

## MCNPX 코드를 이용한 의료용 방사성동위원소 생산을 위한 가속기 시설의 방사선차폐 및 선량 계산

한양대학교 원자력공학과

서규석 · 김찬형

PET에 사용되는 조영제는 생산과정 중에 다량의 중성자가 발생한다. 발생한 중성자는 주로 콘크리트 구조물로 차폐를 하게 되며 가속기 시설의 차폐 평가는 구조물 외부로 방출되는 방사선의 선량을 측정하게 된다. 즉 콘크리트를 통과하면서 에너지를 잃은 중성자와 콘크리트를 이루는 물질과 중성자간의 상호작용으로 생성되는 광자의 선량을 측정하여 선량을 평가하게 된다. MCNPX 코드<sup>2)</sup>를 이용하여 가속기 시설의 콘크리트 구조물 외부로 방출되는 중성자 선량과 광자선량을 계산한 결과, 원자력법에서 정한 법정 제한 선량에 훨씬 못 미치는 것을 알 수 있었다.

**중심단어:** 가속기 시설, 방사선차폐 계산, MCNPX 코드

### 서 론

암의 진단용으로 개발된 PET은 그 효율도가 우수하여 여러 병원에서 쓰여지고 있으며, 진단에 필요한 양전자방출동위원소를 만들기 위해 가속기 시설을 도입하고 있다. 진단 부위에 따라 여러 양전자방출동위원소가 쓰여지고 있으며 그 중에서도 인간의 포도당 대사를 이용한 FDG를 가장 많이 사용하고 있다. FDG는 <sup>18</sup>O을 농축하여 만든 물에 양성자 빔을 조사하여 (p, n)반응을 통해 생산된 <sup>18</sup>F를 포도당에 표지하여 만들고 있다. 이 경우 표적체에서 다량의 중성자가 생성되기 때문에 이 중성자에 대한 차폐를 고려해야 한다. 발생한 중성자는 콘크리트 구조물로 차폐하며 구조물 외부로 방출되는 방사선의 선량계산은 콘크리트 차폐벽 밖으로 나오는 중성자와 콘크리트 차폐물과 중성자간의 상호작용으로 인해 2차적으로 생성되는 광자를 MCNPX 코드<sup>2)</sup>를 이용하여 계산하였다.

### 연구 방법

본 연구에서 사용한 싸이클로트론의 자료와 싸이클로트론실의 설계도는 현재 연세의료원에서 사용 중인 시설의 자료를 사용하였다. 표적물질은 많이 쓰이고 생산 시 가장 높은 에너지의 양성자를 쓰는 <sup>18</sup>O를 사용하였다. 양성자 에너지는 CYCLONE 18/9<sup>1)</sup>의 경우 양성자를 18 MeV로 가속시키나, 콜리메이터와 필터를 통과하면서 표적물에 맞을 때의 운동에너지는 17.5 MeV이므로 차후 계산에서의 양성자 에너지는 17.5 MeV를 사용하였다. 그리고 표적체는 Large target과 Small target이 있는데 보수적 계산을 위해서 중성자 발생률이 상대적으로 높은 Large target의 경우만을 고려하였다. 콘크리트 차폐벽 외부로 방출되는 방사선의 선량계산은 몬테칼로 기법을 이용한 전산 코드인 MCNPX<sup>2)</sup>를 이용하여 계산을 수행하였으며, 세부적으로는 (1) 표적체 내에서의 중성자 발생과 (2) 콘크리트 벽에 의한 선량감쇄, 두 부분으로 나누어 계산을 수행하였다. 먼저 표적체 내 중성자 발생은 17.5 MeV 양성자들을 표적물질인 물(H<sub>2</sub>O<sup>18</sup> 95% enriched)에 조사시켜 여기서 발생하는 중성자들을 F2 Tally<sup>3)</sup>카드를 사용하여 방향성 및 에너지 스펙트럼을 계산하였고, 차후 다음 단계에서 표적체를 선원항으로 쓰기 위해 MCNPX의 SSW 카드<sup>2)</sup>를 사용하여 생성된 중성자의 정보를 WSSA 파일로 기록하였다. 그리고 MCNPX 코드의 계산 결과를 벤치마크하기 위해 다른 연구팀에서 독립적으로 개발되었으며 별개의 반응단면적을 사용하는 몬테칼로 전산 코드인 FLUKA<sup>6)</sup>를 사용하였다. 계산 조건은 17.5 MeV

본 연구는 한양대학교방사선안전 신기술연구센터(ITRS) 연구비 지원에 의해 수행되었음.  
이 논문은 2004년 10월 19일 접수하여 2004년 11월 22일 채택되었음.  
책임저자 : 김찬형, (133-791) 서울시 성동구 행당동 17  
한양대학교 원자력공학과  
Tel: 02)2290-0513, Fax: 02)2290-0513  
E-mail: chkim@hanyang.ac.kr

pencil빔을 사용하였으며 동일한 geometry와 history수로 계산하였다. 사용된 tally는 MCNPX는 track length estimator인 F4 tally<sup>3)</sup>를 썼으며, FLUKA 코드는 MCNPX의 F4 tally와 동일한 fluence estimator인 USRTRACK<sup>6)</sup>를 썼다. 다음 단계인 사이클로트론실의 방사선 차폐 계산시 정확한 선량계산을 위해서는 history 수를 크게 하고 입자 한 개씩 수송하여 발생하는 모든 이벤트를 계산하여 결과를 도출하여야 하나 이럴 경우 기하급수적으로 계산시간이 증가하게 된다. 이에 계산시간을 최소화하기 위해 variance reduction technique (VRT)<sup>3)</sup> 방법으로 각 셀의 importance 값을 조정하여 각 셀을 통과하는 입자의 개수를 늘리는 대신 입자의 weight를 줄이는 particle splitting과 통과한 입자들 중 랜덤하게 선택하여 선택된 입자만을 원래의 weight로 환원하고 수송하는 Russian Roulette이 일어나도록 하는 방식을 사용하였다. 이 방법을 이용하면 상대적으로 적은 history에서도 동일한 결과를 도출할 수 있으며 계산 시간도 단축할 수 있다. 선량 평가 지점은 총 5지점으로 하였으며 선량(등가선량 또는 선량당량)을 계산하기 위하여 중성자의 경우 중성자속을 계산하는 F4 Tally와 Belogrolov의 Fluence-to-dose-equivalent 환산계수<sup>5)</sup>를 이용하였으며, 광자의 경우는 MCNPX에서 기본적으로 제공하는 F6 Tally<sup>3)</sup>를 이용하였다. 본 연구에서 사용된 MCNPX의 양성자 반응단면적은 수소와 <sup>16</sup>O의 경우는 테이블 형태의 LA150 proton library<sup>4)</sup>를 사용하였으며, 반응 단면적 자료가 존재하지 않는 핵인 <sup>18</sup>O의 경우는 ISABEL intranuclear cascade (INC) 모델<sup>2)</sup>을 사용하여 중성자를 발생시키도록 지정하였다. 중성자 반응단면적은 ENDF/B-VI Release 5에 기초한 LA150 neutron library<sup>4)</sup>를 사용하였다. FLUKA의 <sup>18</sup>O에 대한 양성자의 반응 단면적은 Experimental total cross section data<sup>6)</sup>를 사용하였다.

### 연구 결과

표적체에서 발생하는 중성자를 계산하기 위해 다음의 가정들을 사용하였다. 첫째, Large target (95% enriched H<sub>2</sub><sup>18</sup>O)을 표적체로 사용하는 것으로 가정하였다. 둘째, 양성자의 에너지는 Large target에서의 운동에너지 17.5 MeV로 가정하였다. 셋째로, 양성자빔은 모두 H<sub>2</sub><sup>18</sup>O 표적물질과 충돌한다고 가정하였다. 이는 콜리메이터를 이루는 알루미늄의 중성자 발생수율이 95% enriched H<sub>2</sub><sup>18</sup>O의 중성자 발생수율보다 훨씬 낮고 SRIM 2003 코드<sup>8)</sup>를 이용하여 17.5 MeV 양성자의 H<sub>2</sub><sup>18</sup>O 표적 내에서의 비정을 계산한 결과, 3.28 mm로서 H<sub>2</sub><sup>18</sup>O 표적의 길이 3 cm보다 훨씬 짧으므로 보수적

관점에서 양성자는 모두 H<sub>2</sub><sup>18</sup>O 표적과 반응한다고 가정하는 것이 타당하다.

표적체는 표적체 어셈블리 전체를 모사한 Full target 모델과 표적물만을 모사한 Bare target 모델 두 가지로 나누어 계산을 수행하였다. Fig. 1은 표적체 어셈블리 전체를 모사한 그림이다. Bare target은 Full target 중 표적물질인 물을 제외한 나머지 부분을 void로 처리하여 생성하였다

Table 1은 Bare target과 Full target을 산란각별 중성자 플루언스와 평균에너지를 계산한 결과로 두 경우 모두 중성자가 상당히 전향성을 가지고 생성됨을 알 수 있었다. 또한, Bare target과 Full target을 비교할 때, 중성자속의 경우 150~180도 구간을 제외하면 20% 이내에서 차이가 나며, 중성자의 평균에너지는 모든 산란각을 고려할 때 30% 이내에서 차이가 있음을 알 수 있었다. 60~150도 결과를 보면 중성자속의 경우 Full target의 결과가 더 높은 것을 볼 수 있는데 이는 방출된 중성자가 어셈블리에 충돌하여 후방 산란되어 나타난 것이며 평균에너지의 경우 bare target에 비해 Full target의 중성자속이 높지만 산란에 의한 에너지 손실로 Bare target의 결과가 더 높은 것으로 계산되었다.

여기서 고려할 사항은 Full target의 경우 실제로 내부의 자세한 구조가 상당히 복잡하므로 정확하게 묘사하는 것이 매우 어려우며 이에 따라 내부 파이프 등의 묘사를 생략하였다. 이에 따라 Full target 모델은 중성자속과 스펙트럼의 변화를 어느 정도 과장하여 평가할 것이다. 반면에, Bare target의 경우는 표적체 어셈블리의 구조물을 전혀 포함하지 않았으므로 상대적으로 중성자속과 에너지스펙트럼을 과대평가하며, 결과적으로 검출기 위치에서의 등가선량을 보수적으로 평가할 것이다. 실제 Large target의 경우는

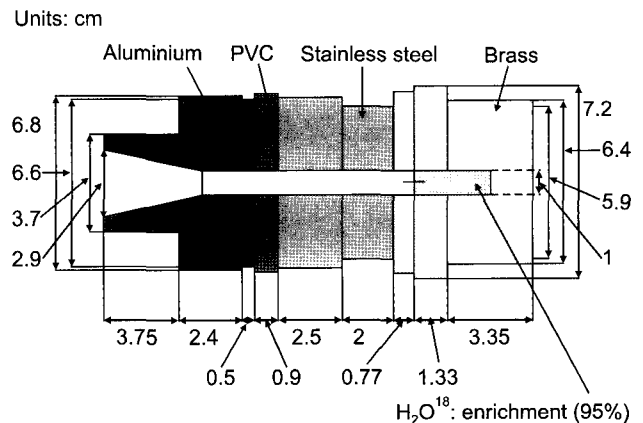


Fig. 1. The cross sectional view of large target.

Table 1. Comparison of full target and bare targets.

Scattering angle	Neutron flux (neutrons/cm <sup>2</sup> -sec)			Average energy (MeV)		
	Bare target	Full target	Difference	Bare target	Full target	Difference
0~30 degree	1.69E-06	1.41E-06	-19%	3.53	2.76	-28%
30~60 degree	1.51E-06	1.29E-06	-17%	2.60	2.08	-25%
60~90 degree	1.27E-06	1.29E-06	2%	2.30	1.86	-24%
90~120 degree	1.05E-06	1.24E-06	15%	2.12	1.71	-24%
120~150 degree	9.09E-07	9.92E-07	10%	2.00	1.62	-23%
150~180 degree	8.36E-07	5.93E-07	-48%	1.94	1.67	-16%

Bare target과 Full target의 중간적인 특성을 가질 것이다.

MCNPX로 계산한 Bare target 모델을 FLUKA 코드를 이용하여 벤치마크한 결과, Fig. 2와 같다. 결과에서 볼 수 있듯이 독립적인 두 전산코드의 계산결과가 큰 차이를 보이지 않음을 알 수 있었다. 보여지는 약간의 차이는 서로 사용하는 (p, n) 반응단면적의 차이 등에 의한 것으로 보인다.

상기의 예비 계산을 근거로 표적체를 선원항으로 만드는 과정은 보수적 계산을 위해서 Bare target을 이용하였고, 위의 결과들을 고려할 때 차후 선량 계산 결과 시 그 차이가 크지 않으리라 판단한다(최대 수십 % 이내의 차이). 충분한 중성자선원항을 얻기 위해 실제 계산에서는 2×10<sup>8</sup>개의 양성자를 표적에 입사시켜 중성자 선원항 파일(WSSA)를 생성하였으며 이때 1.2×10<sup>6</sup>의 중성자 트랙이 WSSA 파일에 기록되었다.

콘크리트 차폐벽의 방사선 차폐 평가를 하기 전에 표적체에서 생성된 <sup>18</sup>F로부터 발생되는 0.511 MeV 광자의 경우는 MicroShield v5.05 프로그램을 이용하여 별도로 계산하였으며 계산 결과 벽 밖으로 나오는 광자에 의한 방사선장의 세기가 3×10<sup>-11</sup> mrem/hr 이하가 되므로 본 계산에서는 무시하였다. 따라서, 본 연구에서는 양성자에 의해 생성되는 중성자와 중성자가 콘크리트와 반응하여 생기는 광자만을 고려하여 선량을 계산하였다.

방사선 차폐 평가는 전 단계에서 생성된 중성자 선원항을 사용하였고, VRT 방법을 사용하기 위해 180 cm 차폐벽을 Fig. 3과 같이 10 cm 단위로 총 18개의 셀로 나누었다. 생성된 중성자선원항파일(WSSA)을 1회만 사용하면 선량계 각 지점에서의 확률오차 statistical error)가 너무 크게 나오므로 사이클로트론실에 대한 차폐계산은 동일한 중성자 선원항 파일을 40회 반복하여 사용하며 계산하였다. 이때, 확률적 진행과정을 바꾸기 위하여 DBCN 카드를 이용하여

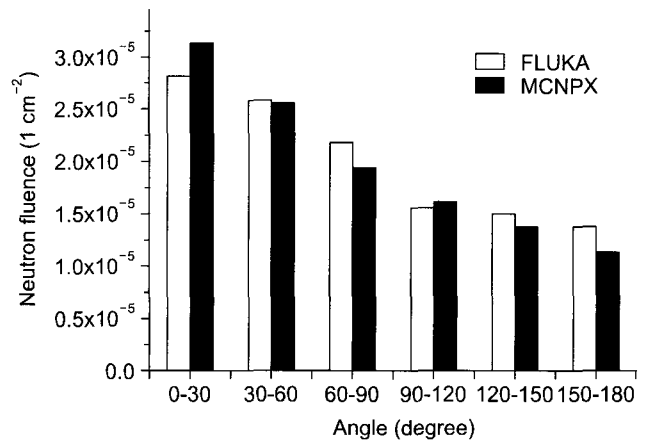


Fig. 2. Comparison of neutron fluence for different angles.

첫번째 시작하는 random number의 값을 바꾸어 주면서 계산을 수행하였다. 표준오차(standard error)는 40개의 계산결과를 이용하여 별도로 계산하였다

선량은 A, B, C, D, E 즉, 5곳의 지점(Fig. 3 참조)에서 Tally하도록 하였으며, 각 계산지점은 외벽에서 1 m 떨어진 곳에서 위치시켰고, A, B, C, D지점에서 계산되는 선량에는 사이클로트론 자체의 차폐 효과를 포함하지 않았다. 단, E지점의 경우는 사이클로트론 상단 부분의 차폐 효과가 명백하므로 이를 고려하였다. 즉, 상층 부분의 선량은 사이클로트론 상단의 차폐효과(투과율 0.02)를 별도로 고려한 값이며 투과율은 다음과 같이 계산되었다. 핵분열시 생성되는 중성자 스펙트럼에 대한 철의 십가층(normal dose equivalent TVL)은 280~330 g/cm<sup>2</sup>이다(Bernard Shleien et. al, "Handbook of Health and Radiological Health," 3rd edition, 1998, p.7-27, Table 7.26).<sup>7)</sup> 여기서, 중간값 305 g/cm<sup>2</sup>을 택하고 이를 두께로 환산하면 39 cm가 된다. 이 십가층을 사이

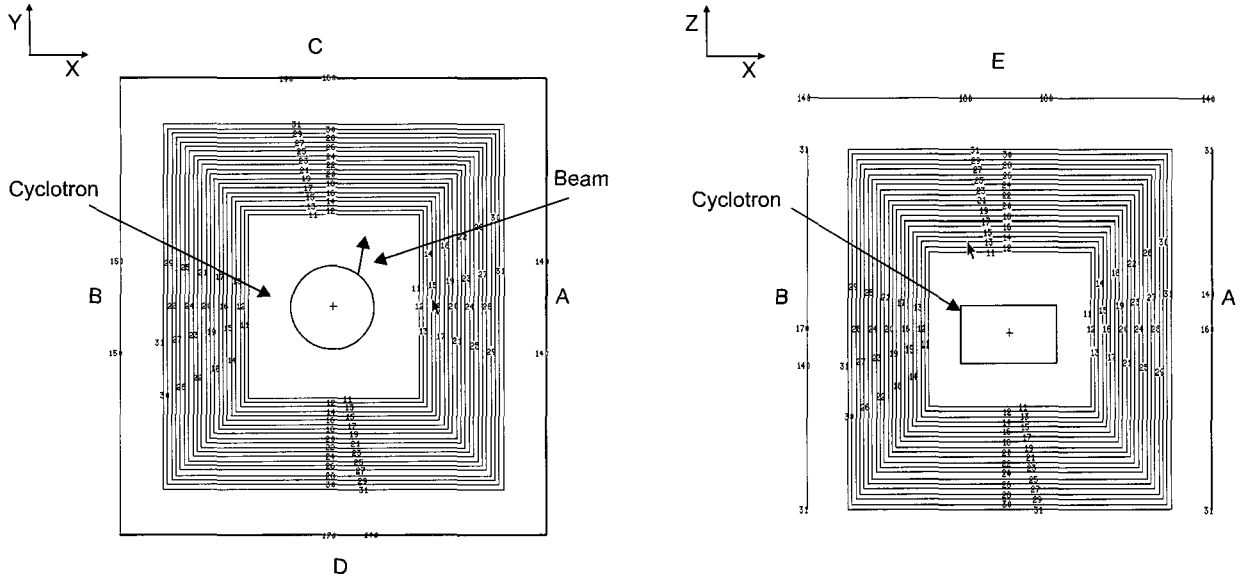


Fig. 3. The computational modeling of cyclotron room (up/side).

클로트론 상단 약 66 cm 두께의 철강 차폐에 적용하면 투과율이 0.02로 계산된다.

이렇게 계산된 투과율은 표적체로부터 90도 방향으로 생성되는 중성자의 평균에너지(1.71~1.86 MeV)가 핵분열시 나오는 중성자의 평균에너지(1.98 MeV)에 미치지 못하고, 중성자 방향이 평행이 아닌  $4\pi$ 방향으로 생성되는 것을 고려할 때 보수적인 선량값을 제공한다.

각 지점에서의 선량을 비교해 보면 Table 2에서 볼 수 있듯이 C지점에서 선량이 가장 높다는 것을 알 수 있다. 이는 양성자의 가속방향을 기준으로 볼 때 표적의 전방에 위치해 있고, 또한 거리상 다른 지점들에 비하여 가깝기 때문이다. A지점의 경우 철제와 콘크리트로 이루어진 출입문에 의한 감쇄효과 때문에 다른 지점에 비해 낮게 평가되었다. 이 결과를 토대로 최대 선량 지점인 C지점에 대하여 연간 선량을 계산한 결과, 2.73 mSv였으며, 이는 원자력법에서 정한 제한치인 20 mSv에 훨씬 못 미치는 결과를 보였다.

### 결론

본 연구에서는 MCNPX 코드를 이용하여 의료용 방사성동위원소 생산용 가속기시설에 대한 차폐계산을 수행하고 그 결과를 분석하였다. 표적체에 대한 시뮬레이션은 17.5 MeV의 양성자 빔을 표적물질인 물( $H_2O^{18}$  95% enriched)에 조사하여 (p, n)반응을 일으키는 것을 모사하였으며, 이때 표적물질을 싸고 있는 어셈블리의 모사여부에 따라 Bare

Table 2. The neutron and photon dose rate at each point.

Point	Neutron dose rate (rem/hr- $\mu$ A)	Photon dose rate (rem/hr- $\mu$ A)	Total dose rate (rem/hr- $\mu$ A)
A	7.84E-08 (1%)	3.28E-07 (2%)	4.07E-07
B	3.36E-08 (2%)	2.09E-07 (2%)	2.43E-07
C	1.88E-07 (1%)	4.66E-07 (2%)	6.55E-07
D	3.18E-08 (2%)	1.86E-07 (2%)	2.18E-07
E	5.73E-08 (1%)	2.52E-07 (2%)	3.09E-07

target과 Full target으로 나누어 계산을 수행하였다. 계산 결과 두 가지의 경우 근소한 차이를 보이며 중성자를 방출하므로 보수적인 결과를 얻기 위해 Bare target을 가정하여 계산을 수행하였다. 주요 계산 결과로는 (1) 중성자의 전향성 정도를 계산하였으며, (2) MCNPX 코드를 별도의 FLUKA 코드를 이용하여 벤치마크 하였으며, (3) 콘크리트 차폐벽 외부 5곳의 지점에서의 중성자 및 광자에 의한 선량을 계산하였다. 5곳의 선량평가지점 중 최대 선량지점을 선택하여 연간 선량을 계산한 결과, 법정 제한치보다 훨씬 낮은 선량을 보였다. PET의 효율성을 고려한다면 앞으로 더 많은 양성자 가속기 시설을 도입될 것이므로 시설물의 방사선차폐를 계산할 때 본 연구의 결과가 참고 자료로 사용될 수 있을 것이라 생각된다.

## 참 고 문 헌

1. CYCLONE 18/9 Product Description Version Revision F, LBA (2002)
2. MCNPX User's Manual, Version 2.5.e Report LA-UR-04-0569 Los Alamos National Laboratory, John s. Hendricks (2004)
3. **Briesmeister JF**: MCNP A General Monte Carlo N particle Transport Code, Version 4C. LA-13709-M (2000)
4. **Chadwick MB, Young PG, MacFarlane RE, et al**: LA150 Documentation of Cross Sections, Heating, and Damage, Los Alamos National Laboratory report LA-UR-99-1222 (1999)
5. **Fass A, Ferraru A, Ranft J, et al**: FLUKA 2002 Manual, (2003)
6. **Iwai S, Uehara T, Sato O, et al**: Overview of Fluence to Dose Equivalent Conversion Methods and Results of Effective Dose Equivalent and Effective Dose per Unit Particle Fluence, Proceedings of SATIF3. (1997)
7. **Bernard Shleien, Pharm D, Hug MS, et al**: Handbook of Health Physics and Radiological Health 3<sup>rd</sup> Edition (1998)
8. SRIM 2003 code, <http://www.srim.org/SRIM/Tutorials/Tutorials.htm>
9. Micro Shield ver 5.05, User's Manual, Grove Engineering, Rockville, Maryland, (1996)

## Shielding Calculations of Accelerator Facility for Medical Isotope Production using MCNPX Code

Kyu-Seok Seo, and Chan-Hyeong Kim

Department of Nuclear Engineering, Hanyang University

Since production of radioactive isotope for using PET, a lot of neutrons were produced. The produced neutrons were mainly shielded by concrete facility. Secondary photons are generated and emitted from the concrete shielding wall of the PET cyclotron since the proton-generated neutrons are thermalized and absorbed in the concrete wall and emit secondary radiations, i.e., photons. This study calculated neutron dose and photon dose at outside of the accelerator facility using MCNPX code. As results of the calculation, total dose were calculated less than limited dose by law.

---

**Key Words:** Accelerator facility, Shielding calculation, MCNPX code