

碩士學位論文

MCNPX 코드를 이용한 감마선  
조사실의 방사선량 분포 계산



濟州大學校 大學院

에너지 工學科

金 容 浩

2008年 2月

# MCNPX 코드를 이용한 감마선 조사시설의 방사선량 분포 계산

指導教授 朴 在 雨

金 容 浩

이 論文을 工學 碩士學位 論文으로 提出함

2007年 12月

金容浩의 工學 碩士學位 論文을 認准함

審査委員長 金 信 印

委 員 金 洛 培 印

委 員 朴 在 雨 印

濟州大學校 大學院

2007年 12月

# Dose Distribution Calculation Using MCNPX Code in the Gamma-ray Irradiation Cell.

Yong-Ho Kim

(Supervised by professor Jae-Woo Park)

A thesis submitted in partial fulfillment of the requirement  
for the degree of Master of Science

2007. 12.

This thesis has been examined and approved.

.....  
Thesis director, Jae-Woo Park, Prof. of Nuclear and Energy Engineering

.....  
Date

Department of Nuclear & Energy Engineering  
GRADUATE SCHOOL  
CHEJU NATIONAL UNIVERSITY

# 목 차

LIST OF FIGURES .....	iii
LIST OF TABLES .....	vi
SUMMARY .....	vii
I. 서 론 .....	1
II. 이론적 배경 .....	3
1. 방사선량의 정의 .....	3
1) 공기커마 (Air Kerma) .....	3
2) 조사선량 .....	3
2) 흡수선량 .....	4
2. MCNPX 코드 개요 .....	5
1) Monte-Carlo Method .....	5
2) MCNP(Monte-Carlo N Particle) .....	7
3) MCNPX 계산 알고리즘 .....	7
4) MCNPX 통계적 고찰 .....	10
III. 실험 및 계산 방법 .....	12
1. 감마선 조사시설 .....	12
2. 방사선량 측정 .....	14
1) 방사선량계 .....	14

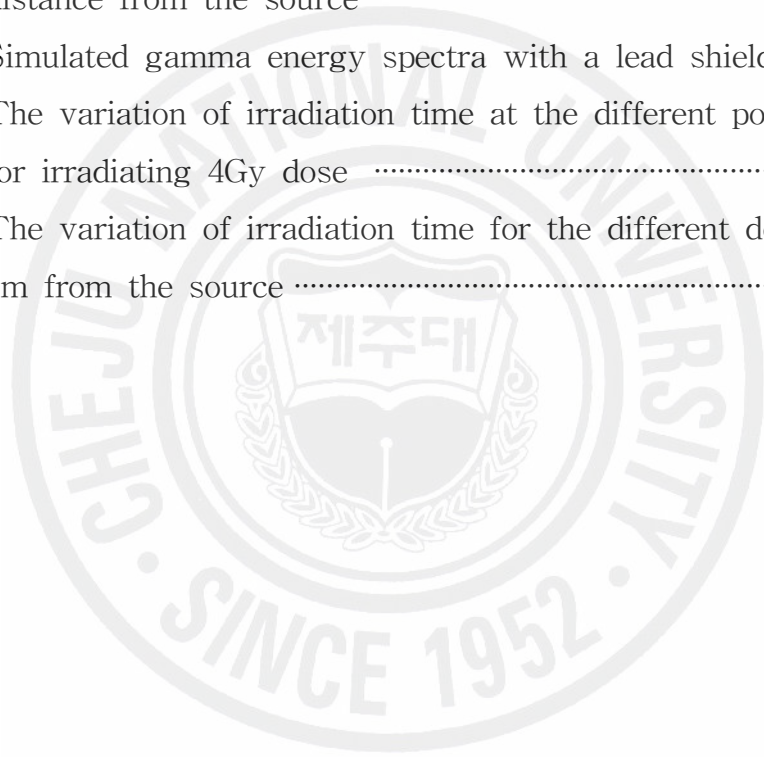
2) 선량측정 위치 .....	19
3) 선량 측정 .....	21
3. 선량 분포 계산모델 .....	25
1) Geometry Cards .....	25
2) Data Cards .....	27
3) Tally Cards .....	28
4) Tally normalization .....	37
IV. 결과 및 고찰 .....	39
1. 선원에서 거리에 변화에 따른 선량 분포(수평방향 선량계산) .....	39
2. 높이 변화에 따른 선량 분포(수직방향 선량 계산) .....	42
3. 조사 시료의 흡수선량 .....	46
4. 차폐체의 영향 .....	48
5. 감마선 에너지 스펙트럼 계산 .....	50
6. 선량편차에 따른 조사시간 변화 .....	52
V. 결 론 .....	56
참 고 문 헌 .....	58

## LIST OF FIGURES

Fig. 1. Possible history of a neutron incident on a slab of material ..	5
Fig. 2. The flow diagram of MCNPX code .....	8
Fig. 3. MCNPX cell and surface card input data format .....	9
Fig. 4. The plane view of the Co-60 gamma irradiation facility .....	13
Fig. 5. The vertical view of the Co-60 gamma irradiation facility .....	13
Fig. 6. The operation regions of gas-filled detectors .....	15
Fig. 7. The schematic of the Farmer-type ionization chamber .....	16
Fig. 8. The structure of the MOSFET dosimeter .....	17
Fig. 9. The configuration of the MOSFET dosimetry system .....	18
Fig. 10. The dose measuring directions on the horizontal plane in the irradiation cell .....	19
Fig. 11. Picture of the ionization chamber and MOSFET dosimeters for measuring the dose .....	20
Fig. 12. Calibration Factors of MOSFET dosimeters .....	24
Fig. 13. Horizontal geometric model of the irradiation cell for MCNPX simulation .....	25
Fig. 14. Vertical geometric model of the irradiation cell for MCNPX simulation .....	26
Fig. 15. MCNPX geometry plots of horizontal and vertical views of the irradiation facility .....	26
Fig. 16. Surface and cell card input data for MCNPX calculation .....	27
Fig. 17. Source definition and material data card input data for MCNPX calculation .....	28
Fig. 18. Tally card input data for MCNPX calculation .....	31
Fig. 19. Input data for MESH tally and dose energy function cards ..	33
Fig. 20. Geometric model for absorbed dose calculation of	

cultured cell samples contained in test tube .....	34
Fig. 21. Geometric model for absorbed dose rate calculation of an animal sample contained in the irradiation cage .....	34
Fig. 22. Geometric model for dose calculation with a lead shield .....	36
Fig. 23. The concept of F8 tally option .....	37
Fig. 24. The positions for gamma energy spectra simulation for a BGO scintillator .....	37
Fig. 25. View of the Microsoft Excel program for automatic conversion of the calculated values into the doses .....	38
Fig. 26. Comparison of the air kerma distributions measured and calculated as a function of distance from the source as of 2007. 2 .....	40
Fig. 27. Comparison of the air kerma distributions measured and calculated as a function of distance from the source as of 2007. 8 .....	41
Fig. 28. Horizontal dose distribution in the irradiation cell as obtained with MESH Tally .....	41
Fig. 29. Comparison of calculated and measured vertical dose distributions at 1m from the source .....	43
Fig. 30. Comparison of calculated and measured vertical dose distributions at 2m from the source .....	43
Fig. 31. The calculated vertical dose distributions at 20~80cm from the source .....	44
Fig. 32. The calculated vertical dose distributions at 100~160cm from the source .....	44
Fig. 33. Vertical dose distribution in the irradiation cell as obtained with MESH Tally .....	45
Fig. 34. View of the MCNP-simulated photons histories, as generated with the graphics software Sabrina .....	45

Fig. 35. Comparison of the water absorbed dose distributions measured and calculated as a function of distance from the source as of 2007. 8 .....	47
Fig. 36. The ratio of air kerma to water dose for different samples as a function of the distance from the source .....	48
Fig. 37. Comparison of measured and calculated dose rate with decrement of dose using lead shielding .....	49
Fig. 38. Simulated gamma energy spectra as a function of distance from the source .....	51
Fig. 39. Simulated gamma energy spectra with a lead shielding. ....	52
Fig. 40. The variation of irradiation time at the different positions for irradiating 4Gy dose .....	53
Fig. 41. The variation of irradiation time for the different doses at 1m from the source .....	54





## LIST OF TABLES

Table 1. Radiation transport codes using Monte-Carlo method .....	7
Table 2. Guideline for interpreting the relative error of MCNPX .....	11
Table 3. Types of tally card available in MCNPX for dose calculations .....	29
Table 4. Comparison of measured and calculated air kerma doses as a function of the distance from the source with different tally cards .....	40
Table 5. Air Kerma, water absorbed dose and exposure dose converted from measured data .....	46
Table 6. Conversion of the calculated doses into the Air Kerma and water absorbed dose .....	48
Table 7. Comparison of measured and calculated doses behind a lead shield .....	49
Table 8. Irradiation time for various water doses .....	55

## SUMMARY

$^{60}\text{Co}$ -gamma irradiators have long been used for foods sterilization, plant mutation and development of radio-protective agents, radio-sensitizers and other purposes. The Applied Radiological Science Research Institute of Cheju National University has a multipurpose gamma irradiation facility loaded with a MDS Nordin standard  $^{60}\text{Co}$  source (C188), of which the initial activity was 400 TBq (10,800 Ci) on February 19, 2004. This panoramic gamma irradiator is designed to irradiate in all directions various samples such as plants, cultured cells and mice to administer given radiation doses. In order to give accurate doses to irradiation samples, appropriate methods of evaluating, both by calculation and measurement, the radiation doses delivered to the samples should be set up.

Computational models have been developed to evaluate the radiation dose distributions inside the irradiation chamber and the radiation doses delivered to typical biological samples which are frequently irradiated in the facility. The computational models are based on using the MCNPX code. The horizontal and vertical dose distributions has been calculated inside the irradiation chamber and compared the calculated results with measured data obtained with radiation dosimeters to verify the computational models. The radiation dosimeters employed are a Famer's type ion chamber and MOSFET dosimeters. Radiation doses were calculated by computational models, which were delivered to cultured cell samples contained in test tubes and to a mouse fixed in a irradiation cage, and compared the calculated results with the measured data. The computation models are also tested to see if they can accurately simulate the case where a thick lead shield is placed between the source and detector. Three tally options of the MCNPX code, F4, F5 and F6, are alternately used to see which option produces optimum results. The

computation models are also used to calculate gamma ray energy spectra of a BGO scintillator at several points of the irradiation chamber.

It is found that the calculated horizontal dose distribution agrees with the measured data within 5% deviation. The calculated vertical dose distribution generally agrees well with the measured data, but there exist large discrepancies between the calculated and measured data at some points. It is found that these discrepancies have originated from the MOSFET dosimeters used rather than from the computation models. The computed results show a smooth pattern of the dose distribution while the measured data show a very irregular pattern which seems very unnatural. It is deemed that some of the dosimeters have been inaccurately calibrated. The calculated doses behind a thick lead shield agree with the data measured with ion chamber within 4% deviation. The calculated absorbed doses delivered to the biological samples agree with the measured data within 5% deviation. The effect of different tally options does not show a consistent pattern. In some points one tally option agrees better with the measured data while in other points another tally option agrees better.

The gamma ray energy spectra for a BGO scintillator calculated with the MCNPX computation model show the full energy peaks more prominent as the detector is closer to the source. The heights of full energy peaks become lower behind the lead shield due to the interference of the scattered gammas.

## I. 서 론

제주대학교 방사선응용과학연구소는 2004년 2월 방사능이 10,807 Ci (약 400TBq)이고, 선원 주위 모든 방향에서 여러 시료를 동시에 조사할 수 있는 파노라마형의 다목적 Co-60 감마선 조사시설을 구축하였다. Co-60 감마선 조사시설은 식물의 돌연변이 신품종 개발 (Park, W. Y. 2002, Dodbiba, A. et al., 2003), 식품 멸균처리, 농·수산물의 저장성 향상 (Farkas, J. 1998), 방사선 환경에서 전자제품의 성능변화 연구 (Yui, C.C. 2003), 방사선 민감제, 방어제와 항암제 등의 기능성 물질의 개발 (Arora, R. et al., 2005)과 같이 농학, 의학, 공학, 생명공학 등 다양한 분야에서 효과적인 수단으로 활용되고 있다.

다목적 방사선 조사시설의 경우 조사할 시료의 종류와 조사 목적에 따라 조사할 방사선량의 범위가 각각 다르기 때문에 정확한 선량을 투여할 수 있는 시스템을 구축하여 조사시설의 활용도를 높일 수 있어야 한다. 조사시료에 정확한 선량을 투여하고 조사시설의 활용도를 높이기 위해서는 조사시설의 공간적인 선량 분포, 조사시설내 위치별 선량분포의 균일성, 최대 및 최소 선량지점 등과 같은 특성이 평가되어야 한다 (Farah, K. et al., 2005). 방사선 조사시설 내 전반적인 선량분포를 평가하는 작업은 선원 중심으로 거리 변화에 따른 선량변화, 수직 방향 높이에 따른 선량 변화, 선원을 중심으로 한 동심원위치에서 선량분포의 균일성 등을 결정하는 과정이다. 이러한 선량평가는 방사선 수송 컴퓨터 코드 계산과 함께 방사선량계를 사용한 측정을 병행하여야 한다. (Oliveira, C. et al., 2000)

여러 가지 방사선 수송 코드의 해석적 기법들 중에서 몬테카를로법 (Monte-Carlo method)이 많이 사용되어왔으며 방사선 입자수송에 적용하여 flux, fluence, energy spectra, energy deposition 등의 다양한 값들을 정확하게 예측할 수 있다(Sohrabpour, M. et al., 2002). 몬테카를로법을 이용한 방사선 수송 코드 중 대표적인 프로그램은 MCNP (Monte-carlo N-Particle)이다. MCNP는 중성자, 광자, 전자, 양성자 외에 30 종의 입자 수송을 계산할 수 있는 프로그램으로 연구용, 산업용, 치료용 방사선조사시설의 선량 분포 계산, 원자로 중성자

물리, 원자력 시설의 방사선 방호를 위한 차폐체 설계, 해석, 방사선 검출기 설계 등 폭 넓게 사용되는 코드이다 (Pelowitz, Denise B. 2005). MCNP코드를 구조가 복잡한 방사선 조사시설에 적용하여 조사시설 내 모든 위치에서 방사선량을 예측 할 수 있고, 조사하고자 하는 시료에 대하여 정확한 선량을 계산할 수 있다 (Sohrabpour, M. et al., 2002).

방사선조사시설의 선량 측정 계측기로는 ionization chamber (전리함), 화학선량계, 열형광 선량계 (TLD), MOSFET, 형광유리 선량계 등이 있다. 위의 선량계들 중에서 전리함은 다른 선량계의 검교정시에 사용되고, 감마선 선량계로 많이 사용된다. MOSFET 선량계는 센서부위가 소형이기 때문에 시료의 부위별 선량 평가가 아주 수월하고, 공간 분해능이 뛰어나며, 여러 지점을 동시에 측정할 수 있는 선량계이다.

본 연구에서는 MCNPX (MCNP Extend version 2.5.0)코드 (Pelowitz, Denise B. 2005)를 이용하여 조사실내의 위치별 방사선량과 조사시료에 투여되는 흡수 선량을 계산하는 모델을 확립하였다. 계산 모델에는 조사시설을 구성하는 요소인 봉형 선원, 선원홀더, Guide tube, 보조 조사대, 콘크리트 벽의 기하학적 구조 입력자료, 구성 성분에 대한 입력 데이터, 특정 위치에서 방사선량을 계산하는 tally option 데이터가 포함된다. 확립된 모델의 정확성을 평가하기 위하여 선원에서 거리변화에 따른 수평 선량분포와 높이변화에 수직 선량분포를 계산하여 전리함과 MOSFET 선량계를 이용하여 측정한 값과 비교하였다. 또한 선원과 선량계 사이에 납 차폐체가 있는 경우에 대해서 계산모델의 정확성을 평가하였고, 시험관에 들어 있는 배양세포 시료와 동물시료인 생쥐에 투여되는 흡수선량을 계산하여 측정치와 비교하였다. 선원에서 거리 변화 및 납 차폐체 뒷면에서 BGO 섬광체에 대한 에너지스펙트럼의 변화를 계산하여 특성을 분석하였다.

## II. 이론적 배경

### 1. 방사선량의 정의

방사선량이란 방사선에 노출된 물질이 방사선 에너지를 흡수하여 결과적으로 초래되는 물리적, 화학적, 생물학적 영향을 수치적으로 나타낸 값이다. 이는 흡수된 방사선 에너지에 비례하며, 이 값을 표현하는데 있어 여러 가지 물리량을 사용하게 된다.

#### 1) 공기커마 (Air Kerma)

Kerma (Kinetic energy released per unit mass)란 물질의 단위질량당 X선, 감마선 및 중성자 등과 같은 간접전리방사선에 의해 생성된 모든 하전입자가 가지는 초기운동에너지의 총합을 말하는 데 감마선장의 기본 물리량이며 단위는 J/kg으로서 흡수선량과 같다. 흡수선량과 차이점은 흡수선량은 직접 및 간접 전리방사선 모두에 의한 에너지의 전달상태를 평가하기 위하여 정의 되었다는 점이다. 따라서 단위질량 내 하전입자평형이 성립하고 제동복사를 무시 한다면 커마는 흡수선량과 같다.

#### 2) 조사선량 (Exposure dose: X)

조사선량 X는 질량 dm의 공기 중에서 X선이나  $\gamma$ 선이 공기분자로부터 방출된 전자(음 또는 양)가 그 속에서 완전히 정지하게 되었을 때 공기와의 상호작용결과 전리를 생기게 하는 능력에 의거 X선 또는  $\gamma$ 선의 양을 측정하기위한 물리량이다. 간접전리방사선으로 인해 방출된 2차 전자가 공기 중에서 생성된 이온쌍 중 양전하 또는 음전하가 공기 중에서 정지했을 때 그 중 어느 한 쪽 부호의 전체 전하 dQ를 dm으로 나눈 값, 즉

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (1)$$



이고,  $dm$ 은 일정부피 내에 매질의 질량이며  $dQ$ 는  $dm$ 의 질량을 지닌 부피의 공기 중에서 광자에 의해 생성된 모든 전자들이 그 공기 중에서 완전히 흡수되었을 때 양 (+) 또는 음 (-) 전하 중 어느 한쪽의 전하량의 총합을 말한다. 조사선량의 SI 단위로는 C/kg을 사용하고 병행단위는 R (Roentgen)을 사용한다. 여기서 1 R은 표준상태 공기 1 cc (0.001293 g)을 전리하여 1 esu의 전하를 생성하는 엑스선 또는 감마선의 강도이다. 따라서 SI 단위와 병행단위의 관계는 아래와 같다.

$$1R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg} \quad (2)$$

전리기체로 공기를 이용하는 이유는 공기가 어느 지역에서나 조성이 비슷하고, 쉽게 얻을 수 있을 뿐만 아니라, 공기의 실효원자번호가 인체조직과 유사하기 때문이다.

### 3) 흡수선량 (Absorbed dose: D)

인체나 어떠한 물질이 방사선에 의해 얼마나 많은 피해를 입었는지를 평가하기 위해서는 물질이 방사선으로부터 얼마나 많은 에너지를 흡수하였는가에 의해 결정된다. 방사선에너지의 흡수 정도는 물질의 구성 및 분포상태, 방사선의 종류나 에너지에 따라 크게 좌우 된다. 따라서 방사선에 의한 에너지흡수량을 계량하기 위하여 물질에 방사선에너지가 얼마나 흡수되었는가를 정량적으로 분석할 수 있는 단위가 바로 흡수선량이다. 흡수선량은 단위질량 ( $dm$ ) 체적 내에서 실제 흡수된 방사선에너지 ( $dE$ )의 양으로 다음과 같이 표시 된다.

$$D = \frac{dE}{dm} \quad (3)$$

흡수선량의 SI 단위로는 Gy가 사용되며  $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg}$ 이고, 병행단위로는 rad를 사용한다. 둘 사이의 관계는  $1 \text{ rad} = 100 \text{ erg/g}$ 으로  $1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$ 인 관계가 성립한다. 흡수선량은 방사선과 물질과의 상호작용의 정량적 평가 수단이며, 높은 선량 피폭에 의한 결정적 영향의 위험 척도이다. 조사선량과는 달리 직접 및 간접전리방사선 모두에 사용되고 모든 매질에 적용된다.

## 2. MCNPX 코드 개요

### 1) Monte-Carlo Method

몬테카를로법은 난수 (Random Number)를 발생하여 확률적 방법으로 물리적, 수학적 시스템의 문제를 해결하는 방법이다. 방사선 입자 수송에 있어서 입자들의 일생 경로를 알아보면, 입자의 에너지를 가진 입자는 물질과 여러 가지 상호작용을 일으키면서 소멸한다. 물질과 상호작용의 종류, 반응 후 생성되는 입자의 종류, 산란되는 방향과 에너지, 축적되는 방사선에너지는 미리 예측할 수 없다. Figure 1은 중성자와 핵분열물질과의 여러 상호작용과정들을 모식도로 나타낸 것이다. 입자의 에너지를 가진 중성자가 물질에 흡수하여 산란, 핵분열, 누설, 포획 반응을 예상 할 수 있으며, 부가적으로 광자가 발생하여 다시 이 광자는 산란, 누설, 흡수 반응을 예상 할 수 있다. 이처럼 방사선 입자와 물질과의 상호작용 과정들은 확률적으로 밖에 예측할 수 없다.

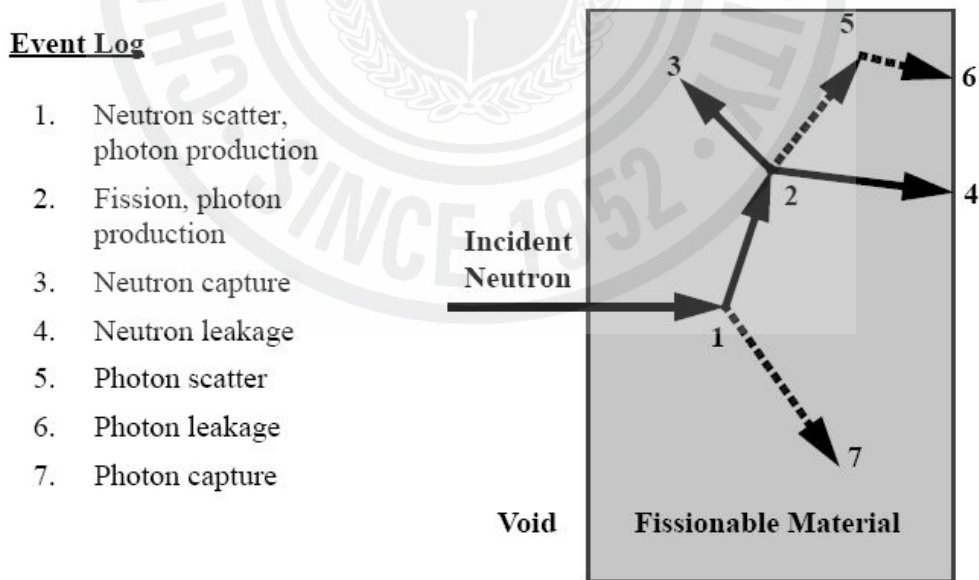


Figure 1. Possible history of a neutron incident on a slab of material.



몬테카를로법은 컴퓨터가 개발되기 이전에는 두각을 나타내지 못하였다가 컴퓨터의 계산속도와 기억용량이 급속히 발전하면서 그동안 해결할 수 없었던 많은 공학적 문제들을 해결 또는 예측하는데 이용되어 왔다. 몬테카를로 방법의 장점 중의 하나는 계산알고리즘이 다른 수학적 방법에 비해 간단하다는 것을 들 수 있다. 또한, 주로 5~10 % 정도의 오차를 허용할 수 있는 공학적인 문제들을 해결하는데 효과적으로 이용될 수 있다. 이 방법은 컴퓨터를 이용한 통계적 추출 시도를 통해서 적절한 확률적 모델을 만들어서 해결할 수 있도록 해준다.

방사선 수송이론의 목표는 어떠한 시스템 물질의 성분과 형상이 주어지고 추적하고자 하는 입자들의 생성원의 위치와 강도가 주어졌을 때 시스템 내에서 그 입자들의 분포, 즉 입의 점에서의 밀도와 속도분포, 또는 입자로부터 축적되는 에너지분포를 알아내는 것이다. 몬테카를로 기법의 방사선 수송이론 적용은 단순히 호기심을 채워주는 것을 지나서 방사선 치료, 원자로의 시뮬레이션과 같이 실험이나 실수가 허용되지 않는 경우에 필요불가결한 도구가 되었다. 이에 더하여, 방사선량계산, 방사선 차폐, 방사선계측기 설계 등 많은 분야에도 적용된다.

초기에 많이 개발되었던 해석적인 방법은 중요한 개념들을 정립하는 데 공헌했지만 복잡한 물리계에 적용하기에는 실용적이지 못하였다. 2차 대전 중 수학자 폰노이만 등이 발명해낸 디지털 컴퓨터를 사용하는 수치적 방법을 개발한 이래, 새로운 몬테카를로 모사 방법이 전적으로 사용되게 되었다. 컴퓨터의 발전과 더불어 실험 장치들의 스케일이 커지고 정교로워짐에 따라 운송 프로그램도 점점 복잡해지고 방대해지게 되었다. 이러한 운송 프로그램의 예를 들어 보면 전자선과 감마선을 추적하기 위해 개발된 EGS, 광범위한 에너지 영역에서 많은 수의 입자들을 추적할 수 있는 GEANT3가 있고, 또한 MCNP나 MORSE와 같은 프로그램은 입자들의 수가 아주 많은 원자로 내에서의 중성자와 감마선을 추적하는 프로그램이다. 이러한 프로그램들은 입자들을 추적하는 것은 물론 추적에 필요한 각 입자들의 성질 및 모든 원소들과의 반응에 관한 데이터 베이스를 포함하고 있고 사용자가 자신이 관심을 가지는 실험장치 또는 시스템의 물질 성분과 형태를 쉽게 정의할 수 있도록 정교로운 그래픽 인터페이스를 내포하고 있다. Table 1에 현재 사용되고 있는 여러 가지 몬테카를로 기법 프로그램들을 목록화하였다. 이 중 MCNP는 다른 프로그램에 비해 여러 가지 목적에 적용할 수 있으며, 비교

적 정확하고, 많은 입자의 종류를 시뮬레이션 할 수 있는 장점이 있다.

Table 1. Radiation transport codes using Monte-Carlo method.

종 류	기 능
AEGIS	물질과의 전자기 작용
COG	차폐 문제를 위한 중성자 - 광자 운송
EGS	전자 - 광자의 운송
FLUKA	중입자 폭포
HADRIN	중입자 - 핵 상호 작용
HETC	물질과의 중입자 상호작용
MCNP	중성자 - 광자 - 전자 의 운송
LAHET	HETC 와 MCNP 통합 코드
GEANT3	일반적 감지기 모사 코드
HERMES	일반적 중성자 모사 코드

## 2) MCNP (Monte-Carlo N Particle)

몬테카를로법은 원자로에서의 중성자 확산 계산, 원자로 차폐해석에 대한 문제들을 풀기 위하여 2차세계대전중 Manhattan Project로부터 부각되기 시작 하였다. 종전 후 몬테카를로법이 여러 공학 분야에 적용되었고 Manhattan Project 동안 몬테카를로법을 연구한 미국의 Los Alamos 연구소에서 1977년에 MCNP를 처음으로 공개하였다. MCNP (Monte-Carlo N-Particle)는 범용목적, 연속에너지, 일반적 형태, 시간의존, 중성자 -광자 - 전자를 동시에 다룰 수 있고 기하학적 구조가 복잡한 방사선 조사실이나 원자로 물리, 방사선 차폐 등에 적용 할 수 있는 몬테카를로 수송 시스템이다. MCNP가 개발되면서부터 현재까지 몬테카를로 방법이 수학, 물리적 여러 현상에 적용과 컴퓨터의 발전과 함께 많은 업데이트가 되었으며, 그래픽 인터페이스 (Graphic User Interface) 또한 사용자의 편의를 도모할 수 있도록 발전하였다. 본 연구에서 사용한 MCNPX는 MCNP 의 extend 하였다는 뜻으로 적용할 수 있는 입자수의 확장 (34 particles), 연속에너지 확장, 여러 가지 Tally Card 계산 옵션 등이 확장 되었고, LANL에서 개발된 LA150라이브러리를 사용하고 있다.

## 3) MCNPX 계산 알고리즘

MCNP는 포트란 90과 C로 짜여진 425개의 subroutine으로 구성되어 있고, 사용

의 간편함을 증대시키기 위하여 ANSI 포트란 90 standard를 따르면서 독립적인 시스템으로 만들어 졌다. MCNPX의 전반적인 시뮬레이션 과정을 Fig 2에 간략하게 나타내었다.

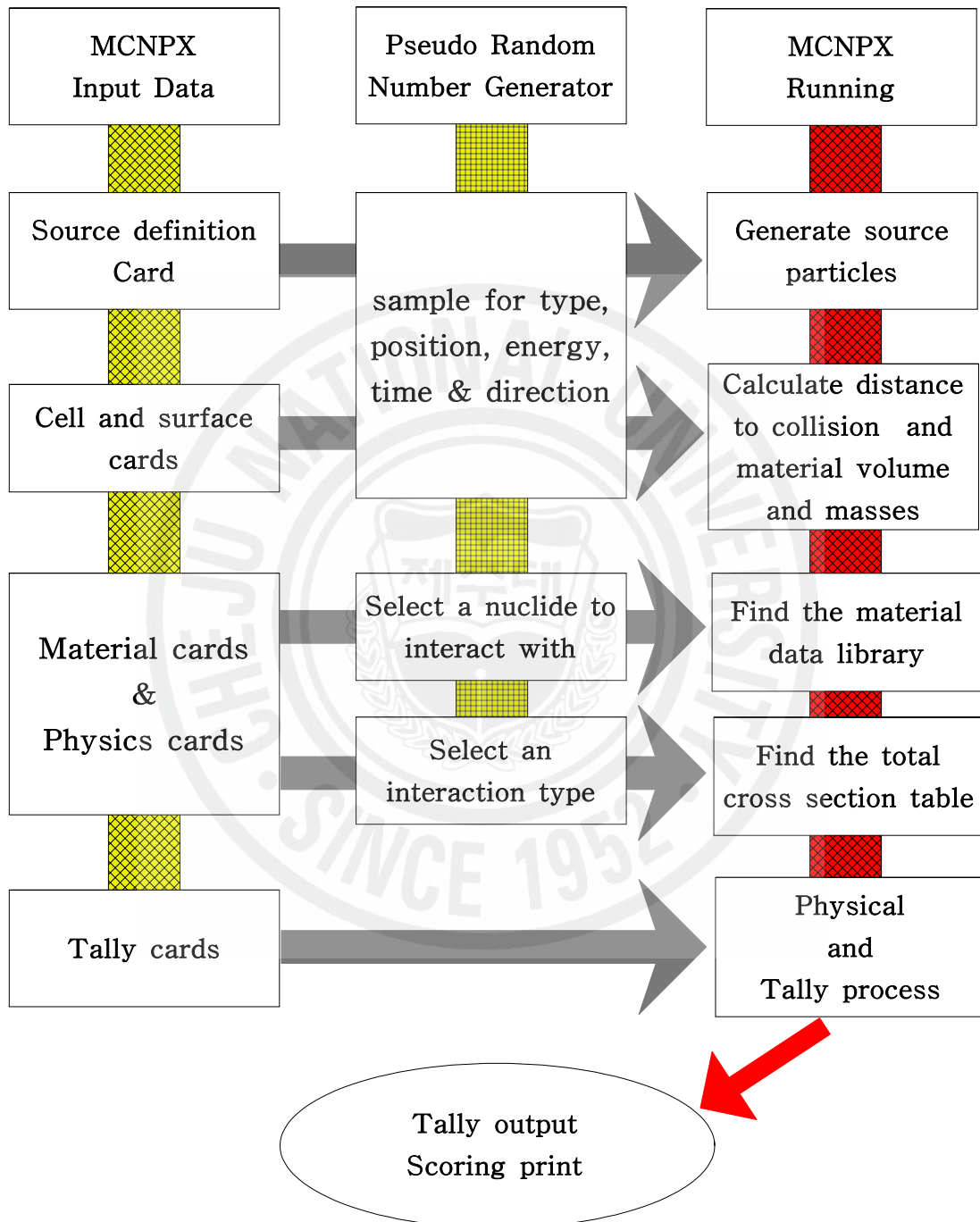


Fig 2. The flow diagram of MCNPX code.

MCNPX Input data에는 모사하고자 하는 현상이 약속된 기호와 단위 (길이-cm, 에너지-MeV, 밀도-g/cm<sup>3</sup>, 단면적-barns (10<sup>-24</sup>cm))를 사용하여 입력된다. Input file은 cell cards, surface cards, data cards (sdef, physics, material card .. etc), tally cards로 구성된다.

(2.1) Cell and Surface cards

Cell card와 surface card는 입자 운송 시스템의 지오메트리를 모사하는 card이다. 구, 원통, 육면체 외에 여러 형상에 해당하는 surface card 부호와 직각좌표계를 사용하여 거의 모든 형상을 모사 할 수 있다. surface card에 의해 구분된 영역들을 interaction과 union 및 complement operator를 이용하여 cell card를 정의 한다. 정의된 cell card에는 cell을 구성하고 있는 물질의 정보가 포함된다. cell card와 surface card의 input format은 Fig 3과 같다.

cell card			
cell No.	Material No.	Material density(g/cm3)	Geometry description (surface card No.)
ex) 1	1	-0.001293	-1
surface card			
surface No.	Geometry mnemonic	Dimensions	
ex) 1	px	50	

Figure 3. MCNPX cell and surface card input data format.

(2.2) Data cards

Data card에는 모사 하고자 하는 수송 시스템의 선원의 형태, 방출 되는 입자의 종류와 에너지, 또한 시스템을 이루고 있는 물질에 대한 정보들이 포함 되어 있다.

(2.3) Tally cards

Tally cards는 입자 수송 시스템 모사 과정에서 사용자가 원하는 정보를 얻고자 할 때 사용되는 card이다. 예를 들어 어떠한 면이나, 지점에서의 입자 선속,

물질에 전달하는 방사선에너지의 양 등을 여러 가지 tally cards를 이용하여 계산할 수 있다.

### 3) MCNPX 통계적 고찰

MCNPX의 여러 가지 계산 알고리즘 (Tally)을 통하여 사용자가 원하는 입사면, point, 매질에서 particle current, particle flux, and energy deposition을 얻을 수 있다. 위의 각각의 값들은 주어진 History N개에 대한 샘플 (score :  $X_1, X_2, X_3 \dots X_N$ )을 추출하였을 때 표본평균 (Sample mean)의 값으로 주어지고 아래와 같이 표현된다.

$$\bar{X} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N X_i \quad (4)$$

계산값의 신뢰성을 판단하는 상대오차 값은 MCNPX 계산결과 표본평균값과 같이 주어지고 표준편차 ( $\sigma: S_{\bar{X}}$ )를 표본평균 ( $\bar{X}$ )로 나눈 값이다. 표본분산은 계산값의 모집단에서 랜덤하게 N개의 확률 분포  $X_1, X_2, X_3 \dots X_N$ 을 추출하였을 때 표본평균  $\bar{X}$ 를 이용하여 아래와 같이 정의 된다.

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^N (X_i - \bar{X})^2}{N-1} \quad (5)$$

표준편차와 표본분산과의 관계는 아래와 같다.

$$S_{\bar{X}}^2 = \frac{S^2}{N}, \quad S_{\bar{X}} = \frac{S}{\sqrt{N}} \quad (6)$$

즉, 상대오차는 아래와 같고  $1/\sqrt{N}$ 에 비례함을 알 수 있다.

$$R = \frac{S_{\bar{X}}}{\bar{X}} \quad (7)$$

추측된 상대오차는 표본평균값의 신뢰도에 대하여 중심극한정리를 이용하여 신뢰구간 (confidence interval)을 정리 할 수 있다. Table 2는 상대오차 범위에 대한 계산 결과의 quality를 나타낸 것이다. 상대오차 값이 5 %이하가 되면 일반적으로 계산 결과가 정확성이 있는 것으로 판단한다. 여기서 신뢰도는 오로지 MCNPX 자체 계산 값의 정밀도에만 관련되고, 확실한 물리적 값과 비교한 결과가 아닌 것이 대단히 중요하다. 즉, MCNPX 계산 값의 상대 오차는 모사되어진 물리적 실제 값과의 오차가 아닌 것이다. MCNPX 계산 값의 신뢰도를 높이기 위해서는 History를 증가 시키는 방법이 있지만, 더 중요한 사항은 정확한 물리적 현상의 모사, 계산방법의 접근 기술, physical data, sampling techniques등의 불확실성에 대하여 상세한 분석기술에 있다.

Table 2. Guideline for Interpreting the Relative error of MCNPX

Range of R	Quality of the Tally
0.5 ~ 1.0	Not meaningful
0.2 ~ 0.5	Factor of few
0.1 ~ 0.2	Questionable
<0.10	Generally reliable
<0.05	Generally reliable for point detector



### Ⅲ. 실험 및 계산 방법

#### 1. 감마선조사시설

##### 1) 구조

제주대학교 방사선응용과학연구소는 2004년 2월 Canada MDS Nordion 으로 부터  $^{60}\text{Co}$  선원 (약 400 TBq (10,807 Ci))을 도입하여 여러 시료를 선원주위 모든 방향에서 방사선조사가 가능한 파노라마 형의 다목적 감마선조사시설을 구축하였다. Figures 4, 5는 방사선조사시설의 평면구조와 수직단면을 나타낸 것이고 조사시설은 조사실과 운전 제어실로 구성된다. 조사실은 직육면체 구조이고,  $320 \times 420 \times 270$  cm (D×W×H)의 용적을 가지고 있으며 선원은 조사실 중앙에서 세로 방향으로 약 50 cm 정도 떨어진 곳에 위치한다. 제어실에서 조사실로 통하는 출입통로는 산란된 감마선이 빠져 나오는 것을 막기 위하여 “ $\gamma$ ”자로 꺾어진 차폐벽 구조로 되어있으며 납으로 제작된 차폐문이 두 군데 설치되었다. 조사실과 제어실 사이의 벽에는 납유리 창이 설치되어 조사실 내부의 상황과 선원의 위치를 직접 눈으로 확인할 수 있다.

선원은 직경이 11 mm, 길이 406 mm, 무게가 0.24 kg인 pencil type으로 직경 21.7 mm, 두께가 2.8 mm인 스테인레스 강관 속에 장전되어있다. 조사를 하지 않을 때에는 두께 25 cm인 지하 납차폐 저장용기에 저장되어 있으며, 조사 시에는 제어실의 구동 모터와 연결된 케이블을 통하여 Guide tube를 따라 선원이 수직방향으로 인출 된다. 두께 약 6.5 cm의 평판 Aluminum 보조 조사대를 추가로 설치하여 시료에 대한 방사선 조사의 효율성을 증대 하였다. 외부로의 방사선 누설을 막기 위하여 조사실은 1.4 m 두께의 콘크리트 벽으로 차폐되어 있다.

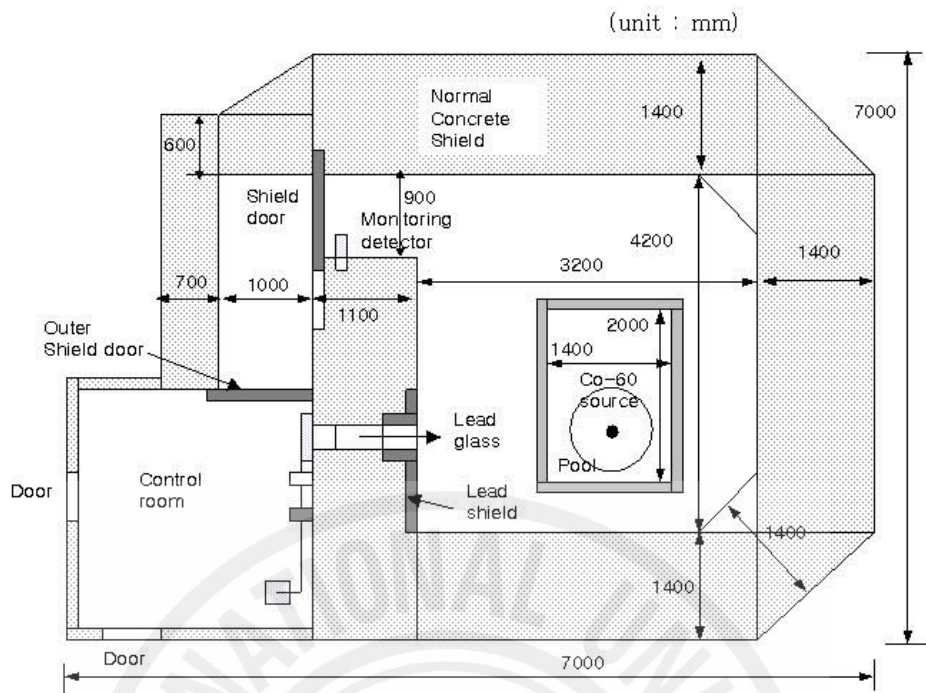


Fig 4. The plane view of the Co-60 gamma irradiation facility.

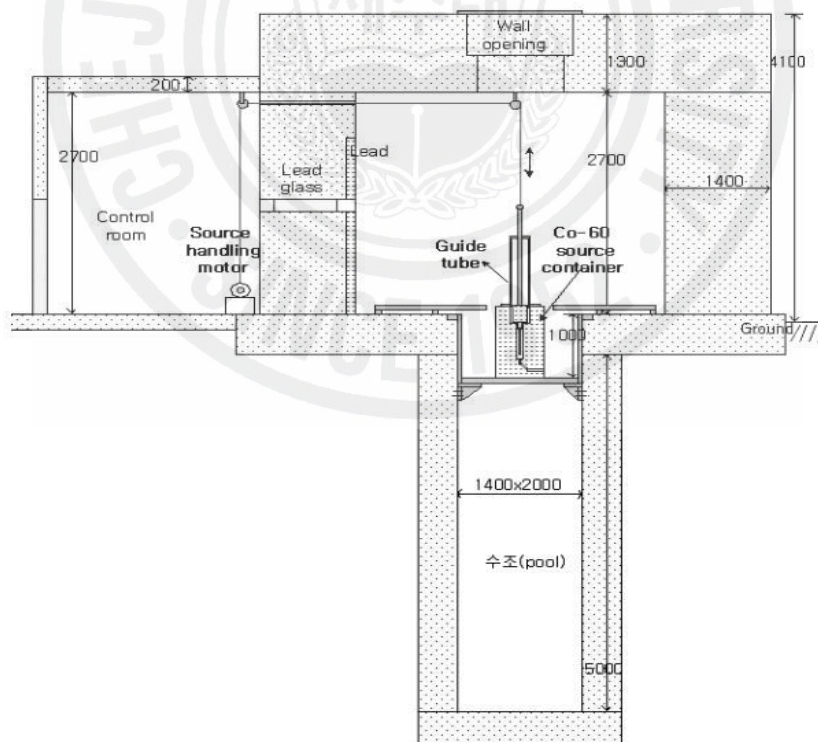


Fig 5. The vertical view of the Co-60 gamma irradiation facility.



## 2. 방사선량 측정

방사선 조사시설의 방사선량계산 모델의 신뢰성을 판단하기 위하여 정확성이 높고 방사선량평가 수행에 적합한 선량계를 도입하여 방사선 조사시설내 공간선량분포를 측정하였다.

### 1) 방사선량계 (Dosimeters)

선량 측정계라고도 하는 방사선량계는 방사선과 물질과의 상호작용의 결과로 나타나는 물리, 화학적 변화를 수치로 표현해주는 기기이다. 이 수치는 어떤 물질이 흡수한 방사선의 양을 알아내는데 중요한 값이며, 인체의 방사선방호에 대한 정보가 담겨있다. 따라서 방사선량계의 궁극적 목적은 인체가 흡수한 방사선 에너지를 측정하는 것이다. 방사선량계로는 Ionization Chamber (전리함), MOSFET, 화학선량계, TLD (열형광 선량계), 필름벤티 등이 있다. 이들 선량계들은 방사선과 각기 다른 상호작용으로 축적된 방사선에너지를 측정한다.

방사선량계를 이용하여 물질에 대한 방사선의 영향 평가 시에 선량계의 여러 가지 구비조건이 있다. 방사선량계의 구비 조건 첫 번째로 정확성과 정밀성에 있다. 즉, 측정치의 정확성과 정밀성은 불확실도와 연관되므로 참 값과 측정치간의 편차가 적어야 하며 측정치간의 편차 (재현성)가 좋아야 한다. 두 번째로 선량직선성이 좋아야 한다. 실제 선량과 측정치의 비례성을 말하는데 고 선량에서는 전하반체 생성의 포화로 인하여 직선성이 없어지고 측정치가 실제 선량보다 낮아진다. 세 번째로 방사선 에너지에 따라 측정치와 실제 선량의 비가 달라지는 척도인 방사선 에너지 의존성이 좋아야한다. 그 외에 방향의존성, 공간분해능, 사용의 편의성, 판독의 편의성 등이 있다.

본 연구에서는 위 구비조건을 거의 다 만족하고 다른 선량계의 교정 용도로 사용되고 있는 Ionization chamber와 센서의 크기가 작아 공간 분해능이 뛰어나고 다 지점 동시 측정이 가능한 MOSFET 선량계를 이용하여 방사선 조사실 선량평가를 하였다.

(1.1) Ionization Chamber (전리함)

조사선량의 절대측정에 사용되는 전리함은 검출기내에 기체를 충전하여 방사선과 기체와의 전리작용으로 생성되는 양이온과 음전자를 전극에 모아서 전기적 신호로 변환하는 계측기이다. 방사선에 의하여 생성된 이온이나 전자를 포집하기 위한 측정환경을 설정하지 않을 경우 이온쌍은 거동 후 재결합을 하기 때문에 극성이 다른 전압을 걸어 전하량을 포집한다. 이온쌍을 포집하는 방법에 따라 기체충전형 검출기의 영역을 분리하는데, Fig 6에서 보듯이 전리함영역은 재결합 현상이 사라지고 일차적으로 생성된 모든 전자와 이온이 포집되며 넓은 전압범위에서 전류의 크기가 일정한 영역이다. 이 구간 인가 전압에서 사용되는 기체충전형 검출기가 바로 전리함이다.

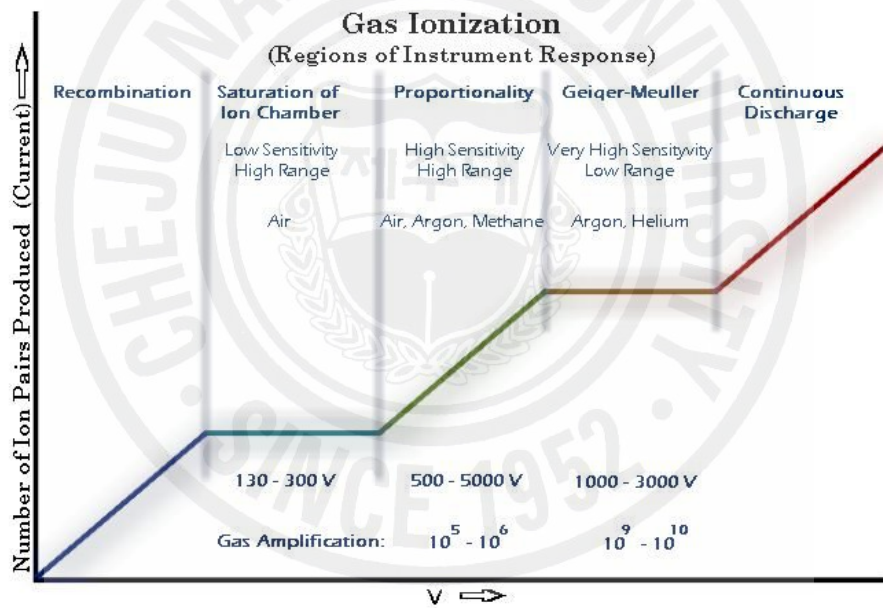


Fig 6. The operation regions of gas-filled detectors.

전리함의 특징은 재결합영역에 가까워서 이온쌍의 재결합이 문제가 되고, 전극간 절연문제가 있다. 또한 입사에너지와 출력전류는 비례관계이며, 비교적 에너지 의존성이 적다. 알파, 베타, 감마선에 대한 선질 특성이 좋고, 고 선량의 에너지 측정에 대한 감도가 좋아 방사선량의 표준을 설정하는데 이용하는 반면 펄스 파고가 낮아 감도가 나쁜 단점이 있다. 전리함은 공동전리함, 조직등가벽 전리함,

자유공기 전리함, 콘덴서 전리함, Grid 부착 전리함 등 여러 가지가 있지만 본 연구에서 사용한 전리함은 Farmer-type으로 PTW Freiburg사가 제작한 전리 체적이 0.6 cc인 자유공기 전리함이다. 이 thimble type 전리함은 내부로 공기가 자유롭게 드나들 수 있기 때문에 온도 및 기압에 대한 보정이 필요하다 (Gavin Cranmer-Sargison et al., 2003). 벽 물질은 아크릴 (PMMA)과 흑연 (C)으로 구성되어 있으며 직경 1.1 mm, 길이 21.2 mm인 aluminum 전극이 벽 물질 내부에 있다. 벽 물질 외부에 PMMA로 제작된 Co-60선원에 대한 buildup cap을 씌워서 사용하고 본 연구에서 사용된 전리함의 전체적인 diagram은 Fig 7과 같다. 이 전리함의 ion transit time은 180 ms 이고 99.5 % 이온 수집 효율 선량은 2.80 Gy/s 이다.

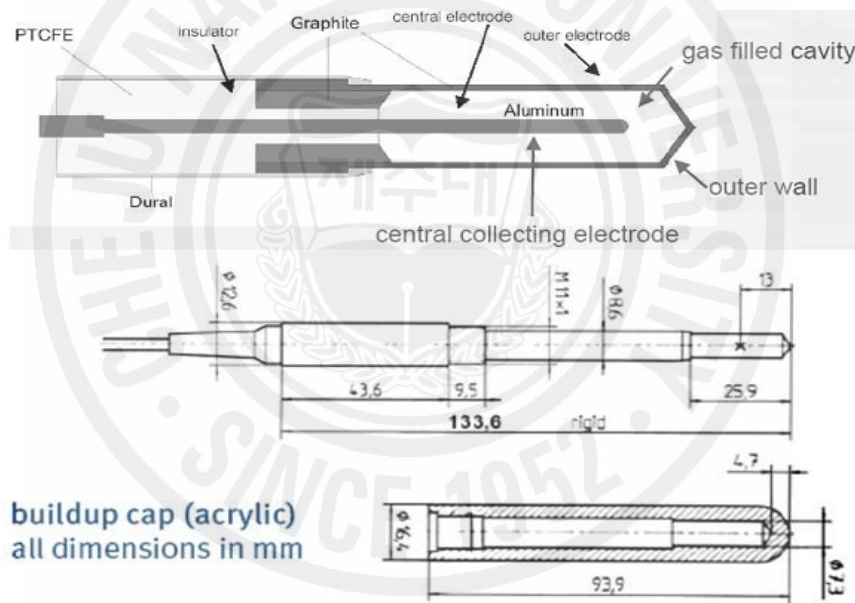


Fig 7. The schematic of th Farmer-type ionization chamber.

전리함에서 생성된 전하량의 측정은 전위계 (Electrometer : Cardinal Health Co. Model 35040)를 사용하였다. 이 전위계는 현재 상용되고 있는 모든 전리함에 대해서 인가전압을 공급할 수 있고 Display를 통하여 전하량, 전류, 시간, 넓은 범위의 방사선량 단위 등을 직독식으로 모니터링 할 수 있다.

## (1.2) MOSFET

MOSFET (Metal Oxide Semiconductor field effect transistor)선량계는 크게 금속막, 산화막, 반도체 영역으로 구성된 트랜지스터의 일종이다. 기본 구조는 Fig 8과 같다. 반도체 영역은 대부분 트랜지스터 역할을 하기 위해 표면이 단결정 실리콘으로 도핑되어 있다. 산화막은 실리콘 산화막 형태로 구성되는데 금속막과 절연하는 기능을 한다. 금속막은 MOSFET 트랜지스터에 전압을 인가하기 위한 지점으로 사용된다. 실리콘 표면에는 Source, Drain 금속막 층에는 Gate 가 위치하여 3개의 터미널로 구성된다. Gate 밑 부분을 채널이라 하며 채널의 전도성과 MOSFET을 통한 전류의 흐름은 Gate에 인가되는 전류와 전압에 따라 제어된다. 채널의 Source와 Drain이 P형 반도체이고 표면이 N형 반도체일 경우 P채널 MOSFET이라 하며 N채널 MOSFET은 그와 반대이다.

방사선량을 측정하는 원리를 살펴보면, Polysilicon Gate에 충분히 큰 negative voltage가 가해지게 되면 상당수의 carrier (정공)들이 실리콘 기판이나 Source와 Drain 영역에서 실리콘 산화막으로 끌려 당겨진다. 충분한 양의 정공들이 실리콘 산화막에 축적되면 이곳에 Source와 Drain 사이에 전류가 흐를 수 있는 전도채널이 형성된다. 실리콘 산화막이 방사선에 노출되게 되면 전자-정공 쌍들이 생성되고, 정공들이 Si/SiO<sub>2</sub> 경계층으로 이동하는 동안 trap되고, 이동속도가 빠른 전자들은 빠르게 Gate 전극을 빠져나가면서 negative threshold voltage shift를 만든다. 방사선 조사 전과 후의 voltage shift 차는 선량에 비례하게 된다.

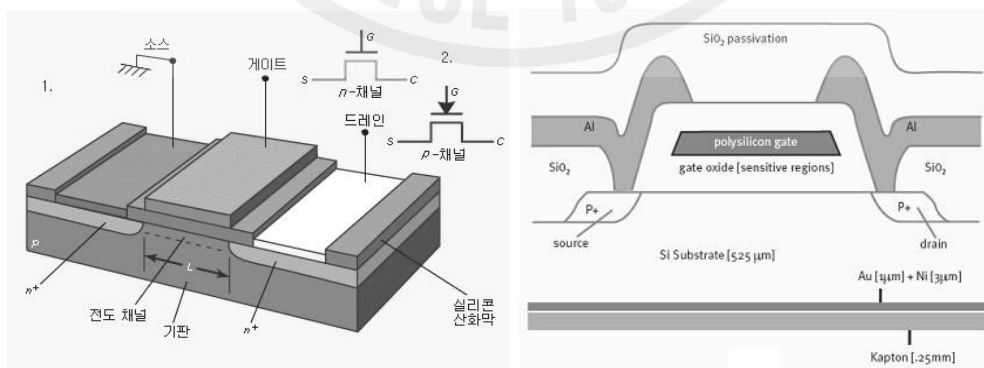


Fig 8. The structure of the MOSFET dosimeter.

Figure 9는 MOSFET Autosense System (Thomson Neilsen Co, Model TN-1002RD)의 구성도를 나타낸 그림이다. Reader는 PC와 RS-232 cable로 연결되어 Autosense software로 control하게 된다. 4개의 Bias supply와 Reader가 케이블로 연결되어 있고, 1개의 Bias supply와 최대 5개의 MOSFET센서가 연결되어 20개 지점 동시 측정이 가능하다. 센서 끝 부분에 0.2×0.2 mm 실리콘 칩이 내장되어 있고 검정 에폭시로 덮여있다. 센서는 방사선에 노출 되었을 때 전압이 누적이 되고 최대 25,000 mV 수명을 가지고 있어 고선량 방사선장에서의 측정 시 센서의 수명이 빠르게 소진되는 단점을 지니고 있지만 센서부분이 소형이고 고감도 이며 실시간 측정이 가능하고 사용하기 쉬운 장점을 가지고 있다. MOSFET 선량계는 초기에 공간 방사선 환경에서의 선량 감시를 위해 고안되었다. 최근에는 방사선 치료와 진단 분야에서의 선량평가와 같은 다양한 의학 분야에서 널리 사용되고 있다. 감도가 증가함에 따라 저선량을 포함하는 방사선 방호 분야에 실용적으로 사용되고 있다 (Brian Wang et al., 2005).

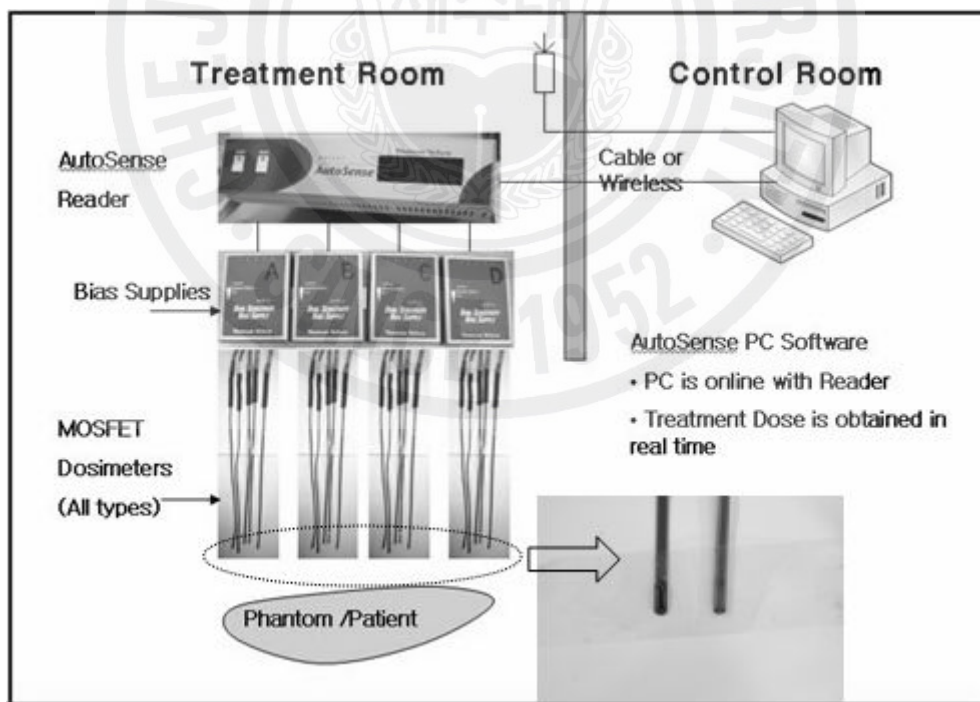


Fig 9. The configuration of the MOSFET dosimetry system.



## 2) 선량측정 위치

방사선조사실의  $^{60}\text{Co}$  선원은 길이 40 cm, 직경이 약 1 cm인 pencil type 선원이다. 수직 방향으로 선원이 완전히 인출 되었을 때 선원하단높이가 지면에서 약 35 cm (Al 보조 조사대에서 10 cm) 선원 상단 높이는 지면에서 75 cm (Al 보조 조사대에서 50 cm)이다. 선원의 활용도를 높이기 위하여 선량이 가장 높은 수직 방향 높이를 결정하는 것이 바람직하다. 수직 방향으로 선량이 가장 높을 것으로 예상되는 선원 중심 높이 (지면에서 55 cm, Al 보조 조사대에서 30 cm)를 중심으로 상하로 5 cm 간격으로 선량을 측정할 결과 지면에서 55 cm (Al 보조 조사대에서 30 cm)인 지점이 선량이 가장 높았다 (Moon, 2006). 수평방향 공간 선량분포는 수직 방향 높이를 고정하고 선원으로부터 이격 거리에 따른 선량변화를 측정한다. Figure 10은 선원과 선량계의 선량측정 위치를 보여주고 있는 그림이다. 그림에서 보듯이 조사 시료는 A~H 방향으로 목적하는 선량에 해당하는 거리에 위치시켜 조사시킨다. 수평방향 선량 분포는 선원에서 A~H 방향으로 20 cm 간격으로 전리함을 이용하여 측정하였다.

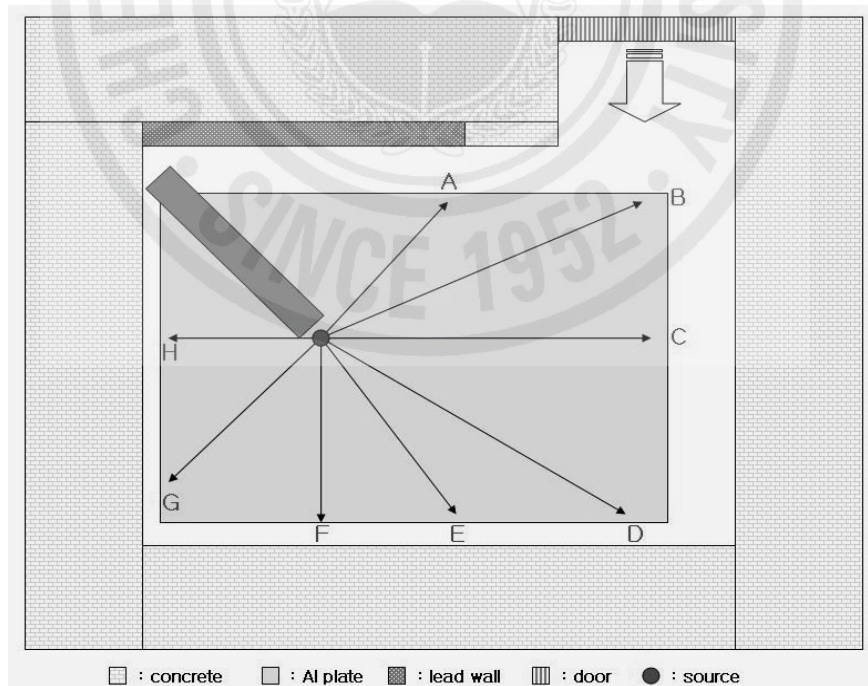


Fig 10. The dose measuring directions on the horizontal plane in the irradiation cell.

방사선 조사실의 전반적인 공간선량분포와 다양한 MCNPX 계산 모델 검증을 위하여 MOSFET을 사용하여 수직방향 선량분포를 측정하였다. 측정된 수직 방향 높이는 지면에서 40 cm (AI 보조 조사대로부터 15 cm)부터 5 cm 간격으로 130 cm (AI 보조 조사대로부터 105 cm)까지 20개 지점을 동시에 선량을 측정하였다. Figure 11은 전리함과 MOSFET을 이용하여 선량 측정한 그림이다. 모든 위치에서 3회 반복 측정을 하여 선량은 평균값을 취하였다. 측정 시간은 전리함인 경우 모든 위치에서 1분 동안 측정하였고, MOSFET의 경우에는 고 선량장에서 센서의 수명 단축의 문제를 갖고 있기 때문에 선원에서 거리가 가까운 위치에서는 30초 동안 측정하였고 거리가 1.5 m이상 되는 위치에서는 1분 동안 측정하였다.

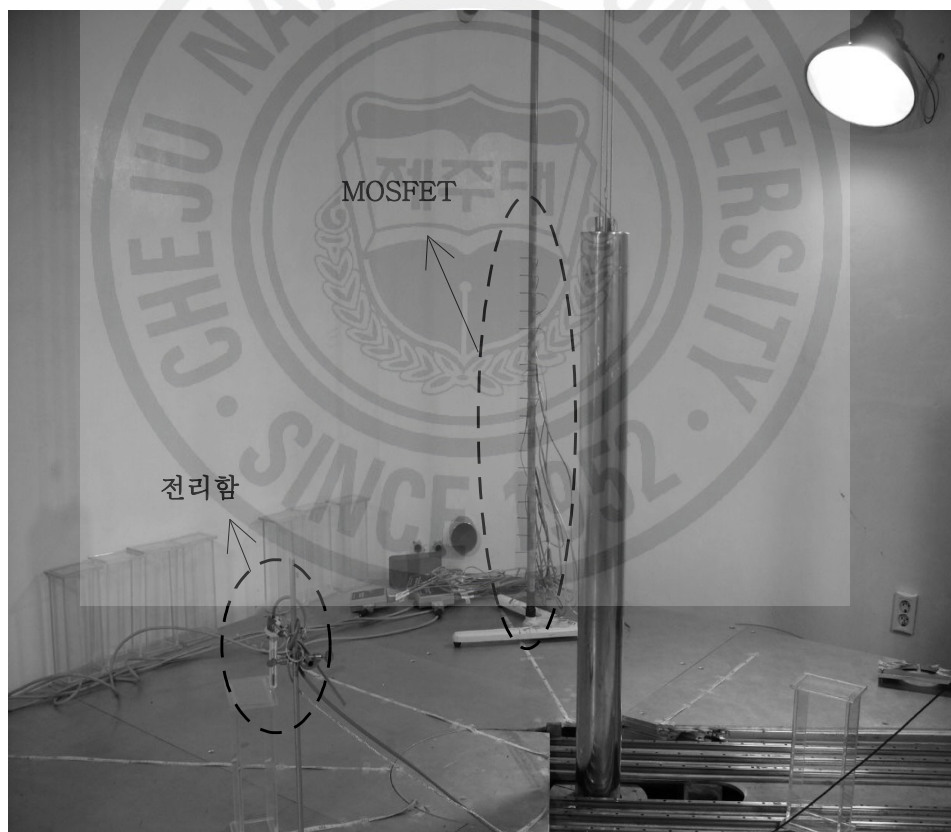


Fig 11. Picture of the ionization chamber and MOSFET dosimeters for measuring the dose.

### 3) 선량 측정

#### (3.1) 전리함

전리함과 전위계는 1m길이의 전용 케이블로 연결되어 제작사에서 calibration 되어 출고되었으나 본 연구에서는 조사실의 선량을 제어실에서 실시간으로 측정하기 위하여 10 m길이의 케이블을 추가로 구입하였다. 다른 케이블로 교체하여 사용하게 됨에 따라 식품의약품안전청의  $^{60}\text{Co}$  조사시설을 이용하여 재 교정하였다. calibration은 감마선장의 기본 물리량인 Air Kerma로 하였고 교정 후 제공된 교정상수를 이용한 Air kerma 선량은 다음과 같이 계산된다.

$$J_s = k_Q \cdot k_D \cdot N_k \cdot M \quad (8)$$

$M$  = 측정된 전하량 (nC)

$k_Q$  = 방사선 에너지에 대한 보정상수 ( $^{60}\text{Co}=1.0$ )

$k_D$  = 측정온도 (T)와 압력 (P)변화에 대한 공기밀도 보정계수

$N_k$  = Air Kerma 보정계수 ( $N_k = 4.928 \times 10^{-2} \text{Gy/nC}$ )

교정 시 기준 공기조건은 22.0 °C, 760 mmHg이다. 따라서 공기밀도 보정 계수는 다음과 같이 계산된다.

$$k_D = \frac{760 \text{mmHg}}{P} \cdot \frac{T}{295.15} \quad (9)$$

조사실내 공간 선량평가는 Air kerma 선량 보정계수를 이용하여 측정 할 수 있지만, 조사 시료에 대한 선량평가는 시료의 종류에 따라 다르다. 따라서 Air kerma 보정계수에서 조사 시료 물질에 대한 보정이 필요하게 된다. 제주대학교 방사선조사시설을 이용하여 조사되는 시료는 대부분 마우스나 세포배양액 등의 인체 등가물질이다. 인체등가물질은 물의 흡수선량과 거의 같고, 조사시료의 흡수선량을 구하기 위하여 전리함의 종류와 선원의 종류에 따라 Air Kerma 교정



상수로부터 공기의 흡수선량과 물의 흡수선량을 계산할 수 있는 변환계수  $N_{D,air}$ ,  $N_{D,water}$ 를 구하였다 ( IAEA Technical Reports Series 277).

$$N_D = N_K(1-g)k_{att} \cdot k_m \quad (10)$$

$k_{att}$  = 전리함 벽에서의 감쇠 보정계수

$k_m$  = 전리함 외벽의 공기등가물질 Build-up cap의 감쇠 보정계수

$g$  = 물에서 발생하는 Brehmsstrahlung의 비율 ( $^{60}\text{Co}=0.003$ )

본 연구에서 사용한 전리함의  $k_{att} \cdot k_m$  값은 0.972이고 공기흡수선량 교정상수는 아래와 같다.

$$N_D = 4.7756 \times 10^{-2} \text{ Gy/nC} \quad (11)$$

어떠한 조사 물질에 대한 흡수선량 측정은 공기와 물질이 동일 X-선이나  $\gamma$ -선 속에 놓여 있다면 물질에 흡수되는 에너지는 질량에너지 흡수계수 ( $\mu_{en}/\rho$ )에 비례하는 것을 이용한다 (Ko et al., 2000). 따라서 물질에서의  $D_{med}$ 를 구하면 다음과 같다.

$$D_{med} = D_{air} \cdot \frac{(\mu_{en}/\rho)_{med}}{(\mu_{en}/\rho)_{air}} \quad (12)$$

따라서  $D_{med}$ 의 값은  $D_{water}$ 이고  $^{60}\text{Co}$  감마선 에너지 (1.25 MeV)에 대한 질량에너지흡수계수비 ( $(\mu_{en}/\rho)_{water}/(\mu_{en}/\rho)_{air}$ )의 값은 1.112이다 (Chilton, B. et al., 1984). 물의 흡수선량은 아래와 같다.

$$D_{water} = D_{air} \cdot 1.112 \quad (13)$$

식 11, 13을 이용하여 물 흡수선량 교정상수를 구하면

$$N_D \cdot Water = 5.3105 \times 10^{-2} Gy/nC \quad (14)$$

가 된다. 따라서 방사선 조사실의 공간선량 분포는 공기커마 교정상수를 이용하여 구하고, 식 14를 이용하여 조사시료 (물)의 흡수선량을 구한다.

감마선에 대하여 조사선량 (R)과 인체조직 (물) 흡수선량 (rad)은  $rad \approx 0.95 \sim 1.0 R$  인 관계에 있다 (Cember, 1969). 측정된 전하량으로 전리공기의 질량을 보정하여 조사선량 측정법에 의한 조사 시료의 흡수선량은 다음 식에 의해 구할 수 있다.

$$X[C/kg] = \frac{Q}{A \cdot L} \times \frac{1}{\rho[kgm^{-3}]} \times \frac{T[k]}{273.15} \times \frac{101.325}{(P - 0.238P_1)[kPa]} \quad (15)$$

- Q = 측정된 전하량 (nC)
- A·L = 유효전리체적 (0.6 cm<sup>3</sup>)
- T = 전리조내의 공기의 절대온도
- P = 측정시의 대기압
- P<sub>1</sub> = 대기중 수증기의 증기압

### (3.2) MOSFET

센서마다 특성의 편차가 있기 때문에 선량이 정확히 알려진 조건하에서 Calibration이 필요하다. MOSFET 센서의 교정은 한국표준과학원의 <sup>60</sup>Co 표준조사시설을 이용하여 실시하였으며 전리함을 통해서 알려진 Air Kerma 선량값 50 cGy를 조사하여 총 20개 센서 각각의 교정인자 (Calibration Factor)를 구하였다. 각 센서의 정확한 교정인자를 산출하기 위하여 3회 조사하였고, 산출된 평균값을 취하였다. 방사선이 흡수됨에 따라 출력전류가 증가하게 되는데 MOSFET선량계는 <sup>60</sup>Co 선원일 경우 약 9 mV/cGy의 감도를 나타내며 교정인자 산출 방법은 다음과 같다.

$$CF = \frac{MOSFET\ mV\ Reading\ (mV)}{Known\ Radiation\ Value\ (e.g.\ cGy/R/Gy)} \quad (16)$$

Figure 12는 MOSFET 선량계 20개 센서의 교정인자 이며 2.9~3.2 사이의 값을 나타내었다.

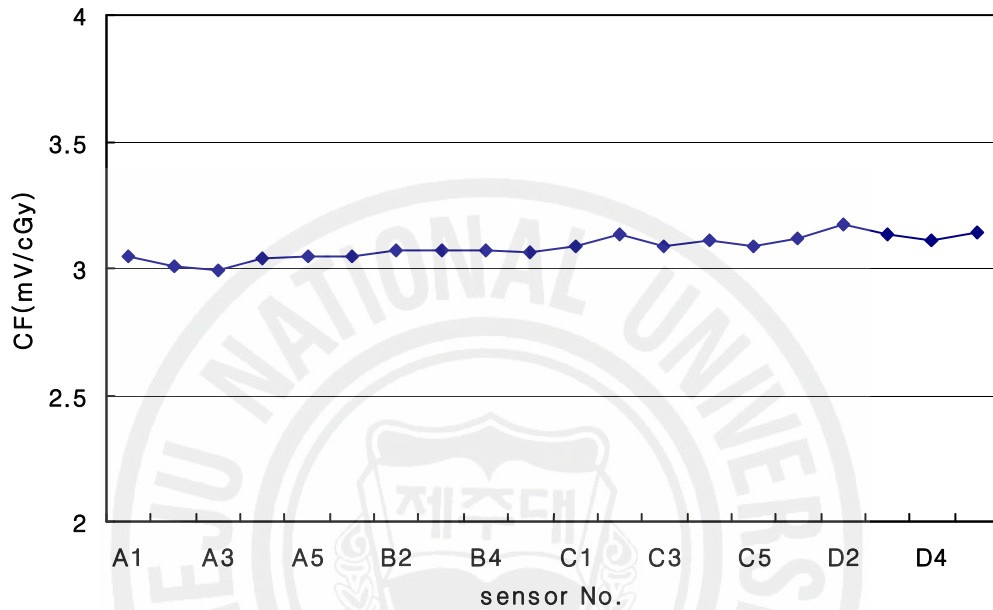


Fig 12. Calibration Factors of MOSFET dosimeters.

방사선 조사 후 측정된 전압 (mV)을 센서에 해당하는 CF값으로 나누어 주면 식 17과같이 선량을 알 수 있고, 이 과정은 MOSFET 선량계 PC Software 인 AutoSence를 통하여 자동 환산된다.

$$Dose(cGy) = \frac{MOSFET\ mV\ Reading\ (mV)}{CF\ factor} \quad (17)$$

### 3. 선량분포 계산모델

#### 1) Geometry Cards

방사선 조사실의 기하학적 구조 모사는 조사실 설계도를 바탕으로 모사하였다. Figures 13, 14는 선량분포 계산 모델 모사를 위한 기하학적 모델의 평면도와 수직도를 나타내는 그림이다. 그림에서 보듯이 제어실과 지하 저장장치는 모사 하지 않고 선원이 완전히 인출 되었을 때를 가정하여 조사시설을 모사 하였다. 방사선 조사시설을 구성하고 있는 물질은 콘크리트, 납, 스테인레스강, 알루미늄, 선원, 조사실 내부 공기로 구성되어 있다. Figure 16은 방사선 조사실을 구성하고 있는 지오메트리에 대한 MCNPX Surface Card와 Cell Card 입력 내용이다. 각각의 물질에 대한 모사는 정확한 치수 (cm)와 밀도 ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )를 입력하였고, 조사실내 공기밀도는 선량측정 시 온도와 압력을 보정하여 밀도를 입력하였다. Figure 15는 방사선 설계도를 바탕으로 작성한 인풋파일을 MCNPX Plotting 프로그램인 X-Deep을 이용하여 기하학적 모델 Figs 13, 14와 같이 평면도와 수직도로 나타낸 그림이다.

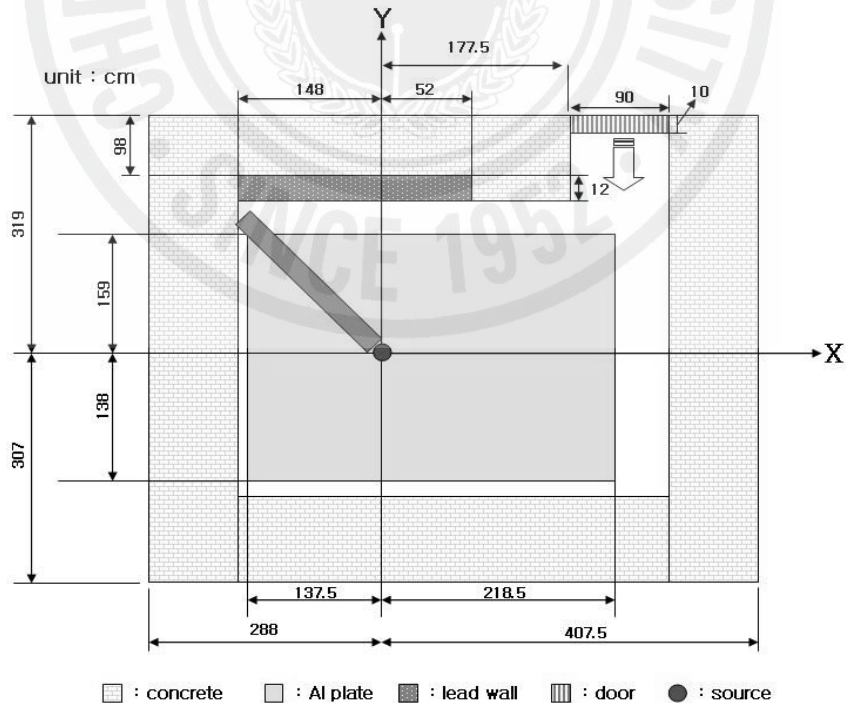


Fig 13. Horizontal geometric model of the irradiation cell for MCNPX simulation.



Cell Card	Surface Card
<콘크리트 외벽>	1 cz 600
100 2 -2.34 5 -6 7 -8 4 -9	2 pz -100
200 2 -2.34 -10 11 7 -8 4 -9	3 pz 450
300 2 -2.34 -12 7 -5 10 4 -9	4 pz 0
400 2 -2.34 15 -8 -13 10 4 -9	5 px 267.5
500 2 -2.34 13 -18 14 -8 4 -9	6 px 407.5
<콘크리트 바닥>	7 py -307
600 2 -2.34 -6 11 -8 7 -4 2	8 py 319
<콘크리트 천장>	9 pz 270
700 2 -2.34 -6 11 -8 7 9 -20	10 px -148
<납 차폐벽>	11 px -288
800 3 -11.3 -13 10 14 -15 4 -9	12 py -167
<출입문>	13 px 52
900 3 -11.3 18 -5 19 -8 4 -9	14 py 209
<A1 보조조사대>	15 py 221
1000 5 -2.7 -21 27	16 px 220
<Co-60 Source>	17 pz -150
1100 6 -8.9 -23	18 px 177.5
<Air>	19 py 309
1200 1 -0.001221 23 -24	20 pz 400
<Source Holder stainless steel:sch40s>	21 box -137.5 -138 18.5 356 0 0 0 297 0 0 0 6.5
1300 7 -7.8 24 -25	22 box 177.5 209 0 90 0 0 0 100 0 0 0 270
<납>	23 rcc 0 0 35 0 0 40.6 0.55
1400 3 -11.3 -26	24 rcc 0 0 34.7 0 0 43.5 0.8
<Source Guide tube stainless steel:sus304>	25 rcc 0 0 33 0 0 45.2 1.08
1500 8 -7.93 28 -27	26 rcc 0 0 78.2 0 0 58 5.42
<납>	27 rcc 0 0 0 0 0 136.5 5.72
1600 3 -11.3 -29 30	28 rcc 0 0 0 0 0 136.2 5.42
<Air>	29 rcc 0 0 0 0 0 16.5 12.5
1700 1 -0.001221 26 -28 25	30 rcc 0 0 0 0 0 16.5 5.72
<조사실 내부 공기>	101 rcc 36.56 16.22 53.9375 0 0 2.125 0.3
1800 1 -0.001221 21 4 -9 27 29 -14 -5 10 12 104	102 rcc 36.56 16.22 53.895 0 0 2.21 0.3425
1900 1 -0.001221 -22	103 rcc 36.56 16.22 53.425 0 0 3.175 0.36
<조사실 외부 공기>	104 rcc 36.56 16.22 53 0 0 4 0.82
2000 1 -0.001221 -1 -3 17 #(-6 2 -8 7 11 -20)	
<전리함 전리 공기>	
3011 1 -0.001221 -101	
<전리함 벽 : 탄소 + PMMA>	
3012 9 -1.72 101 -102	
<전리함 벽과 Build-up cap 사이 공기>	
3013 1 -0.001221 102 -103	
<Build-up cap : PMMA>	
3014 10 -1.19 103 -104	

Fig 16. Surface and cell card input data structure for MCNPX calculation.

## 2) Data Card

Data Card에는 Source term definition, Radiation transport option, Cross section & Material data, Particle importance & weight 등이 포함된다. Figure 17에는 방사선 조사시설의  $^{60}\text{Co}$  선원을 묘사한 인풋파일의 내용이다. 그림 윗부분에서 mode p는 radiation transport option중에서 광자 (photon)단일 전송을 모드를 뜻한다. 다음으로  $^{60}\text{Co}$  감마 선원은 1붕괴 당 2개의 에너지를 가진 광자가 동시에 방출되고, 불륨선원의 위치, 직경, 길이에 대한 표본추출 비중의 확률에 대한 내용이 포함되어 있다. 아랫부분에는 방사선 조사시설을 구성하고 있는 물질의 Cross section 과 Material data 라이브러리를 물질을 이루고 있는 각각 원소의 원자번호와 wight fraction으로 나타낸 것을 공기, 콘크리트, 스테인레스강



을 예로 들어 나타낸 것이다.

```
mode p
sdef par=2 pos=0 0 35 rad=d1 axs=0 0 1 ext=d2 erg=d3
si1 0 0.55
sp1 -21 1
si2 0 40.6
sp2 -21 0
si3 L 1.173 1.332
sp3 D 1 1

Air
m1 7000.04p -0.755 8000.04p -0.232 18000.04p -0.013

Concrete
m2 1000.04p -0.1 8000.04p -0.58 13000.04p -0.03
   14000.04p -0.21 19000.04p -0.03 20000.04p -0.05

Source guide tube sus 304
m8 12000.04p -0.0008 14000.04p -0.01 25000.04p -0.02
   24000.04p -0.19 28000.04p -0.09 26000.04p -0.6892
```

Fig 17. Source definition and material data card input data structure for MCNPX calculation.

### 3) Tally Cards

#### (3.1) 공간 선량분포 계산

MCNPX를 사용한 방사선 조사실내 공간 선량분포 계산은 F4, F5, F6의 F Tally Card와 Mesh Card & Dose Energy Function Card (ICRU Report 74 data, 1992)를 이용하여 Air Kerma rate (Gy/h)를 계산하였다. 서로 다른 여러 가지 계산법을 이용하여 도출된 계산 값을 비교함으로써 선량계산 모델의 신뢰성을 더 높게 하였다.

먼저 본 연구에서 사용한 F Tally Card들의 내용을 알아보면 Table 3과 같다. 선량은 F Tally Card 계산 결과인 Fn Units를 보정하여 구한다.

Table 3. Types of tally card available in MCNPX for dose calculations.

Tally Type	Tally Description	Fn Units
F4	Flux average over a cell	particles/cm <sup>2</sup>
F5	Flux at a point or ring detector	particles/cm <sup>2</sup>
F6	Energy deposition average over a cell	Mev/g

F4 Tally card는 track length ( $T_L$ ) estimator를 이용하여 cell 볼륨 ( $V$ )에 걸쳐 평균 fluence를 구하는 것이다. F4 Tally card의 output 도출 과정을 살펴보면, particle flux는 다음과 같이 표현된다.

$$\Phi(\vec{r}, E, t) = \nu N(\vec{r}, E, t) \quad (18)$$

여기서  $\nu$ =particle velocity,  $N$ =particle density=particle weight/unit volume이다. 개략적으로 time integrated flux는 다음과 같다.

$$\int_V \int_t \int_E \Phi(\vec{r}, E, t) dE dt \frac{dV}{V} = W_{it}/V = WT_L/V \quad (19)$$

$W$ = particle weight

$T_L$ (track length) = transit time  $\times$  velocity

더 정확하게,  $ds = \nu dt$  라 하면 time-integrated flux는

$$\int_V \int_E \int_t (\Phi(\vec{r}, E, t) dE dt \frac{dV}{V}) = \int_V \int_E \int_s N(\vec{r}, E, t) ds dE \frac{dV}{V} \quad (20)$$

$N(\vec{r}, E, t) ds$  는 track length density이므로, MCNPX는 셀 체적, time range, energy range에서의 모든 particle track대한  $WT_L/V$  를 합계한 식 19의 적분을 추정한다. F4 Tally score는 다음과 같다.



$$F4 = \frac{1}{N} \sum \frac{WT_L}{V} \quad (21)$$

N=number of source particles

F5 Tally Card (Point detector)는 공간 한 지점에서 flux의 결정론적 추정기이다. Particle들은 개개의 source와 충돌 event의 확률보행을 걸쳐 Point detector에서 flux 분포를 형성하게 된다. 등방성 선원으로부터 에너지 E와 weight W인 입자가 detector point에서 거리 r만큼 떨어진 곳에서 방출된다고 하면, detector point에서 fluence  $\delta\Phi$  분포는 point-kernel method를 이용한 Ray theory 방법으로 다음과 표현할 수 있다.

$$\delta\Phi = \frac{W}{4\pi r^2} e^{-\mu(E)r} \quad (22)$$

여기서,  $\mu(E)$  는 에너지 E의 입자에 대한 선감쇠계수이다.  $1/4\pi$  per steradian이 등방성 점선원의 각분포 (angular distribution)인 것을 주목하면, point detector로부터 거리 r만큼 떨어진 곳에서 입자 충돌이 일어나서 detector로 도달하기 위한 산란각  $\theta_s$ 가 필요하게 된다. E는 충돌후의 입자의 에너지이고, W는 그 입자의 weight이다.  $\mu(E, \theta_s)$ 가 산란각  $\theta_s$ 에 대한 steradian 당 선감쇠계수라 하면,  $\mu(E, \theta_s)/\mu(E)$  는 산란각  $\theta_s$ 에 대한 steradian 당 확률이다. 기하학적인 감쇠는  $1/r^2$ 으로 남게 되고, detector point에서의 fluence 분포  $\delta\Phi$ , F5 Tally estimator는 다음과 같다.

$$\delta\Phi = \frac{W\mu(E, \theta_s)}{\mu(E)r^2} e^{-\mu(E)r} \quad (23)$$

$$\int_t \int_E \Phi(\vec{r}, E, t) dE dt \quad (24)$$

F4와 F5의 MCNPX Output 단위는 particle/cm<sup>2</sup>이다. 계산된 fluence로부터 Air

Kerma 단위인 Gy로 나타내기 위해서는 FM (Tally multiplier) Card를 사용하여 선량을 환산한다. F4, F5, FM Card의 MCNPX 입력 사항을 보면 Fig 18과 같다

F4:p	n	:	fluence averaged over a cell No. n
F5:p	X Y Z R	:	Detector position( X, Y, Z), Detector radius (R)
FM4	C m -5 -6		
FM5	C m -5 -6		
C = Tally multiplier constant			
m = material No.			
-5 = multiply each score by total cross section at energy of scoring track			
-6 = multiply each score by Heating No. at energy of scoring track			

Fig 18. Tally card input data for MCNPX calculation.

F4, F5, FM Tally Card의 계산결과에 의한 선량은 다음과 같이 구해진다.

$$D(rad) = \phi \left( \frac{\#}{cm^2} \right) \times \sigma_t (barns) \times H \left( \frac{Mev}{collision} \right) \times C (Tally Multiplier constant) \quad (25)$$

여기서,  $\phi$ 는 fluence score,  $\sigma_t$ 는 scoring track energy에 대한 총 흡수단면적, H는 scoring track energy에 대한 Heating Number이다.  $\sigma_t$ 와 H는 Fig 18에서 -5, -6의 Photon reaction number에 해당하는 것으로 이 둘의 값은 MCNPX 데이터 라이브러리 Cross section table로부터 기인한다. FM Card와 reaction number를 같이 사용하면 Tally output 단위는 (Mev·b/atom·cm<sup>2</sup>·γ)가 된다. C (Tally multiplier constant)는 F4, F5의 output 단위가 같기 때문에 값이 같고, 다음과 같이 구해진다.

$$\left( 1 \times 10^{-24} \frac{cm^2}{barns} \right) \times \left( \frac{atoms}{gram(g)} \right) \times (1.6 \times 10^{-8} rad/Mev/g) \quad (26)$$

조사실 내부와 전리함 내부는 공기로 채워져 있기 때문에 Air Kerma의 정의에

따라 공기 1 g당 원자수 atoms/g를 구하면 다음과 같다.

$$atoms/cm^3 = \frac{1ml}{22400ml/mol} \times N_A \times \gamma \quad (27)$$

$N_A$ 는 아보가드로수,  $\gamma$ 는 존재비이다. 식 27을 이용하여 공기 주성분인 질소, 산소, 아르곤 기체의 원자수를 구하면 각각  $4.19 \times 10^{19}$ ,  $1.13 \times 10^{19}$ ,  $2.69 \times 10^{17}$  이고 총 원자수는 약  $5.35 \times 10^{19}$  개이다. 식 26을 다시 정리하면

$$5.35 \times 10^{-5} \left( \frac{atoms}{barns \cdot cm} \right) \times \left( \frac{cm^3}{0.001293g} \right) \times (1.602 \times 10^{-8} rad/Mev/g) \quad (28)$$

이고, Tally multiplier constant는 아래와 같다.

$$C = 6.6285 \times 10^{-10} rad \quad (29)$$

F6 Tally Card는 체적내에 단위질량당 평균 Energy deposition값을 계산하는 Card이다. Energy deposition Tally는 다음과 같은 track length 추정방식을 따른다.

$$F6 = \frac{\rho_a}{\rho_g} \int_V \int_t \int_s H(E) \Phi(\vec{r}, E, t) dE dt \frac{dV}{V} \quad (30)$$

$$H(E) = \sigma_T(E) H_{avg}(E) , H_{avg}(E) = \sum_{i=1}^3 p_i(E) \times (E - \overline{E_{out}}) \quad (31)$$

$\rho_a$  = atom density (atoms/barn-cm)

$\rho_g$  = gram density (g/cm<sup>3</sup>)

H = heating response

$p_i(E)$  = probability of reaction  $i$

$i = 1$  compton scattering with form factors

$$i = 2 \text{ pair production } \overline{E_{out}} = 1.022016 = 2m_0c^2$$

$$i = 3 \text{ photoelectric}$$

F6 Tally output 단위는 Mev/g으로 주어지고 흡수선량단위로 환산하여 선량을 구한다. 단위를 Gy (J/kg)값으로 변환하기 위한 선량 환산 방법은 다음과 같다.

$$Gy = F6 \text{ Tally score} \left( \frac{Mev}{g} \right) \times \left( \frac{1.6 \times 10^{-13} J}{Mev} \right) \times \left( \frac{1000g}{kg} \right) \quad (32)$$

MESH Tally Card는 직사각형, 실린더, 구형 격자를 기존 지오메트리 위에 덮여 썬 체적에 particle flux, dose, energy deposition의 물리적 양들을 그래픽으로 나타내는 방법이다. 본 연구에서는 방사선 조사실 내부를  $1 \times 1 \times 2 \text{ cm}^3$  크기로 나눈 육면체 체적에서의 flux를 Dose Energy Function Card를 사용하여 Air Kerma 선량을 구하고 MCPLLOT을 이용하여 그래픽으로 나타내었다. T MESH의 flux score는 scoring track의 에너지에 상응하는 conversion function의 값과 곱하여 선량으로 변환된다. MESH card를 이용하여 Air Kerma rate를 얻기 위하여 ICRP74의 Air Kerma per unit fluence 변환 계수를 이용하였다. Figure 19는 MESH Tally Card 와 Dose Energy Function Card의 입력 내용이다.

```

tmesh
rmesh1:p flux
cora1 -288 694i 407
corb1 -307 624i 318
corc1 54 56
rmesh21:p flux
cora21 -288 694i 407
corb21 -1 1
corc21 -100 497i 398
endmd
c -- 2007-02-10 Activity --
fm1 1.944643E+18
fm21 1.944643E+18
de1 0.01 0.015 0.02 0.03 0.04 0.05 0.06 0.08 0.1 0.15 0.2 0.3 &
0.4 0.5 0.6 0.8 1.0 1.5 2.0 3.0 4.0 5.0 6.0 8.0 10.0
df1 7.43 3.12 1.68 0.721 0.429 0.323 0.289 0.307 0.371 0.599 &
0.856 1.380 1.980 2.38 2.84 3.69 4.47 6.14 7.55 9.96 12.1 &
14.1 16.1 20.1 24.0
de21 0.01 0.015 0.02 0.03 0.04 0.05 0.06 0.08 0.1 0.15 0.2 0.3 &
0.4 0.5 0.6 0.8 1.0 1.5 2.0 3.0 4.0 5.0 6.0 8.0 10.0
df21 7.43 3.12 1.68 0.721 0.429 0.323 0.289 0.307 0.371 0.599 &
0.856 1.380 1.980 2.38 2.84 3.69 4.47 6.14 7.55 9.96 12.1 &
14.1 16.1 20.1 24.0

```

Fig 19. Input data for MESH tally and dose energy function cards.

### (3.2) 조사시료의 흡수선량 계산

방사선 조사실의 조사시료는 대부분 마우스나 세포배양액과 같은 시료로서 물과 거의 같은 등가물질로 이루어졌다. 조사 하는 시료 용기의 크기, 두께, 시료의 양이 서로 다르기 때문에 선량계를 이용한 선량 측정은 대단히 힘들다. 이점을 감안하여 조사시료의 흡수선량측정은 MCNPX를 이용하여 시료 용기 안에 물을 채운 것을 가정하고 F6 Tally Card를 사용하여 서로 다른 케이스에 들어 있는 물의 흡수선량을 계산하였다. 계산된 값을 동일위치에서 전리함 선량계로 측정된 물의 흡수선량과 비교하여 흡수선량 계산모델을 검증 하였다. 계산 모델에 사용된 용기는 실제로 조사시설을 이용하는 연구진의 세포배양액 시료 용기와 마우스 고정 틀이다. Figure 20은 세포배양액 시료 용기 실제 모습과 계산 모델에 사용한 제원을 나타낸 그림이다. 선량 계산 위치는 선원에서 거리가 20 cm ~2 m 까지 20 cm 간격으로 C방향에서 계산하였다.

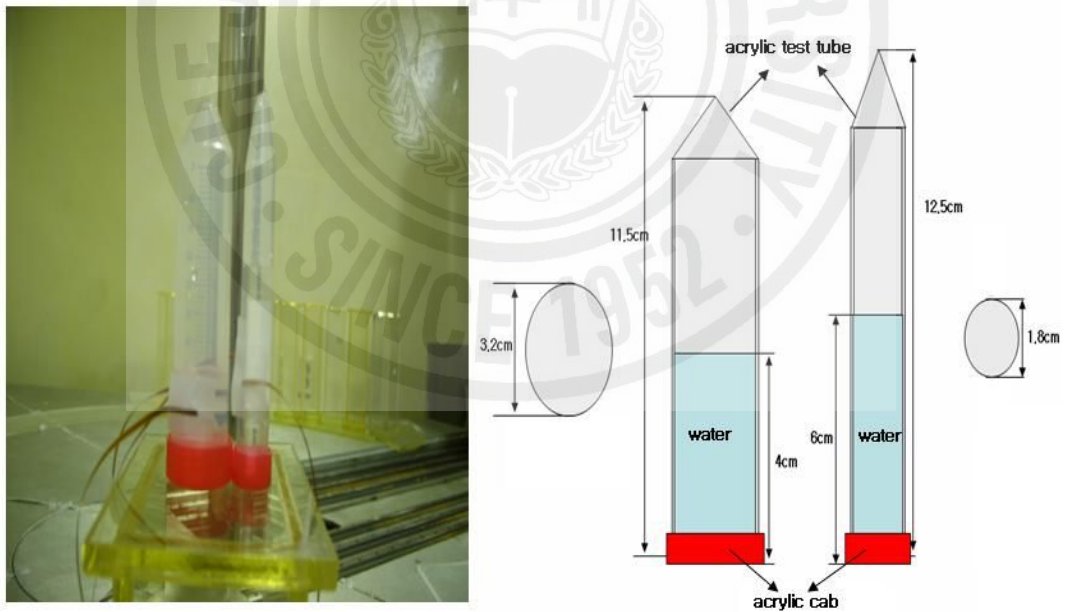


Figure 20. Geometric model for absorbed dose rate calculation of cultured cell samples contained in test tube.



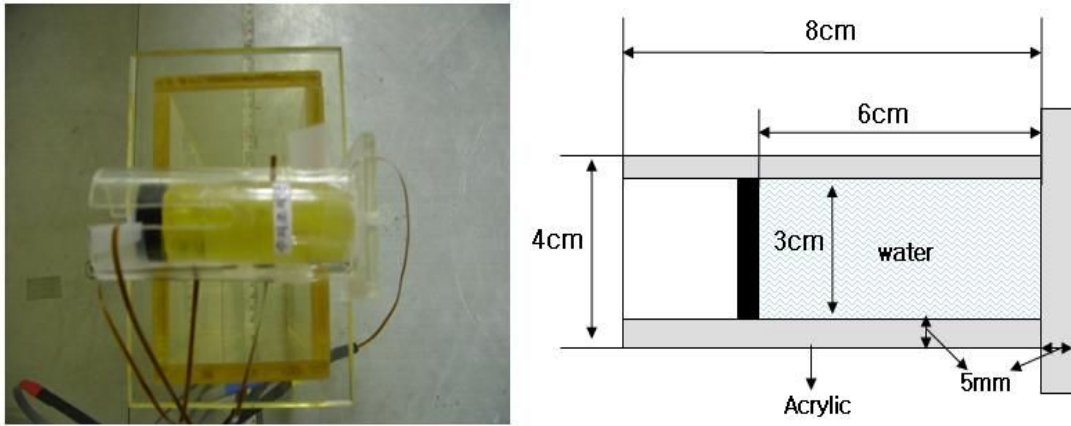


Figure 21. Geometric model for absorbed dose rate calculation of an animal sample contained in the irradiation cage.

Figure 21은 마우스 고정 틀 실제모습과 계산 모델에 사용한 제원을 나타낸 그림이다. 고정 틀은 두께 5 mm의 아크릴로 되어있으며 마우스는 직경 3 cm용기 안에 고정되게 하여 조사 시킨다. 선량계산 위치는 세포배양액 용기 계산위치와 동일한 위치에서 물 흡수선량을 계산하였다.

### (3.3) 차폐체 영향 계산

차폐체를 사용했을 경우 선량감쇠의 변화를 비교 평가하기 위하여 Fig 22와 같은 측정 방법과 계산 방법을 고려하였다. 납 벽돌 1장은 두께가 4.8 cm이고 폭이 10 cm, 길이가 20 cm인 것으로 4장을 쌓아 올려 높이 40 cm의 차폐벽을 선원에서부터 거리가 40, 80 cm에 위치하도록 만들었다. 전리함 선량계는 차폐벽 뒷면에 선원에서 60 cm, 1 m 떨어진 위치에 조사대 바닥에서 30 cm 높이에 고정하였다. Co-60 감마선에 대한 납의 반가층은 1.2 cm이고 (Chilton B. et al., 1984), 4.8 cm 두께일 경우에 선량은 약 1/16으로 감소될 것으로 예상 되지만 방사선 조사시설의 선원은 점선원이 아니기 때문에 Build-up factor를 고려하면 선량 감쇠비는 1/16보다 클 것으로 예상된다.



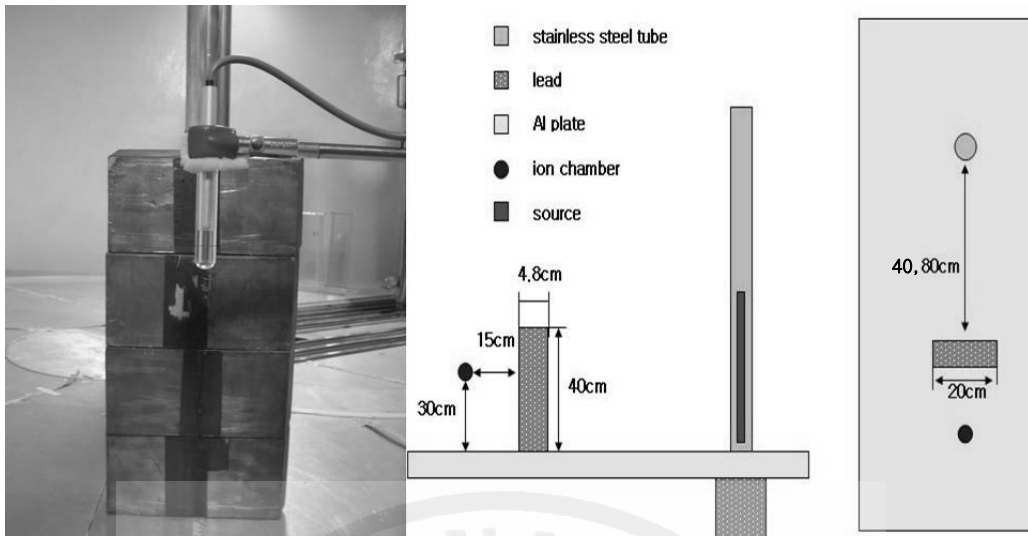


Figure 22. Geometric model for dose rate calculation with a lead shield.

#### (3.4) 위치 변화에 따른 감마선 에너지 스펙트럼 Simulation

선원에서 거리 변화에 따른 물질이 흡수하는 감마선 에너지의 분포를 알아보기 위하여 에너지 스펙트럼을 Simulation 하였다. 에너지 스펙트럼을 모사하기 위하여 PET (양전자방출단층촬영)의 검출기로 많이 사용되는 BGO ( $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ ) 섬광체를 직경 1 cm, 길이 2 cm 크기의 원통형으로 모사 하였다. BGO 섬광체는 Fig 24와 같이 선원에서 거리별 위치 [1]~[6] (20, 60, 100, 140, 180, 220 cm)과 산란선의 영향을 많이 받을 곳으로 예상 되는 위치 [7]~[8]에 고정 시켜 에너지 스펙트럼을 모사 하였다. 또한 납 차폐체 영향에 따른 에너지 스펙트럼을 비교하기 위하여 Fig 22와 같은 방법으로 모사하였다. 사용한 Tally는 F8 (Pulse Height Tally)과 E (Energy Bin) Card이다. F8 Tally card의 모사방법을 알아보면 Fig 23과 같이 입자와 검출기간의 4가지 상호 작용을 예상 할 수 있다. 검출기와 compton collision 일 경우,  $E_{in} - E_{out}$ 에 해당 하는 에너지 bin에 pulse가 생성된다. 입자가 상호작용을 일으키지 않고 검출기를 통과할 경우  $10E^{-12} \sim 10E^{-5}$  에너지 bin에 score되고, 입자가 검출기 안으로 입사하지 않을 경우에는 score되지 않는다. 방사선 입자가 검출기와 상호 작용하여 검출기 내부에 축적된 에너지의 분포는 Tally Energy (E) card를 사용하여 알 수 있다. 본 연구에서는 Co-60 감마선의 최대 에너지를 감안 하여 0~1.5 MeV 사이를 E8 (Energy Tally) Card

를 사용하여 200 bin의 7.5 keV 에너지 분해능을 갖도록 설정 하였다.

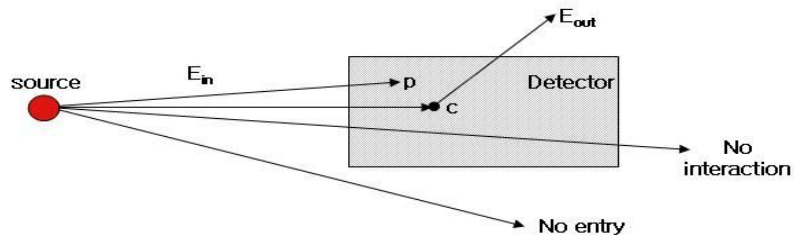


Fig 23. The concept of F8 tally option.

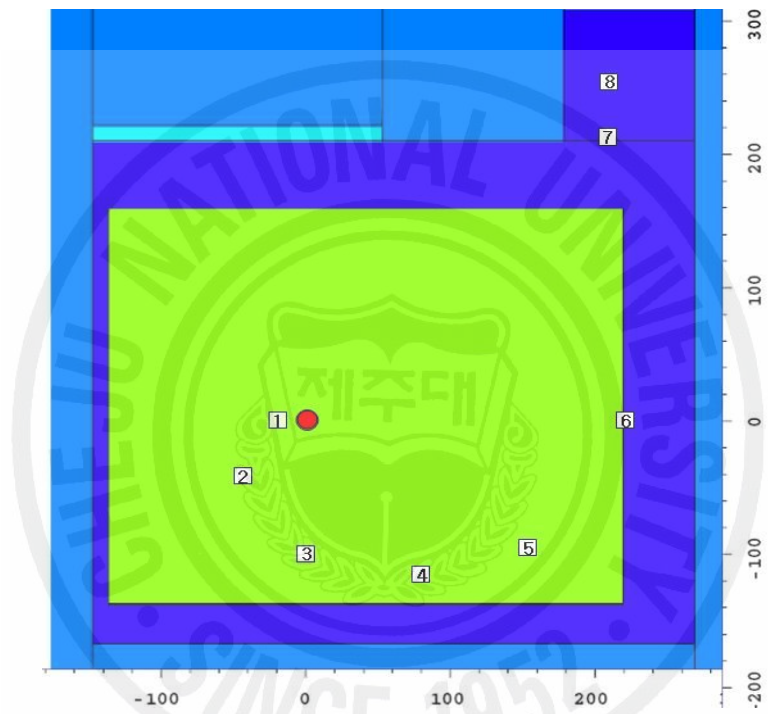


Fig 24. The positions for gamma energy spectra simulation for a BGO scintillator.

#### 4) Tally normalization

MCNPX Tally 계산결과는 식 4와 같이 주어진 History N (본 연구에서 주어진 N은  $10^8 \sim 2 \times 10^9$ )에 대한 평균값을 취한다. 즉, 이는 물리적으로 선원에서 방사된 감마선 1개에 대한 확률 계산 값이므로 현재 방사능에 대한 선량을 계산하기 위하여 단위 시간당 방출되는 감마선의 강도를 보정해 주어야 한다. 방사선량계를

이용하여 선량 분포를 측정한 시점 (2007년 2월 12~14일)에서의 방사능 보정 계수는 다음과 같다.

$$7299.884651 Ci \times 3.7 \times 10^{10} dps/Ci \times 2 \gamma\text{-rays/decay} \quad (33)$$

$$= 5.401915 \times 10^{14} \gamma\text{-rays/sec}$$

본 연구에서 모사한 방사선 조사시설은 선원이 Co-60으로 시간이 경과함에 따라 선원의 방사성 붕괴 (반감기 5.27년)로 인한 선량 감소가 야기 된다. MCNPX의 계산 결과는 계산 오차가 낮을 경우 거의 같은 계산값을 출력 한다. 따라서 본 연구에서는 현재 방사능을 모사 과정에 직접 입력하지 않고 Micro Office Excel 프로그램을 이용하여 공간선량 분포와 조사시료의 목적하는 선량을 방사능과 조사시간을 변화시켜 선량을 계산 하였다. Figure 25는 본 연구에서 사용한 F6 Tally의 Excel 프로그램이다. 그림에서 볼 수 있듯이 계산 결과 값과 방사능, 조사시간을 대입하면 위치별 자동으로 선량으로 환산 된다. 목적하는 선량이 4, 7, 10 Gy인 경우 선원에서 거리 1m에서 조사시간은 183, 320, 457 sec으로 목적하는 선량에 대한 조사시간을 쉽게 결정 할 수 있다.

	A	B	C	D	E	F	G	H
1	Energy deposition over a cell							
2	F6 Tally							
3								
4	Cell Positon	Ci	code (Mev/g)	조사시간 sec	Gy	Gy/s	Gy/min	Gy/h
5								
6	20	7299.884651	4.4728E-06	60	23.224	0.387	23.224	1393.45
7	40	7299.884651	1.3892E-06	60	7.213	0.120	7.213	432.79
8	60	7299.884651	6.6122E-07	60	3.433	0.057	3.433	206.00
9	80	7299.884651	3.8395E-07	60	1.994	0.033	1.994	119.62
10	100	7299.884651	2.5314E-07	60	1.314	0.022	1.314	78.86
11	100	7299.884651	2.5314E-07	183	4.009	0.022	1.314	78.86
12	100	7299.884651	2.5314E-07	320	7.010	0.022	1.314	78.86
13	100	7299.884651	2.5314E-07	457	10.011	0.022	1.314	78.86

Figure 25. View of the Micro Excel program for automatic conversion of the calculated values into the doses.

## IV. 결과 및 고찰

### 1. 선원에서 거리 변화에 따른 선량분포 (수평방향 선량계산)

Window XP OS (2.8Ghz CPU, 512MB RAM) PC의 MCNPX 계산 시간은 Tally Card 종류마다 다르지만 약 300~4000 min (F6:300 min, MESH:4050 min)이 소요 되었다. 계산값의 오차는 선원에서 거리가 멀어질수록 커지지만 모든 계산 위치에서 5 %이내였으며 F5 Card가 가장 작은 0.5 %이었고, 오차가 가장 큰 F6 Card는 4.2 %이었다. 2007년 2월의 방사능 강도에서 전리함 측정값과 MCNPX 계산값을 선원에서 거리 변화에 따른 선량률의 변화와 편차를 Table 4 와 Fig 26에 나타내었다. 선원에서 측정 및 계산 거리가 멀어 질수록 선량률 변화는 측정값과 계산값 모두 거리 역자승 법칙에 따라 거의 같은 형태로 감소하는 것을 알 수 있다. 본 연구 과정에서 측정 및 계산된 방사선 조사실의 선량률 범위는 20~400 Gy/h 이지만 20 cm에서는 약 1300 Gy/h 까지 계산되었다. 사용한 Tally Card의 계산값과 측정값과의 편차가 거리마다 모두 다르고 일정하지 않기 때문에 가장 정확한 Tally Card를 도출하는 것은 쉽지 않으나, 전체적으로  $\pm 6\%$  이내로 비교적 정확성이 높은 계산 결과를 보여주고 있다. 시간 경과에 따른 선원의 방사능 붕괴로 인한 이론적 선량 감쇠비 ( $D_{8\text{월}}/D_{2\text{월}}$ )는 약 0.938이다. Figure 27은 측정시점이 약 6개월 후인 2007년 8월에 측정값과 계산값을 비교한 것이다. 시간 경과에 따른 선량 감쇠영향에서도 측정값과 계산값의 편차는  $\pm 6\%$  이내로 2월에 비교한 편차와 마찬가지로 정확성이 높은 계산 결과를 보여주고 있다. 8월에 전리함 측정값이 계산값보다 전반적으로 높게 나온 이유는 전리함의 거리별 평균 선량 감쇠비 (0.946)가 MCNPX 선량 감쇠비 (0.935)와 이론적 감쇠비 보다 커서 선량감쇠가 비교적 작게 이루어졌기 때문이다. Fig 28은 MESH Tally의 계산 결과를 MCNPX 지오메트리 Plotting 프로그램인 X-Deep3.2를 이용하여 수평방향 선량 분포를 그래픽으로 나타낸 그림이다. 선원을 중심으로 동

십원 위치에서 선량분포의 등방성을 확인 할 수 있다.

Table 4. Comparison of measured and calculated air kerma rate as a function of the distance from the source with different tally Cards.

Distance (cm)	Measured Dose (Gy/h)	MCNPX Calculated Result				
		F4 (Gy/h)	F5 (Gy/h)	F6 (Gy/h)	MESH (Gy/h)	Relative Error(%)
40	400.56	407.56	408.71	403.53	403.19	0.3~1.0
60	191.23	190.97	194.36	189.13	191.26	0.5~1.4
80	115.50	111.24	113.59	109.96	113.36	0.5~1.8
100	74.97	73.29	74.69	72.51	73.01	0.6~2.3
120	52.17	52.87	53.01	52.09	52.68	0.6~2.8
140	39.57	39.01	39.69	38.69	37.26	0.8~3.0
160	31.03	31.35	30.90	30.95	30.08	0.8~3.5
180	23.57	24.45	24.79	23.96	25.04	1.0~3.8
200	20.97	20.13	20.37	20.12	21.21	1.0~4.2

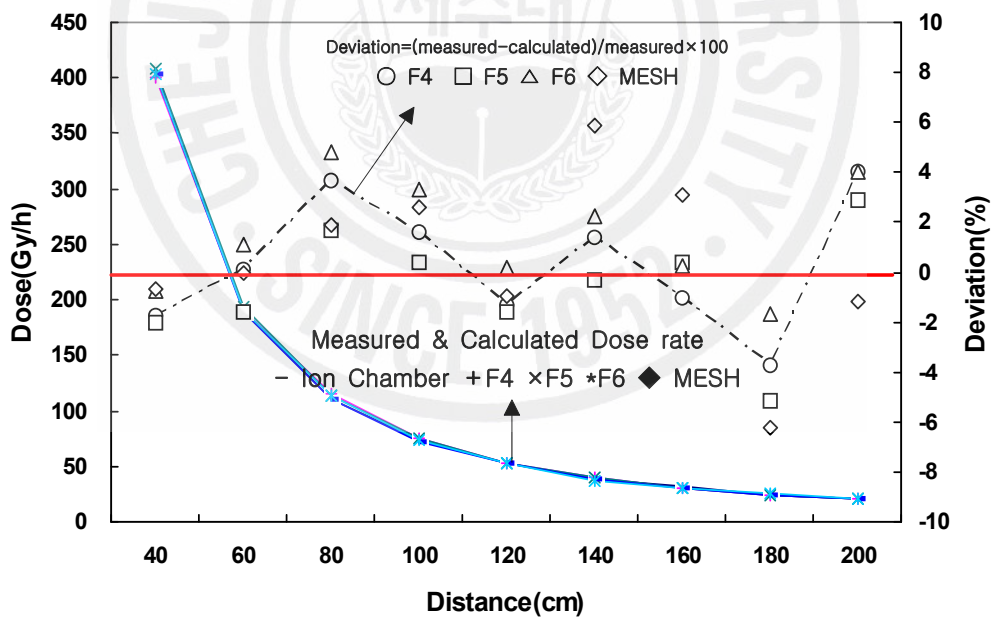


Figure 26. Comparison of the air kerma distributions measured and calculated as a function of distance from the source as of 2007.2



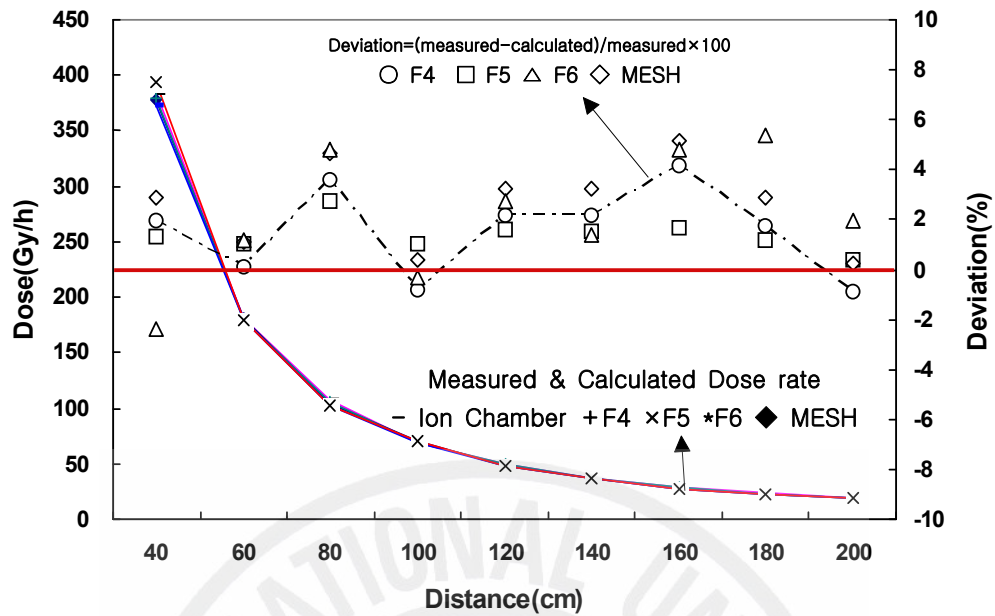


Figure 27. Comparison of the air kerma distributions measured and calculated as a function of distance from the source as of 2007.8

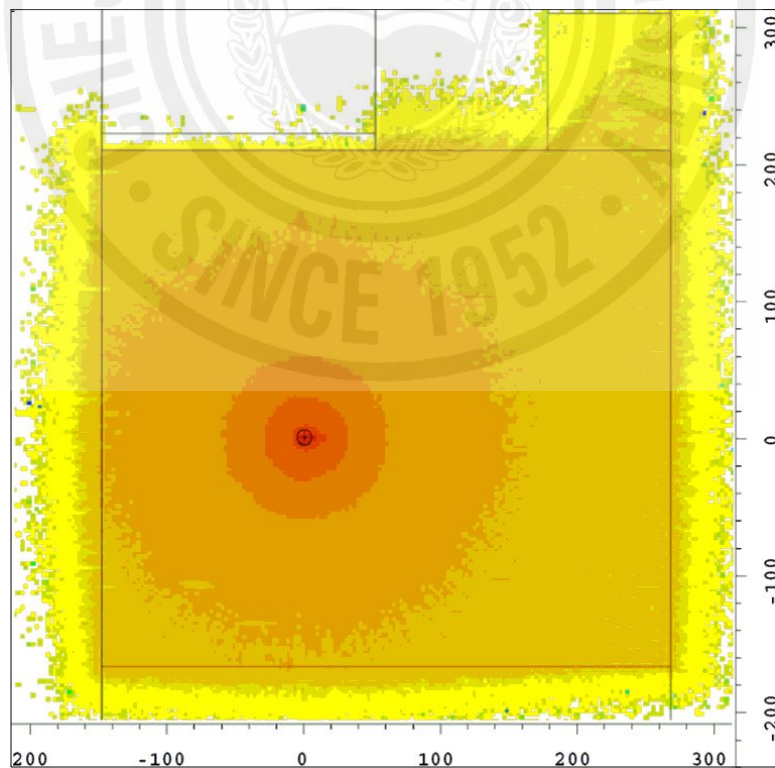


Figure 28. Horizontal dose distribution in the irradiation cell as obtained with MESH Tally.



## 2. 높이 변화에 따른 선량분포 (수직방향 선량 계산)

Figures 29, 30은 MOSFET 선량계를 이용하여 선원에서 1 m, 2 m 떨어진 지점에서 수직방향 선량분포 측정값을 MCNPX 계산값과 비교하여 편차를 나타낸 것이다. 측정값과 계산값 모두 선원의 중심 높이인 30 cm 위치에서 선량의 최대값을 나타내고 있다. 높이가 높아질수록 측정값과 계산값의 편차는 커지고, 1 m 거리에서 보다 2 m 거리에서 MOSFET 측정값과 MCNPX 계산값의 편차가 더 컸다. 계산값은 중심에서 멀어짐에 따라 일관되게 선량이 감소하는 양상을 잘 나타내고 있으나 MOSFET으로 측정한 결과는 선원 중심에서 멀어짐에 따라 일관되게 선량이 감소하지 않고 위치에 따라 비정상적으로 높아지거나 낮아지는 기록을 볼 수 있다. MOSFET의 3회 반복 측정값에 대한 표준 편차와 상대 오차는 모든 측정위치에서 0.3~1.0, 5 % 이내로 비교적 정확한 측정값을 얻을 수 있었으나 방사선 조사실의 구조가 단순한 장방형 구조인 점을 감안하면 계산결과에 더 신뢰성이 있다. 이는 플라스틱 수직 막대에 MOSFET 센서를 정확한 위치에 고정시키지 못하여 미친 영향이라고 판단된다. Figures 31, 32는 선원에서 거리 20~160 cm 위치에서 수직방향 높이변화에 따른 선량을 계산하여 표현한 값이다. 선원의 길이는 40 cm로 조사대에서 10~50 cm 높이에 해당한다. 20~120 cm까지는 선원 중심 높이인 30 cm에서 선량의 최대 지점을 확연하게 알 수 있지만, 그 이상의 거리에서는 15~30 cm에서 거의 같은 최대 지점을 나타내었다. 선원에서 거리가 멀어 질수록 측정값과 계산값 모두 선량의 최대 지점 높이인 30 cm를 중심으로 선량이 대칭적으로 감소하지 않고 높이가 높은 곳에서 낮은 곳보다 약간 낮은 것을 알 수 있다. 이는 Figs 33, 34를 통하여 알 수 있듯이 높이가 낮은 지점에서는 조사실 콘크리트 바닥면과 AI 보조조사대로부터 산란선의 영향을 더 많이 받아 대칭성이 이루어 지지 않은 것으로 판단된다. Figure 33은 MESH Tally의 계산 결과를 MCNPX 지오메트리 Plotting 프로그램인 X-Deep3.2를 이용하여 수직방향 선량 분포를 그래픽으로 나타낸 그림이고, Fig 34는 SABRINA plotting 프로그램을 이용하여 방사선 조사실내의 감마선 입자거

등 (particle track length)을 나타낸 그림이다.

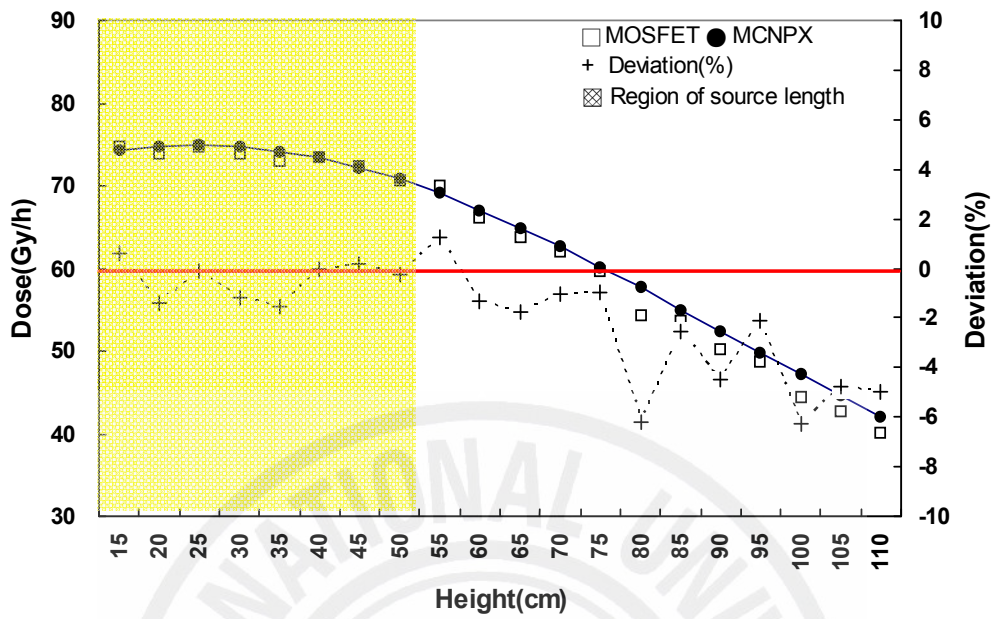


Figure 29. Comparison of calculated and measured vertical dose distributions at 1m from the source.

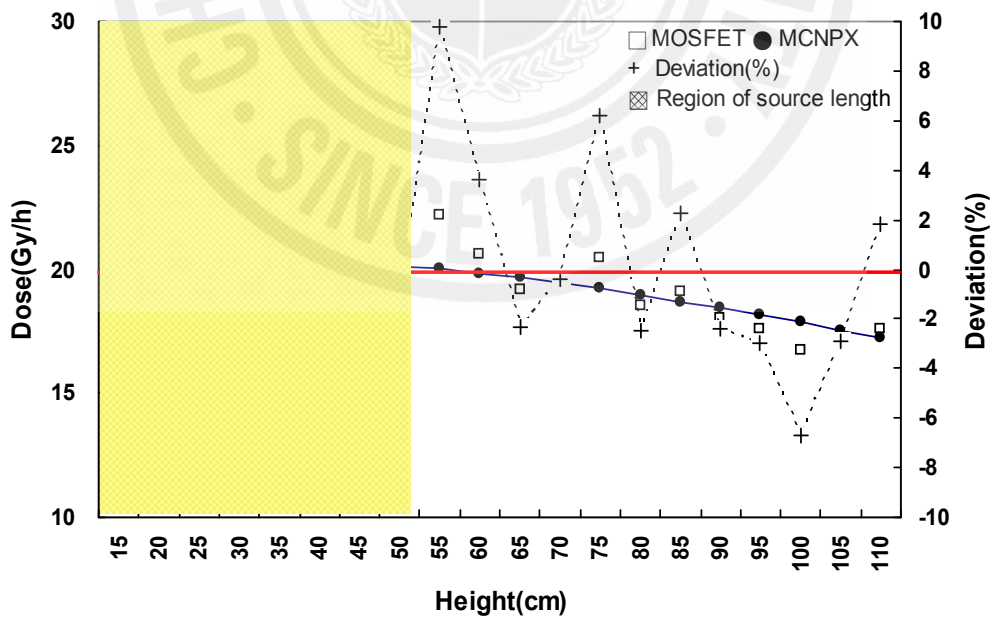


Figure 30. Comparison of calculated and measured vertical dose distributions at 2m from the source.

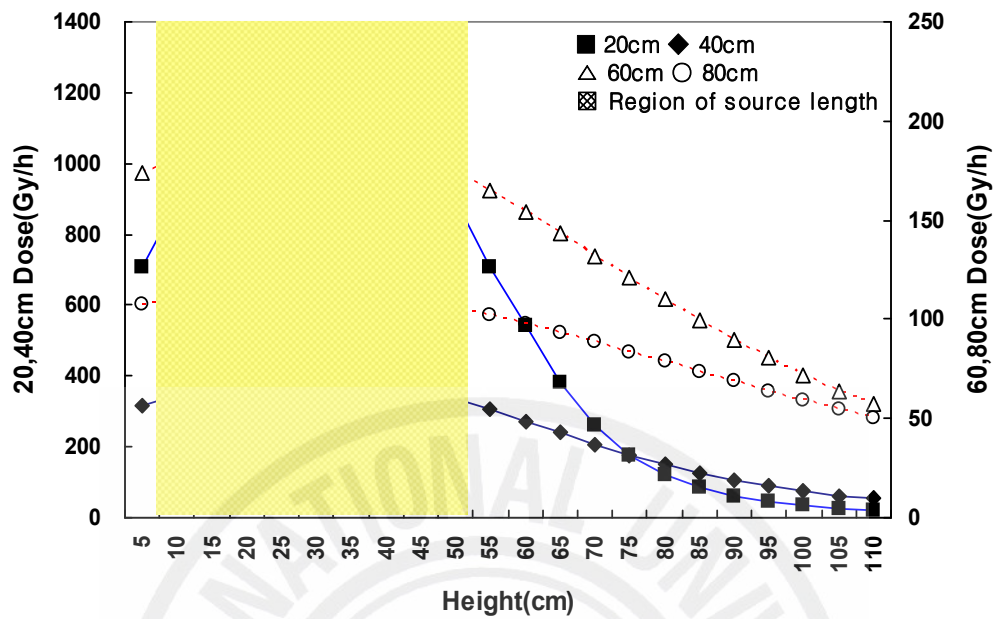


Figure 31. The calculated vertical dose distributions at 20~80cm from the source.

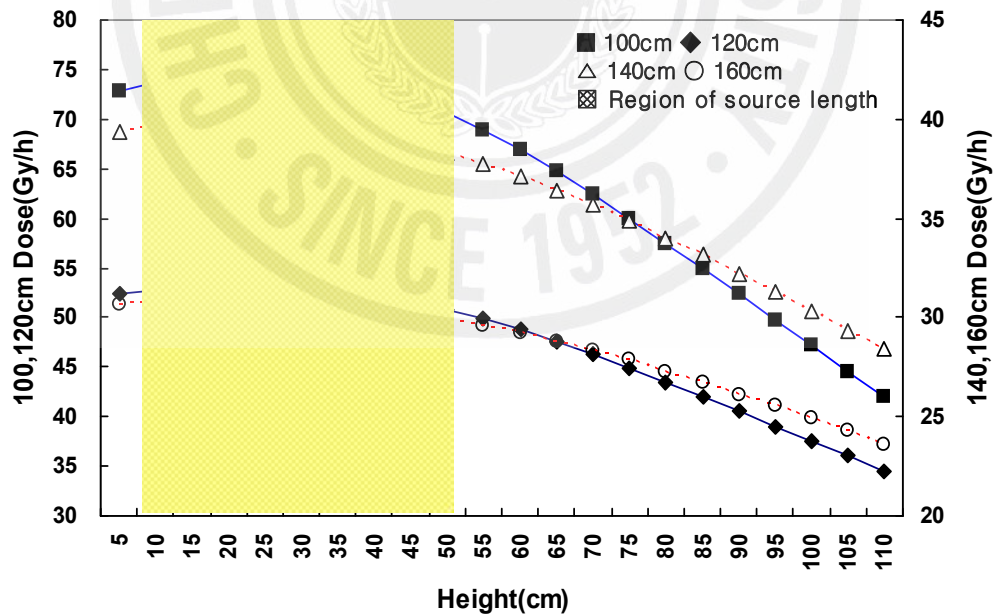


Figure 32. The calculated vertical dose distributions at 100~160cm from the source.



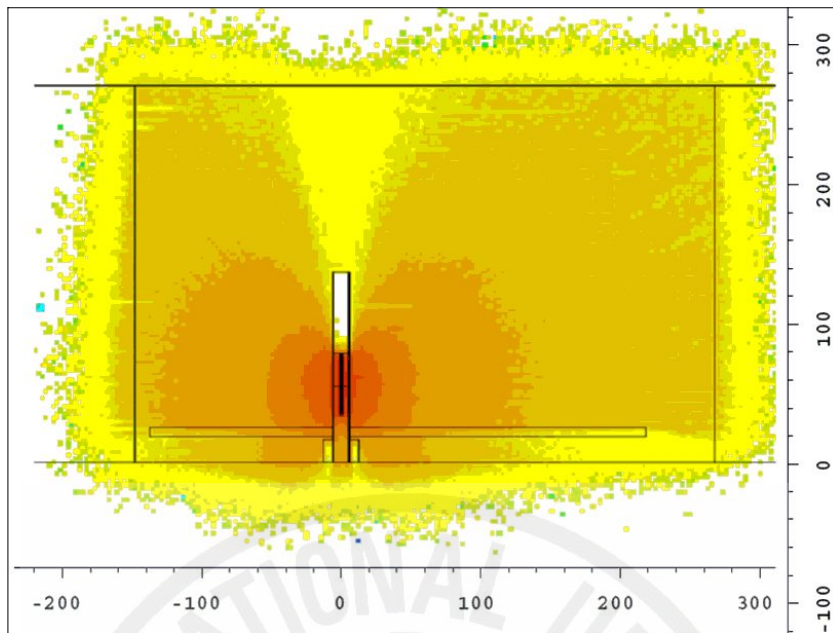


Figure 33. Vertical dose distribution in the irradiation cell as obtained with MESH Tally.

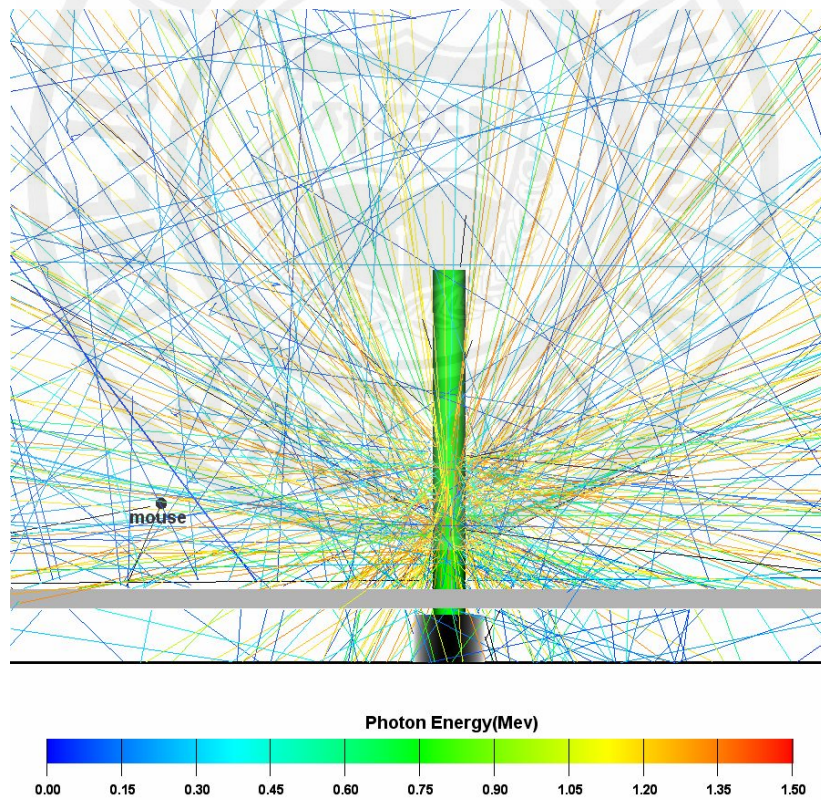


Figure 34. View of the MCNPX-simulated photons histories, as generated with the graphics software Sabrina.

### 3. 조사 시료의 흡수선량

전리함과 MCNPX를 이용하여 조사시료 (물)의 흡수선량을 평가한 결과는 Table 5, 6, Fig 35와 같다. Table 5는 선원에서 거리가 40~100 cm 일 때 측정된 전하량과 공기커마, 물 흡수선량, 조사선량을 나타내었다. IAEA TRS Report 277을 이용하여 얻어진 흡수선량을 조사선량과 비교한 결과  $rad \approx 0.9845 R$  인 관계를 보여 이론식의 범위  $rad \approx 0.95 \sim 1.0 R$  내에 해당하여 구하여진 물 흡수선량 교정상수의 사용가능성을 확인 하였다.

Table 5. Air kerma, water absorbed dose and exposure dose converted from measured data.

Distance (cm)	Measured nC	Air Kerma	Water Dose	Exposure
		Gy/h		R/h
40	138.17	400.49	431.95	43873.12
60	65.96	191.20	206.21	20945.32
80	39.84	115.48	124.55	12650.65
100	25.86	74.96	80.84	8211.42

Figure 35는 전리함 선량계를 이용하여 선원에서 20 cm~2 m 떨어진 지점에서 수평방향 물 흡수선량 측정값을 MCNPX 계산값과 비교하여 편차를 나타낸 것이다. 작은 시료용기를 제외 하고 마우스와 큰 시료용기인 경우 측정치와 편차는 모든 구간에서 5 % 이내로 비교적 정확한 계산 결과를 나타내었다. 물 흡수선량의 측정치와 계산치 편차는 공기커마와 비슷한 80, 180 cm에서 최대의 편차를 보였다. 전리함 측정치의 공기커마와 물 흡수선량과의 관계는 일정한 비례상수인 관계이다. MCNPX 계산치의 공기커마와 물 흡수선량과의 관계를 알아보기 위하여 Table 6과 Fig 36에 결과를 나타내었다. Table 6에는 3개의 조사시료 중 마우스를 예로 들어 흡수선량, 공기 커마의 계산값과 이를 보정한 선량률을 나타

낸 것이다. 마우스의 경우 모든 위치에서 공기커마와 흡수선량의 비는 평균적으로 0.9358이지만 전리함인 경우에는 0.9272으로 다소 차이를 보였다. Figure 37에는 여러 가지 종류의 시료 MCNPX 계산값의 공기커마와 흡수선량의 비를 전리함의 비와 비교한 것이다. 그림에서 보듯이 흡수선량은 마우스가 가장 작고 작은 시료 용기가 가장 높게 계산 되었다. 마우스는 아크릴 벽 두께가 가장 두꺼운 5 mm로 인한 차폐효과가 더 크기 때문이고, 작은 시료용기가 큰 시료 용기 보다 용기 중심이 선원에서 일직선상에 더 가깝기 때문에 작은 시료 용기의 흡수선량이 가장 높은 것으로 판단된다.

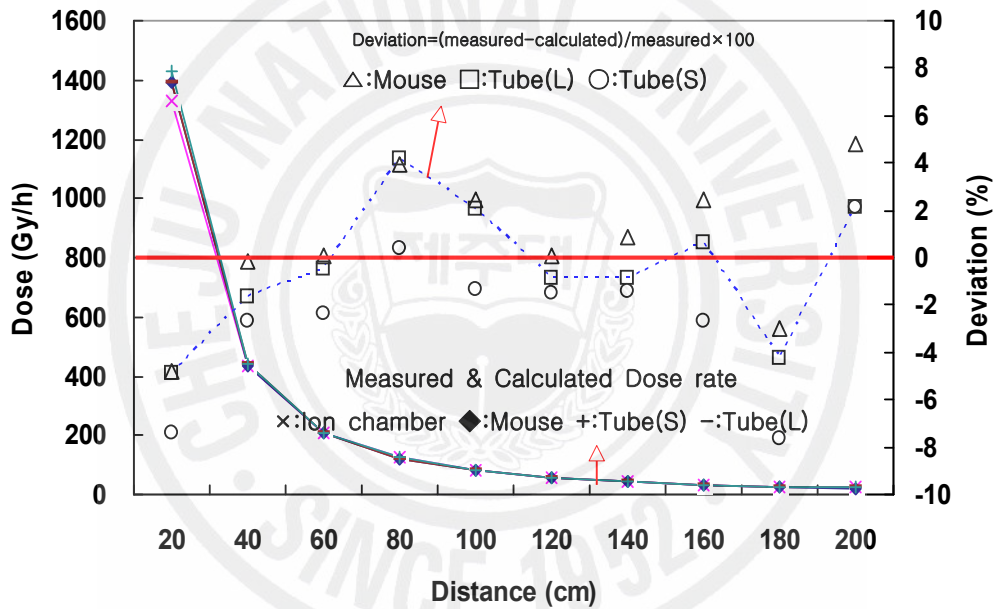


Figure 35. Comparison of the water absorbed dose distributions measured and calculated as a function of distance from the source as of 2007.8



Table 6. Conversion of the calculated doses into the air kerma and water absorbed dose.

Distance (cm)	Air Kerma (F4 Tally)		Water Dose (F6 Tally)	
	Calculated value	Gy/h	Calculated value	Gy/h
40	2.078E-14	407.56	1.420E-6	432.78
60	9.950E-15	190.97	6.808E-7	205.99
80	5.743E-15	111.24	3.928E-7	119.61
100	3.843E-15	73.79	2.622E-7	78.86

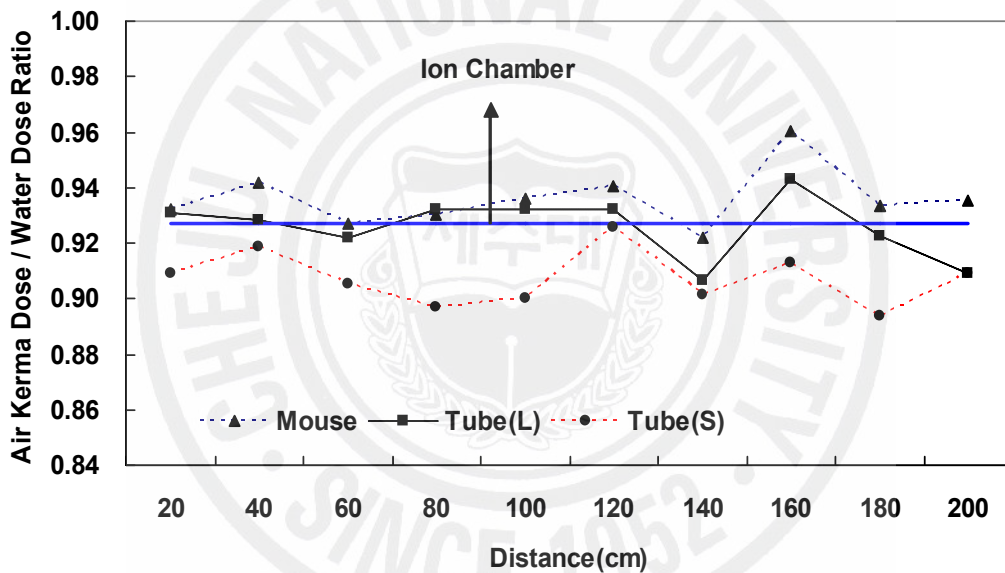


Figure 36. The ratio of Air kerma to water dose for the different samples as a function of the distance from the source as of 2007.8

#### 4. 차폐체의 영향

Table 7, Fig 37은 납 벽돌 차폐체 영향에 따른 전리함 측정값과 MCNPX 계산

값의 선량을 변화를 나타낸 것이다. 납 벽돌 차폐 위치가 40, 80 cm일 때, 측정치는 계산치에 비하여 약간 높은 값을 보이고 있으며 편차는 각각 1.99 %, 3.3 %으로 용인할 수 있는 수준이다. 두께 4.8 cm의 납 벽돌 차폐체를 사용한 경우 Build-up factor를 고려하지 않았을 때 이론적인 선량 감소비 (약 1/16)로 선량이 감소될 것으로 예상 되었지만, 본 연구에서는 Fig 37과 같이 측정값과 계산값 모두 1/10~1/13수준으로 선량이 감소하였다. 선원의 지오메트리가 봉 형이고 납 벽돌 높이가 선원 상부 높이보다 낮게 차폐되어 산란선 영향에 따른 Build-up factor의 영향이 컸기 때문으로 판단된다.

Table 7. Comparison of measured and calculated doses behind a lead shield.

shielding distance	Ion Chamber Gy/h	F4 Gy/h	F5 Gy/h	F6 Gy/h	Deviation(%)
40cm	14.86	14.75	14.47	14.47	1.99
80cm	6.67	6.51	6.41	6.36	3.60

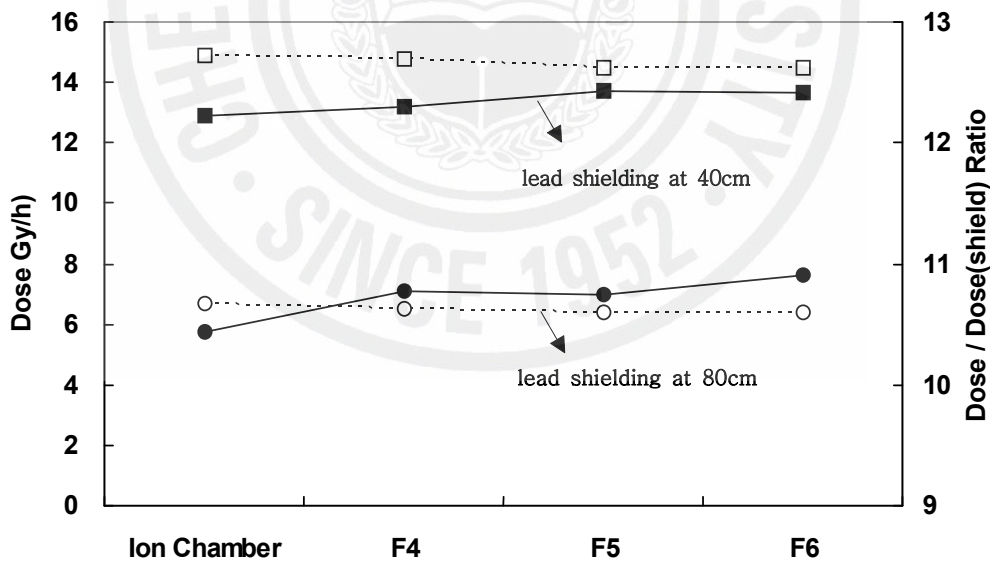


Figure 37. Comparison of measured and calculated dose rate with decrement of dose using lead shielding. (2007.8 radio activity) ● ■ : Dose / Dose (lead shield) ratio  
○ □ : Measured & Calculated Doses rate

## 5. 감마선 에너지 스펙트럼 계산

Figure 38은 선원에서 거리 변화에 따른 감마선 에너지 스펙트럼 변화를 나타낸 것이다. [1]~[6]은 BGO 섬광체가 선원에서 거리 20, 60, 100, 140, 180, 220 cm 일 때 감마선 에너지 스펙트럼이다. 거리가 멀어 질수록 Co-60 감마선의 1.173, 1.332 MeV 에너지의 peak가 점점 작아지고 compton collision의 영향이 점점 커짐을 알 수 있다. 조사실 내부의 공기는 1.25 MeV에 대한 감마선의 total linear attenuation coefficient가 약  $6.97 \times 10^{-5} \text{cm}^{-1}$ 으로 단위길이 당 아주 작은 반응 확률을 갖지만, 거리가 멀어 질수록 조사 시료가 받는 에너지 분포는 초기 방출에너지보다는 compton 산란된 저에너지 영향을 많이 받는 것을 알 수 있다. [7]~[8] 스펙트럼모사 위치는 선원에서 방출된 입자가 직접적으로 영향을 미치지 못하는 산란선의 영향을 많이 받을 것으로 예상 되는 조사실 통로 부근이다. 주로 compton collision에 의한 에너지 분포가 예상 되었지만, full energy peak가 확인됨에 따라 상당수의 입자가 콘크리트 벽 모서리 부분을 통과 하는 것을 알 수 있다. 납 차폐체 영향에 따른 에너지 스펙트럼 변화를 Fig 39에 나타 내었다. [9]와 [10]은 선원에서 거리 40, 80 cm에서 차폐체를 사용하지 않았을 때 스펙트럼이고, [9-1]과 [10-1]은 20, 60 cm위치에 두께 4.8 cm 납 벽돌 차폐체를 설치하고 40, 80 cm에서의 에너지 스펙트럼이다. 납 차폐에 따른 에너지 스펙트럼을 비교 하면 납 차폐에 의하여 감마선 에너지가 확연하게 줄어든 것을 확인 할 수 있다. 선원에서 거리 변화에 따른 에너지 스펙트럼을 simulation 한 결과 거리가 멀어 질수록 조사 시료는 고에너지에서 저에너지로의 영향을 많이 받는 것을 알 수 있다.

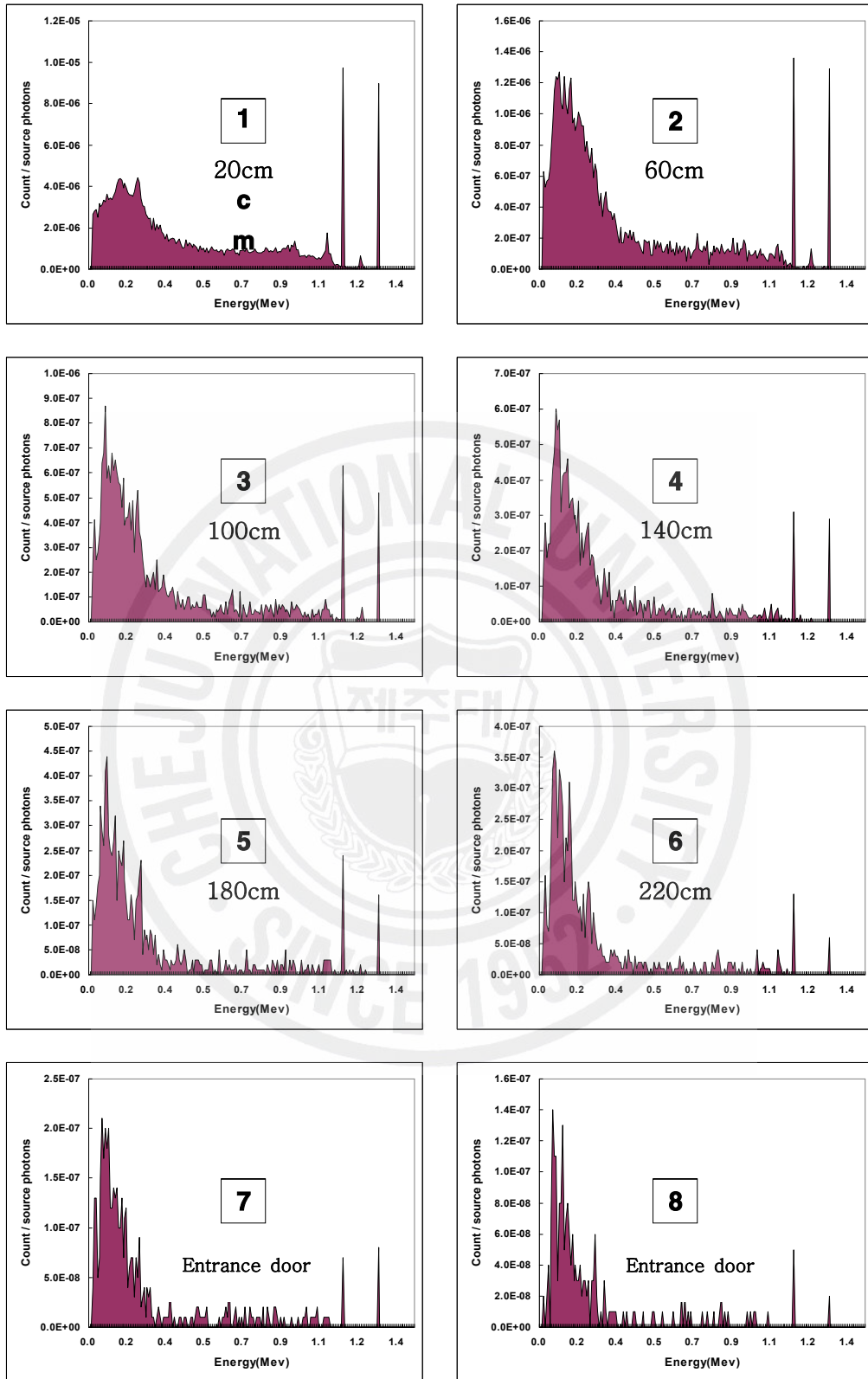


Fig 38. Simulated gamma energy spectra as a function of from the source.

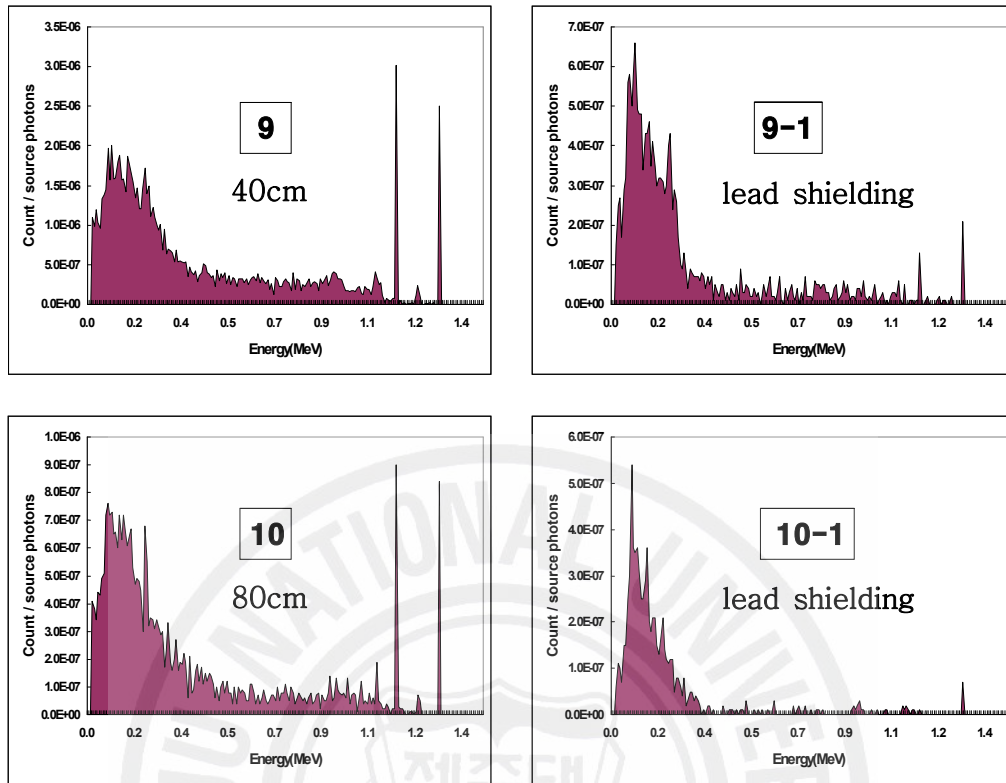


Fig 39. Simulated gamma energy spectra with a lead shielding.

## 6. 선량편차에 따른 조사시간 변화

MCNPX 계산결과를 이용하여 목적하는 선량에 대한 조사시간을 결정할 때 전리함으로 평가된 결과와 비교하여 거리, 선량, 편차별 조사시간 변화를 알아보았다. 전리함 측정값을 기준으로 측정값과 계산값의 편차에 따른 목적하는 선량에 대한 조사시간의 변화를 Figs 40과 41에 나타내었다. 편차가 양의 값을 가질 때는 전리함 측정치가 MCNPX 계산치보다 높은 경우이고, 반대로 음의 값을 가질 때는 전리함 측정치가 MCNPX 계산치보다 낮은 경우이다. MCNPX 계산결과를 바탕으로 조사시간을 결정할 경우 전자는 편차에 해당하는 시간을 증가 시켜야

전리함 조사시간과 같게 되는 것이며 후자는 이 반대이다. Figure 40은 마우스 흡수선량이 4 Gy일 때 거리 40, 80, 120, 160 cm에서 편차에 따른 가감되는 조사시간을 절대치로 나타낸 것이다. 4 Gy일 때 측정치를 이용한 조사시간은 거리별 각각 34.8, 123.7, 268.4, 457.6 sec 이다. 같은 편차인 경우 선원에서 거리가 멀어질수록 계산치와 측정치에 대한 조사시간의 차이는 더욱 커지는 것을 볼 수 있다. 3 %의 편차인 경우 거리별 조사시간 차이는 각각 1.1, 3.8, 8.3, 14.2 sec이다.

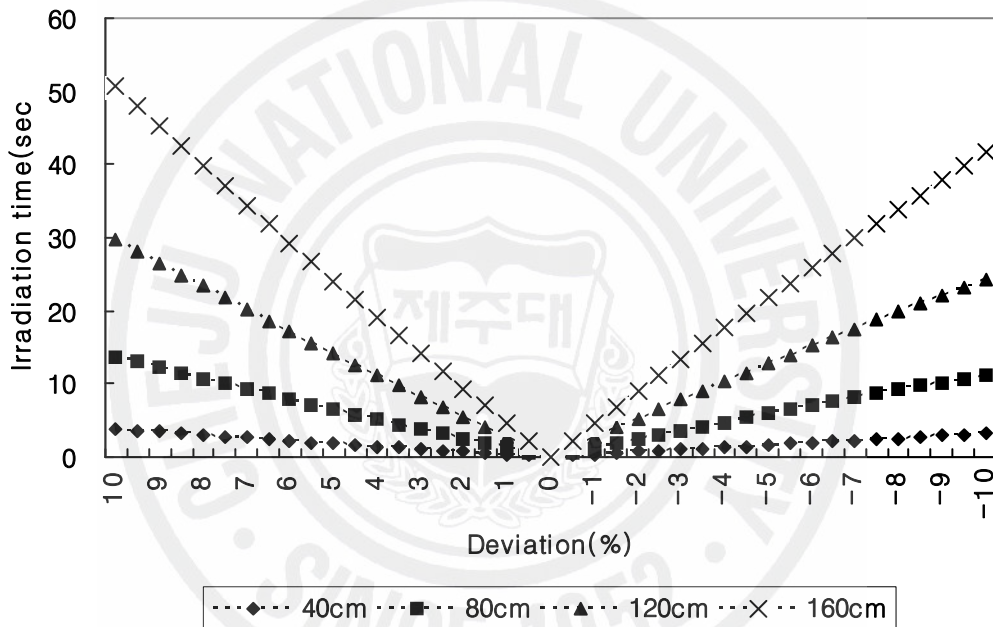


Figure 40. The Variation of irradiation time at the different positions for irradiating 4 Gy dose.

Figure 41은 거리 1 m에서 흡수선량 2, 4, 6, 8 Gy에 따른 편차에 대한 조사시간 변화량을 나타낸 것이다. 1m에서 측정치를 이용한 조사시간은 선량별 각각 95.9, 191.8, 287.6, 383.5 sec이다. 동일 위치에서 선량이 높을수록 조사시간 편차도 커짐을 알 수 있다. 3 %의 편차인 경우 거리별 조사시간 차이는 각각 3.0, 5.9, 8.9, 11.9 sec이다. Figures 40, 41과 같이 MCNPX 계산치와 측정치에 대한



조사시간 변화량은 거리, 편차, 선량별로 일정하게 선형적으로 증가하거나 감소하는 것을 알 수 있다. 이것을 이용하여 거리, 편차, 선량별 조사시간 변화량을 Table 8과 같이 만들어 보간법을 이용하여 측정치에 대한 계산치의 조사 시간을 조정 할 수 있다. Table 8은 선원에서 거리 1 m에서 2007.8월 기준의 방사능에 대한 선량변화와 측정치와 계산치 간의 편차에 대한 조사시간 (sec)을 나타낸 것이다.

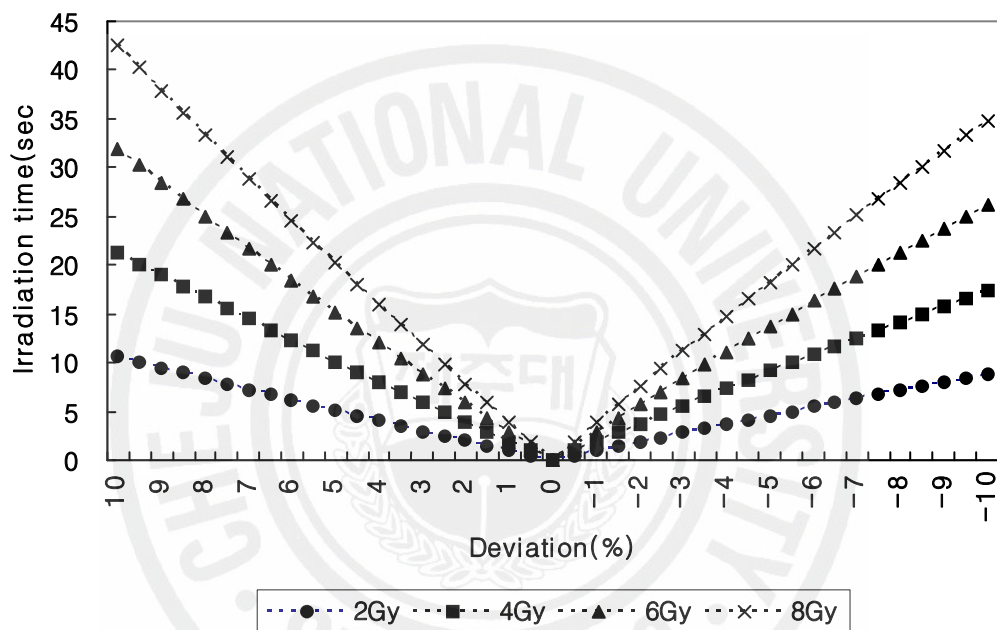


Figure 41. The Variation of irradiation time for the different doses at 1m from the source.

Table 8. Irradiation time (sec) for various water doses.

Deviation (%)	Absorbed dose to Water (Gy)				
	2	4	6	8	10
5.0	100.9	201.9	302.8	403.7	504.6
4.5	100.4	200.8	301.2	401.6	502.0
4.0	99.9	199.8	299.6	399.5	499.4
3.5	99.4	198.7	298.1	397.4	496.8
3.0	98.8	197.7	296.5	395.4	494.2
2.5	98.3	196.7	295.0	393.4	491.7
2.0	97.8	195.7	293.5	391.4	489.2
1.5	97.3	194.7	292.0	389.4	486.7
1.0	96.9	193.7	290.6	387.4	484.3
0.5	96.4	192.7	289.1	385.5	481.8
0.0	95.9	191.8	287.6	383.5	479.4
-0.5	95.4	190.8	286.2	381.6	477.0
-1.0	94.9	189.9	284.8	379.7	474.7
-1.5	94.5	188.9	283.4	377.9	472.3
-2.0	94.0	188.0	282.0	376.0	470.0
-2.5	93.5	187.1	280.6	374.2	467.7
-3.0	93.1	186.2	279.3	372.4	465.4
-3.5	92.6	185.3	277.9	370.6	463.2
-4.0	92.2	184.4	276.6	368.8	461.0
-4.5	91.8	183.5	275.3	367.0	458.8
-5.0	91.3	182.6	273.9	365.3	456.6

## V. 결 론

본 연구는 몬테카를로 기법을 이용하여 입자의 수송문제를 계산하는 MCNPX 코드를 이용하여 제주대학교 방사선응용과학연구소 Co-60 감마선 조사시설내의 공간선량분포와 시료의 흡수선량 계산모델을 확립하는데 목적을 두었다. 정확한 계산 모델의 정립을 위하여 여러 가지 계산 방법을 이용하여 조사실의 공간 선량분포와 시료의 흡수선량을 계산 하였다. 방사선량계를 기준으로 각 측정 지점에 대한 측정값과 계산값의 차이를 편차로 나타내어 정확성이 높은 MCNPX 계산방법을 도출 하였다. 선원에서 거리 변화에 따른 수평 방향 선량분포 모델에서는 전체적으로 편차가 6 % 이내로 거리마다 미소한 차이는 있지만, 사용한 Tally Cards 중에 모든 지점에서 3 %이내 편차를 보인 F4 Card가 비교적 정확성이 높은 것으로 나타났다. 거리별 편차가 사용한 Tally Card마다 정확성이 모두 다르므로 그 지점에 대한 편차가 가장 작은 Tally Card를 선택하여 사용하면 더욱 더 정확한 계산 결과를 얻을 수 있다. 차폐물질 사용으로 방사선량 영향 평가에서도 측정치와 계산치간의 편차가 사용한 Tally Card 모두 3.6 % 이내로 차폐물질 사용 계산모델의 정확성을 입증하였다. MOSFET 선량계를 이용한 조사실의 수직방향 공간선량 분포 평가에서는 센서의 위치가 높이가 높아질수록 선원에서 거리가 멀어 질수록 계산치와 편차가 커졌다. 둘 사이의 편차가 10 % 이내로 용인할 수준이지만 MOSFET 측정치의 높이별 심한 오차와 방사선조사실의 구조가 단순한 장방형구조인 것을 감안하면 측정치보다는 계산치가 더 정확성이 있다고 판단된다.

본 연구의 궁극적인 목표는 연구용 방사선 조사시설을 이용하여 방사선 조사 시료에 대한 정확한 선량을 투여 할 수 있는 방사선량 계산 모델의 확립이다. 방사선 조사실내의 공간선량분포 계산모델의 정확성을 검증 하고 조사시설을 이용하는 시료 중 세포 배양액, 마우스를 모델로 하여 흡수선량을 계산하고 측정치와 비교하였다. 시료의 흡수선량 계산결과는 수평방향 계산결과와 마찬가지로 측정치와의 편차가 거리별로 변동이 있었다. 편차가 가장 높은 시료는 소형 세포배양액 용기로서 최대 7 %를 보였으나 세 종류의 시료 모두 평균적으로 3 %이내의

편차를 보였다.

시간경과에 따른 방사능 붕괴로 인한 선량감소 부분에 있어서도 계산치와 측정치가 거리별 평균 3% 이내의 결과를 나타냈다. 따라서 본 연구를 통하여 개발된 방사선 조사시설의 선량 계산모델과 방사선선량 측정 시스템을 활용하여 모든 시료에 대해서 요구하는 방사선량을 정확하고 효율적으로 투여할 수 있을 것으로 기대 된다.



## 참 고 문 헌

Briesmeister, J R. (2000) "A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Manual LA-13709-M, Los Alamos Nat'l Lab

Buermann, L. (1996) "Recent Developments and Current Status of Air Kerma Standards" - IAEA-CN

Cember, Herman (1969) "Introduction to Health Physics" - Northwestern University

Chilton, Arthur B J, Kenneth Shultis, Richard E. Faw (1984) "Principle of Radiation Shielding" -Prentice Hall

Christian Hranitzky, Hannes Stadtmann "Monte Carlo Study of the Co-60 Calibration Field of the Dosimetry Laboratory Seibersdorf" - Health Physics Division ARC Seibersdorf research 2444 Seibersdorf Austria.

Damon, Rapael W. (2005) "Determination of the photopeak detection efficiency of a HPGe detector, for volume source, via Monte Carlo simulations"

International Atomic Energy Agency, Vienna (1997) "Absorbed Dose Determination in Photon and Electron Beams An International Code of Practice 2nd Edition" - Technical Reports Series No. 277

Jessica Leon, Mark Furler, Matt Oakley, Peter Caracappa, Brian Wang, X.George Xu (2005.2) "Dose Mapping Using MCNP5 Mesh Tallies" - The Radiation Safety Journal

Kadri, O. Gharbi, F. Mannai, K. Trabelsi, A (2005) "Monte Carlo studies of the Tunisian gamma irradiation facility using GEANT4 code" - Applied Radiation and Isotopes 64 : 170-177

Kadri, O. Gharbi, F. Trabelsi, A (2006) "Monte Carlo optimization of some parameters in gamma irradiation processing" - Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B 245 : 459-463

Knoll, Glenn F. (1999) "Radiation Detection and Measurement Third Edition" - John Wiley & Sons, Inc.

Lamarsh, John R. Anthony J. Baratta "Introduction to Nuclear Engineering Third Edition" - Prentice Hall

Moon Seong-Ae (2005) "Evaluation of the radiation dose distribution of a panoramic cobalt-60 gamma irradiation facility"

Ninkovich, M. M. Raicevic J. J. and Adrovic F. (2005) "Air Kerma rate constants for gamma emitters used most often in practice" - Radiation Protection Dosimetry Vol. 1115, No.1-4:247-250

Oliveria, C. Salgado, J. Ferro de Carvalho A. (2000) "Dose rate determination in the Portuguese Gamma Irradiation Facility: Monte Carlo simulations and Measurements", Rad. Phys. Chem. 57 :667-670.

Oliveira, C., Salgado, J. (2001), "Isodose distributions and dose uniformity in the Portuguese gamma irradiation facility calculated using the MCNP code", Radiation Physics and Chemistry 61:791 - 793



Oliveira, C. Ferreira, L.M. Goncalves, I.F. Salgado, J. (2002) "Monte Carlo Studies of the irradiator geometry of the Portuguese gamma irradiation facility", Radiation Physics and Chemistry 65:293 - 295

Pelowitz, Denise B. (2005) "MCNPX<sup>TM</sup>-USER'S MANUAL version 2.5.0"

Proceedings of an International Symposium, Vienna (2002) "Standards and Codes of Practice in Medical Radiation Dosimetry Vol. 1"

Redd, Randall A. (2003) "Radiation dosimetry and medical physics calculation using MCNP5"

Raisali, G.R. and Sohrabpour, M. (1993) "Application of EGS4 computer code for determination of gamma ray spectrum and dose rate distribution in GAMMA CELL 220", Radiat. Phys. Chem. Vol. 42, Nos 4-6, pp. 799-805

Richard H. Olsner "Practical MCNP for the Health Physicist, Rad Engineer, and Medical Physicist Course Manual LAUR 99-4469" - ESH-4 Health Physics measurements group radiation instrumentation and calibration team Los Alamos National Laboratory

Rosenfeld, A.B. (2002) "MOSFET dosimetry on modern radiation oncology modalities" - Radiation Protection Dosimetry Vol. 101, Nos. 1-4, pp 393-398

Rudi Van Nieuwenhove and Ludo Vermeeren (2002) "Online Gamma Dose-Rate Measurements by Means of a Self-Powered Gamma Detector" - IEEE TRANSACTION ON NUCLEAR SCIENCE, Vol. 49, No. 4

Saylor, M.C. Jordan, T.M. (2000) "Application of mathematical modeling

technologies to industrial radiation processing" - Radiation Physics and Chemistry 57 Schwarz, R. A. (2006) "MCNP Visual Editor Class windows 2000 overheads" -Visual Editor Consultants

Shultis J. K and Faw R. E. (2004) " An MCNP Primer" - Dept. of Mechanical and Nuclear Engineering Kansas State Univ.

Sohrabpour, M. Hassanzadeh ,M. Shahriari, M. Sharifzadeh, M. (2002) "Gamma irradiator dose mappong simulation using the MCNP code and benchmarking with dosimetry" , Applied Radiation and Isotopes 57 :537 - .542

Sohrabpour, M. Hassanzadeh ,M. Shahriari, M. Sharifzadeh, M. (2002) "Dose distribution of the IR-136 irradiator using a Monte Carlo code and comparison with dosimetry" - Radiation Physics and Chemistry 63 : 769-772

Tsai, W.C. Sheu, R.D and Jiang, S.H. (2005) "Evaluation of the dose rate distribution for an air-type Co-60 irradiation facility" - Radiation Protection Dosimetry Vol. 116, No.1-4, pp.352-358

Van Riper, Kenneth A. (2004) "Sabrina User's Guide" - White Rock Science.

고성진, 김승국, 노경석, 박명환, 안봉선 (2001) "방사선계측학" - 청구문화사

김재삼 (1996) "몬테카를로 방법의 물리학적 응용" - 민음사

## 감사의 글

학부 과정을 마치고 다시 시작이라는 새로운 마음으로 대학원 생활을 시작하여 이제 어느덧 마무리 짓는 때가 되었습니다. 이제 2년간의 대학원생활을 마치면서 그동안 격려해주시고 도움을 베풀어주신 많은 분들께 감사의 인사를 드리고자 합니다.

먼저 부족한 저를 대학원 생활 내내 곁에 두고 많은 학문적 지도와 함께 세심한 배려와 조언을 아끼지 않으시며 용기를 북돋아 주시고 가능성을 제시해주신 박재우 교수님께 고개 숙여 깊은 감사를 드립니다. 그리고 지도학생처럼 많은 관심 가져주신 김신 교수님, 김낙배 박사님께도 깊은 감사드립니다. 또한 학부생활 때부터 열정적인 지도와 관심 가져 주신 에너지공학과 이윤준 교수님, 이현주 교수님, 천원기 교수님, 정범진 교수님, 김남진 교수님께도 감사드립니다.

실험을 하면서 항상 많은 관심 가져주시고 조언을 아끼지 않으셨던 방사능응용 과학연구소의 송성준 박사님, 홍경애 선생님과 환경방사능측정소의 강태우 선배님께도 깊은 감사드립니다. 그리고 정확한 실험을 할 수 있도록 힘써 도와주신 한국표준과학연구원 이철영 박사님, 식품의약품안전청 임천일 선생님, 한양대학교 김재천 박사님, 제주대학교병원 김영석 선생님께도 감사드립니다. 비록 대학원 생활은 같이 못하였지만 타지에서 따뜻한 격려의 말씀을 전해 주셨던 홍상범, 김계홍, 박찬희, 문성에 실험실 선배님들과 형석, 상혁, 두혁, 희철, 재철, 인혁 선배님들께도 감사의 마음을 전합니다. 바쁜 여러 업무와 대학원의 2중업무에 시달리면서도 항상 후배들을 위해 주셨던 준호, 지훈성, 영주선배님, 이승원 조교, 그리고 함께 대학원생활을 동고동락하였던 덕원형, 상범형, 대학원 동기 덕지, 봉진, 순일, 찬주, 후배 정성, 승진, 민국, 자칭 최강 실험실이라 외치며 푹푹 뭉치고 곁에서 많은 웃음과 도움을 주었던 실험실 후배 민우, 승보, 학범, 지훈, 순철, 재경, 재훈, 태형, 서로 다른 길을 가고 있으면서도 항상 힘이 되어준 99학번 동기 순철, 재훈, 석주, 민기, 범환, 영재, 에너지공학과 선후배님에게도 고맙다는 말을 전해드리며 진흥이를 비롯한 조기 축구 선후배님들과 그동안 저에게 깊은 관심과 힘이 되어준 모든 분들께 깊은 감사드립니다. 또한 본 연구를 수행 할 수 있도록 연구비를 지원해주신 과학기술부와 한국과학재단에 감사드립니다.

마지막으로 지난 2년동안 항상 곁에서 큰 힘이 되어준 사랑하는 혜경이와 오늘 의 제가 있기 까지 지켜봐주시고 제 의견을 존중해주신 아버지, 어머님과 가족 분들께 감사의 마음을 담아 이 논문을 바치겠습니다.