 수학적 계산방법은 선량 평가에 있어서 매우 유효한 수단일 뿐만 아니라, 도시메트리를 위한 구조물의 설치와 측정에서 자칫 간과할 수 있는 실험적 오류를 보완하고 검증하는 데 있어서도 효과적임을 입증했다. 이러한 연구 결과는 이제껏 측정에만 의존해왔던 조사시설의 도시메트리를 한 차원 높이 끌어 올리고, 또한 조사 대상물에 대한 선량 예측에도 크게 기여할 수 있을 것이다.

#### 감사의 글

본 연구는 한국원자력연구소 방사선원별GIP시스템기반 구축과제의 지원으로 수행되었습니다.

#### 참고문헌

1. ASTM E 2303-03, Absorbed-Dose Mapping in Radiation Processing Facilities. In: ASTM, Standards on Dosimetry for Radiation Processing, 2nd ed. 100 Barr Harbor Drive, West Conshohoken, PA 19428, 2004:285-293.
2. ASTM E 2232-02, Selection and Use of Mathematical Methods for Calculating Absorbed Dose in Radiation Processing Applications. In: ASTM, Standards on Dosimetry for Radiation Processing, 2nd ed. 100 Barr Harbor Drive, West Conshohoken, PA 19428, 2004:269-284.
3. Nelson WR, Rogers DW. Structure and operation of the EGS4 code system. In: Jenkins TM, Nelson WR, Rindi A, eds. Monte Carlo transport of electrons and photons. Plenum Press, New York, 1988:287-305.
4. McIntyre R, Huntzinger CJ, Nelson WR. Applications of

- EGS4 to industrial irradiator design and use. Radiat. Phys. Chem. 1990;35(4-6):762-766.
5. Raisali GR, Sohrabpour M. Application of EGS4 computer code for determination of gamma ray spectrum and dose rate distribution in Gammacell 220. Radiat. Phys. Chem. 1993;42(4-6):799-805.
6. Halbleib J. Structure and operation of the ITS code system. In: Jenkins TM, Nelson WR, Rindi A, eds. Monte Carlo transport of electrons and photons. Plenum Press, New York, 1988:249-262.
7. Weiss DE, Johnson WC, Kensek RP. Dose distribution in tubing irradiated by electron beam: Monte Carlo simulation and measurement. Radiat. Phys. Chem. 1997;50(5):475-485.
8. Briesmeister J. MCNP-A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, LA 1265-M, Version 4B, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, USA. 1997.
9. Oliveira C, Salgado J, Carvalho AF. Dose rate determinations in the portuguese Gamma Irradiation Facility: Monte Carlo simulations and measurements. Radiat. Phys. Chem. 2000;58(3):279-285.
10. Sohrabpour M, Hassanzadeh M, Shahriari M, Sharifzadeh M. Dose distribution of the IR-136 irradiator using a Monte Carlo code and comparison with dosimetry. Radiat. Phys. Chem. 2002;63(3-6):769-772.
11. Oliveira C, Ferreira LM, Goncalves IF, Salgado J. Monte Carlo studies of the irradiator geometry of the Portuguese Gamma Irradiation Facility. Radiat. Phys. Chem. 2002; 65(3):293-295.
12. Agostinelli S, et al. Geant4 a simulation toolkit. NIMA 506, 2003:250-303.
13. Gharbi F, Kadri O, Farah K, Manni K. Validation of GEANT code of CERN as predictive tool of dose rate measurement in the Tunisian gamma irradiation facility. Radiat. Phys. Chem. 2005;74(2):102-110.
14. Kadri O, Gharbi F, Farah K, Manni K, Trabelsi, Monte Carlo studies of the Tunisian gamma irradiation facility using GEANT4 code. Appl. Radiat. Isot. 2006;64(2) :170-177.
15. ISO/ASTM E 51607:2004, Practice for Use of the Alanine-EPR Dosimetry System. In: ASTM, Standards on Dosimetry for Radiation Processing, 2nd ed. 100 Barr Harbor Drive, West Conshohoken, PA 19428, 2004:107-112.
16. ISO/ASTM E 51261:2004, Selection and Calibration of Dosimetry Systems for Radiation Processing. In: ASTM, Standards on Dosimetry for Radiation Processing, 2nd ed. 100 Barr Harbor Drive, West Conshohoken, PA 19428, 2004:23-41.

## Dose Determination in the IR-221 Gamma Facility Using a Monte Carlo Simulation

Ik-Sung Lim, Ki-Yup Kim, Gyu-Hong Roh and Chung Lee  
Korea Atomic Energy Research Institute

**Abstract** - This study is performed to evaluate the dose rate and to analyze the dose distribution of the gamma irradiation facility (IR-221) by using a Monte Carlo simulation, which is helpful of upgrading the radiation processing qualification. Monte Carlo simulation is performed by MCNP4B code. Dose rates were measured at total 369 points with alanine dosimeters to compare the calculation results and the measurements data. The results have shown that the MCNP4B code is very useful to

determine the dose distribution of the IR-221 gamma irradiation facility, as the calculation dose rate is within about  $\pm 5\%$  of the measurement data. Dosimetry about the gamma irradiation facility usually needs enormous manpower and time. However Monte Carlo calculation method can reduce the tedious dosimetry jobs and improve the irradiation processing qualification, which will probably contribute to obtain the reliability of the irradiation products.

**Keywords** : MCNP4B; IR-221 irradiator; Alanine; Dose uniformity