

## 사용후핵연료 차세대관리공정 장비의 감마방사선 영향분석

### Gamma Radiation Effect Analysis of Component for Advanced Spent Fuel Management Process

김성영, 정운관, 송태길\*, 윤지섭\*

조선대학교 원자력공학과

\*한국원자력연구소

#### 요 약

사용후핵연료 차세대관리공정의 실증을 위해 핫셀에서 사용될 실증용 공정장치의 설계를 위해서는 방사선 환경을 고려한 시스템 설계과정의 분석 및 감마방사선 영향분석이 수행되어야 한다. 사용후핵연료 차세대관리공정에 대한 감마방사선 영향 분석을 위해 미국 Nuclear Regulatory Commission(NRC)의 인·허가 코드인 SCALE 코드를 이용하였다. SCALE 코드의 모듈인 ORIGEN-S를 이용하여 대상 핵연료에 대한 특성을 반영한 선원항을 계산하였으며, QADS 모듈을 이용하여 Geometry를 고려한 방사선량 값을 산출하였다. 계산결과 핫셀내 저장용기에서는 최대 3.93 Gy/h, 금속전환장치는 최대 0.6 Gy/h, 건식분말화장치는 최대 72 Gy/h로 산출되었다. 이러한 방사선량 값을 고려하여 주요장치 및 부품에 대한 차폐 및 배치 방안 등 설계해법을 도출하고, 고장 및 유지보수 측면에서 고장을 일으키기 전에 구성품을 교체함에 따라 방사선에 대한 영향을 최소화 할 수 있다.

#### Abstract

For hot operation of advanced spent fuel conditioning process(ACP), the analysis of gamma radiation effect and the system design process are required to design equipment to operate reliably in a gamma radiation environment such as hot cell. To analysis the effects of radiation for ACP, we used the SCALE codes which were certified by Nuclear Regulatory Commission(NRC). The source term was calculated which reflects the features of target nuclear fuels using ORIGEN-S, a module of the SCALE code, and the gamma dose rates were calculated by using the QADS modules, considering the geometry of process equipment respectively. the results are shows that the value was maximum 3.03 Gy/h form the rod

storage box in hot cell, maximum 0.6 Gy/h from the metalizer, and maximum 72.0 Gy/h from the vol-oxidizer. Considering those values, the design methods for shielding and repositioning the major equipments and components should be induced, and, the preventive maintenance for components before failure actually occurs should be minimized the effects of radiation.

## 1. 서론

사용후핵연료와 같은 고준위 방사선은 구성품의 설계수명을 단축하고, 재료의 특성을 변화시켜 커다란 손상을 일으키는 것으로 알려져 있다. 사용후핵연료 취급 시설과 같은 감마 방사선 환경에서 신뢰성 있게 운영할 수 있는 장비의 설계를 위해서는 방사선 영향에 대한 실질적인 이해와 분석이 요구되며, 감마 방사선에 의한 영향을 충분히 파악하고 주의 깊은 계획과 적절한 설계가 수행되어야 실제 공정이 성공적으로 달성될 수 있다.

사용후핵연료 차세대관리공정은 사용후핵연료를 용융염 매질에서 리튬(Lithium)을 환원제로 금속으로 전환하여 부피를 1/4로 감축하며, 고발열성 핵종인 Cs과 Sr 등의 원소를 효율적으로 제거함으로써 발열량을 1/4로 감축시키는 공정이다. 이에 본 연구에서는 사용후핵연료 등과 같은 핵물질 취급시설에서의 방사선 영향을 고려한 시스템 설계과정을 분석하고, 차세대관리공정의 실증을 위한 예비 핫셀 내의 방사선 영향을 분석하였다. 또한 사용후핵연료 차세대관리공정의 주요장치인 금속전환장치와 건식분말화장치를 대상으로 SCALE 코드를 이용하여 감마방사선에 대한 영향을 분석하였다.

## 2. 방사선 영향을 고려한 시스템 설계

방사선 환경에서 사용되는 장비를 설계하는 설계자의 임무는 특수한 기능을 수행하는 장비나 시스템을 설계하는 것이다. 핵연료 시설과 같은 고준위 감마 방사선 환경에서 작동하는 장비 설계 시, 그림 1의 흐름도와 같은 주요 절차들이 수행되어야 한다. 방사선 환경에서 사용하기 위한 장비의 설계에 대한 절차를 단계별로 요약해 보면 다음과 같다.

단계 1 : 방사선 환경의 정의

단계 2 : 구성품의 분류 및 단순화

단계 3 : 각 구성품에 대한 수용 가능한 설계수명의 설정

단계 4 : 고장 기준과 고장 유형의 결정

단계 5 : 구성품에 대한 방사선 영향 평가와 적절한 설계여유도를 적용

단계 6 : 차폐와 함께 환경 및 운영에 대해 쉽게 대처할 수 있는 설계 해법 설정,  
내방사선성 구성품의 사용 등

단계 7 : 원격 유지보수를 위한 설계와 예방적 유지보수 프로그램 개발

그림 1에서 설명된 것처럼 방사선 영향 분석을 포함하는 설계 절차는 복잡하고 많은 취사선택을 포함한다. 모든 분야의 폭넓은 이해가 설계와 구성품, 부품, 재료들의 현명한 선택에 영향을 미친다. 만약 방사선 영향이 설계 과정의 모든 단계에서 고려된다면, 방사선 환경에서 시스템이 성공적으로 수행될 가능성은 크게 향상된다.

방사선 환경의 철저한 특성 파악과 이해가 첫 번째 단계이며 가장 중요한 단계이다. 단계 2에서는 이러한 방사선 환경에서 각 구성품들이 시스템의 운영 요건을 만족시키도록 설정되어야 한다. 이 단계에서 만약 시스템 구성품들이 방사선을 고려하여 선택된다면 방사선 환경을 위한 장비 설계 작업이 크게 단순화 될 수 있다. 만약 방사선에 민감한 구성품이 셀 밖으로 이동되거나, 저준위 방사선 구역으로 이동되어질 수 있다면, 고준위 방사선 환경에서 작동하는 시스템의 설계는 훨씬 더 단순해진다.

단계 3은 각 구성품에 대해 수용할 수 있는 설계수명을 설정하는데 설계수명의 설정은 흔히 설계 기준을 설정할 때 수행되고, 방사선에 민감한 구성품을 이용하여 작업할 때 특히 중요하다. 단계 4에서는 구성품들이 언제 어떻게 고장이 날 것인지를 분류할 수 있도록 고장 기준과 고장 유형이 결정되어야 한다. 단계 5에서는 각 구성품들의 방사선 영향에 대한 분석이 수행되어야 하는데 이것은 중요한 단계이며, 이 단계를 완료하기 위해서는 각 구성품들이 주의 깊게 검사되어야 하기 때문에 많은 시간이 소요될 수도 있다.

단계 6에서는 각 구성품에 대한 방사선 영향을 평가한 후, 설계자는 방사선 문제에 대한 설계 해법을 설정할 수 있는 준비를 갖추게 될 것이다. 이 작업은 시간, 비용, 재료의 가용성 등 많은 취사선택을 포함하고 있으며, 또한 매우 복잡하다. 마지막으로 단계 7에서 각 구성품들은 고장난 구성품들을 쉽게 교환할 수 있도록 원격취급을 위한 설계가 수행되어야 하며, 예방적 유지보수 프로그램이 다른 단계에서의 결과들에 기초해서 개발되어야 한다.

### 3. 차세대 관리공정에 대한 방사선 영향 분석

#### 3.1 차세대관리공정 핵연료 물질흐름 분석

차세대관리공정의 실증을 위한 예비핫셀 내에서의 핵연료 물질의 흐름은 크게 그림 2와 같이 볼 수 있다. 현재 예비핫셀의 개념은 Air 셀과 Ar 셀로 분리되어 있으며, Air 셀에서는 캐스크(Cask)의 접속을 통한 절단 연료봉의 핫셀내 반입으로부터 분말화공정까지를 수행한다. 반면 Ar 셀에서는 분말화공정에서 생성된  $U_3O_8$  분말을 이송하여 금속전환공정, U 용융공정 및 리튬회수를 위한 용융염 전기분해공정 등을 수행한다.

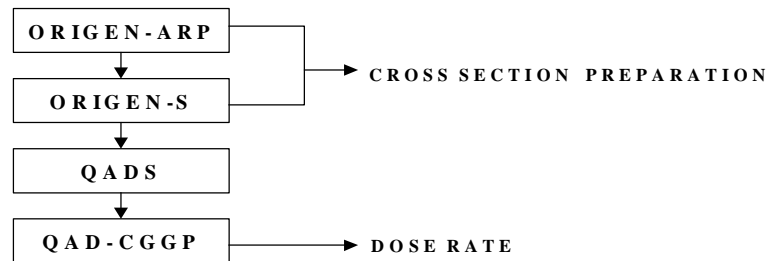
이러한 공정흐름에 따른 단위공정별 예상작업시간을 산출해 보면 표 1과 같다. 단위공정별 작업시간은 차후 각 장치의 주요 부품에 대한 총 조사량 산정을 위해 필요하다. 단위작업의 예상시간은 Mockup 실험결과와 기존의 핫셀 내 작업을 감안하여 설정하였으며, 단위작업 반복횟수는 연료봉의 절단길이와 핫셀 내 반입을 위한 캐스크의 용량 및 차세대관리공정에서 취급할 핵물질량 등을 고려하였다. 표 1에서 보는 바와 같이 차세대관리공정을 1

Batch 수행하는데 약 1500시간 정도가 소요되는 것으로 추정되며, 따라서 다섯 번의 공정 작업을 수행한다고 할 경우 총 7500( $\approx 10^4$ )시간 정도 방사선영향을 받는다고 생각할 수 있다.

### 3.2 SCALE 코드를 이용한 방사선 차폐 계산

SCALE 코드는 표준화된 방법으로 Monte Carlo Method를 이용하여 핵물질 취급시설에 대한 열해석, 핵입계 안전해석 및 차폐해석 등을 수행하는 프로그램이다. 1969년 ORNL에 의해 개발되었으며, 미국 NRC의 요청에 따라 표준화된 방법과 사용하기 쉬운 사용자 인터페이스를 갖도록 1980년 ORNL RSICC에 의해 재개발되었다. 이 코드는 Control Module 과 Function Module로 분류되는 여러 모듈로 구성되어 있다.

본 연구에서는 핫셀 및 장비의 방사선량 계산을 위해 아래와 같이 ORIGEN-ARP, ORIGEN-S, QADS, QAD-CGGP 모듈을 이용하였다. ORIGEN-ARP와 ORIGEN-S는 대상 사용후핵연료 및 연소이력에 대한 계산 및 값이 들어가며 여기서 계산된 선원항의 값은 QADS 모듈에 입력되는데 QADS 모듈에서는 실제 장치에 대한 모델링이 수행되고 최종적인 QAD-CGGP 모듈에서 Dose Rate 값이 검출기 위치별로 산정된다.



### 3.3 사용후핵연료 선원항 계산

차세대관리공정의 주요장치에 대한 방사선량 산정을 위해서는 공정의 실증을 위해 사용될 사용후핵연료를 선정하는 것이 선행되어야 한다. 따라서 차세대관리공정에 사용할 PWR 사용후핵연료의 원자로 조사조건 및 실제적 취급 여건 등을 고려하여 실증시설 설계요건으로 선정한 기준이력을 적용하였으며, 대상 사용후핵연료 및 연소이력은 아래와 같다.

- 대상핵연료 : PWR S/F 17×17
- 연소도 : 43,000 MWD/MTU (Max)
- 농축도 : U-235 3.5 w%
- 냉각시간 : 10 Yr
- 취급량 : 20 Kg

방사선량 계산을 위해서는 사용후핵연료로부터 방출되는 Fission Products, Actinides,

Activation Products 핵종들에 의한 스펙트럼이 필요하다. 이러한 계산에 사용되는 ORIGEN-S 코드는 SCALE 코드 시스템에서 모듈로 사용될 수 있도록 ORIGEN 코드를 부분적으로 수정한 코드로서, 방사선 물질의 Build-up, Decay, Processing 의 계산을 위해 널리 사용되어져 오고 있으며 가장 중요한 역할은 핵분열에 의한 생성물질의 예측이라고 할 수 있을 것이다. 상기와 같은 사용후핵연료를 대상으로 ORIGEN-S로부터 산출된 Photon Spectrum은 표 2와 같다.

### 3.4 차세대 관리공정 핫셀내 방사선 영향 분포

사용후핵연료 차세대 관리공정 주요장치에 대한 방사선 영향 평가는 핫셀 내 핵물질로부터의 영향과 각 공정단계에서의 영향으로 분류된다. 사용후핵연료 차세대관리공정은 약 250 mm로 절단된 연료봉을 핫셀에 반입하여 저장용기에 보관하게 된다. 따라서 핫셀내 저장용기를 그림 3과 같이 모델링하였다.

본 공정에서는 사용될 절단연료봉은 20 Kg의 취급량을 기준으로 160개가 필요하다. 따라서 본 연구에서는 절단연료봉의 지름을 10 mm, 연료봉 간의 거리 5 mm를 기준으로 가로 13줄 세로 13줄을 저장하도록 하였으며, 저장용기의 두께는 SUS304 10 mm로 모델링하였다.

이러한 모델링을 기준으로 SCALE 코드를 이용하여 저장용기 표면 및 가로와 세로 각각 30 cm의 간격으로 검출기를 배치하여 방사선량 값을 산정하였다. 계산된 방사선량 값은 그림 4와 같다. 저장용기 표면에서 최대로 3.93 Gy, 수평방향으로 1 m 떨어진 지점에서는  $6.48 \times 10^{-1}$  Gy, 2 m 떨어진 지점에서는  $1.52 \times 10^{-1}$  Gy, 수직방향으로 1 m 떨어진 지점에서는  $7.7 \times 10^{-1}$  Gy, 2 m 떨어진 지점에서는  $1.60 \times 10^{-1}$  Gy가 산출되었다. 1 m 거리에 수직, 수평방향 모두 1/4 정도로 감소하였다.

### 3.5 주요장치에 대한 방사선량 계산

차세대관리공정의 주요장치인 금속전환장치, 건식분말화장치에 대한 방사선량값 산출을 위해서는 Geometry의 설정과 Detector의 위치의 선정이 필요하다. 이 장치들에 대한 Geometry 설정을 위한 모델링 및 Detector의 배치는 그림 5 및 그림 6과 같다.

금속전환장치는 염화리튬 매질 내에서 리튬금속에 의해  $U_3O_8$  분말을 우라늄금속으로 환원시키고, 금속전환 공정으로부터 생성되는 우라늄금속 분말과 복합 용융염의 분리 및 우라늄 금속분말의 ingot화를 하나의 반응기에서 수행할 수 있는 일체형 장치로써 Ar 셀에서 수행되므로 장치내부가 Ar으로 충전되어 있는 것으로 가정하였다. 건식분말화장치는 고온 환경에서  $UO_2$  펠렛을  $U_3O_8$ 으로 산화시켜 분말화하기 위한 장치로써  $UO_2$ 의 산화를 위해 내부에 공기를 주입하므로 장치 내 핵물질 영역을 제외한 부분을 공기로 가정하여 코드를 수행하였다.

각 장치별로 상부, 하부, 중앙에 총 7개의 검출기를 지정하여 방사선량 값을 추정하였으며, 계산결과 값은 표 3에 나타나 있다. 표의 결과에서 보는 바와 같이 금속전환장치는 SUS 304재질로 된 10 mm 두께의 차폐체를 2개 가지고 있어 산정된 방사선량 값이 0.6 Gy/h로 건식분말화 장치보다 훨씬 적음을 알 수 있다. 또한 금속전환장치의 상부는 200 mm 정도의 SUS 304로 차폐가 되어 있으므로 약  $2.1 \times 10^{-5}$  Gy/h정도의 방사선량 값이 산출되었다. 이곳에서 500 mm 정도의 상부에서는  $1.1 \times 10^{-5}$  Gy/h로 약 절반으로 값이 줄어들었다. 건식분말화장치의 상부의 최대 선량은 29 Gy/h로 나타났으며 결과에서 보듯이 장치의 몸체(SUS 304) 두께가 8 mm로 되어있어 금속전환장치에 비해 매우 높은 값이 산출되었다.

표 4는 금속전환장치와 건식분말화 장치의 주요 부품에 대한 방사선량 산정값이다. 금속전환장치는 교반기 구동모터, 마그네틱 드라이버 등 5개의 부품을 대상으로 하였으며, 건식분말화장치는 Air Vibrator, 벨로우즈관 등 4개 부품을 대상으로 하였다. 표 4의 결과에서 보듯이 금속전환장치의 경우에는 대부분의 부품이 전환로 상부에 설치되어 있어 값들이 거의 유사하며, 상부 차폐체가 두꺼워 방사선에 의한 영향은 적을 것으로 사료된다.

그러나 건식분말화장치의 경우에는 사이클론, 벨로우즈관 등이 상부 또는 상부 측면에 위치하고 있어 선량율이 비슷하지만, 금속전환장치와 비교하면 매우 높다. 따라서 실증용 장치의 설계시에 부품에 대한 내방사선화 방안에 대한 검토 및 차폐방안 등이 고려되어야 한다.

### 3. 결론 및 향후계획

본 연구에서는 사용후핵연료 차세대관리공정의 실증을 위해 실제 핫셀에서 수행될 실증용 공정장치의 감마방사선 영향분석을 수행하였다. 이를 위해 먼저 방사선 환경을 고려한 시스템 설계과정을 분석하였다. 그리고 방사선 차폐해석을 위해 SCLAE 코드를 이용하여 사용후핵연료 차세대관리공정 핫셀 내 저장용기 주변과 주요장치인 금속전환장치와 건식분말화장치에 대한 방사선량 값을 산출하였다.

이러한 계산 결과를 바탕으로 장비의 설계시 핫셀 내 장치의 배치 및 주요 구성품에 대한 차폐방안이 고려되어야 한다. 방사선에 취약한 부품의 경우, 산정된 선량값과 비교하여 예상 설계수명이 현저히 떨어질 경우 상용 내방사선 제품을 사용하거나, 요구된 설계수명에 도달할 수 있도록 구성품에 대한 차폐를 수행하여야 한다.

향후 방사선 차폐코드인 MCNP 코드를 사용하여 SCALE 코드 차폐계산 결과와 비교 분석한다면 보다 신뢰성 있는 차폐해석이 가능할 것으로 보인다.

## 후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

## 참 고 문 헌

1. K. U. Vandergriff, "Designing Equipment for Use in Gamma Radiation Environments." ORNL/TM-11175, May 1990.
2. T. D. Schmalbruch, "Radiation Effects and Threshold Values of Raw Materials and Components," Inertial Motors Corporation, 1983
3. C. E. Willingham, "Radiation Dose Rates from Commercial PWR and BWR-Spent Fuel Elements." PLN-3954, October 1981.
4. 신영준 외, "사용후핵연료 차세대관리공정개발", KAERI/RR-2128/2000(2000)
5. 송태길 외, "차세대관리공정 기계/제어 장치의 내방사선 요건분석", KAERI/TR-2116/2002(2002)

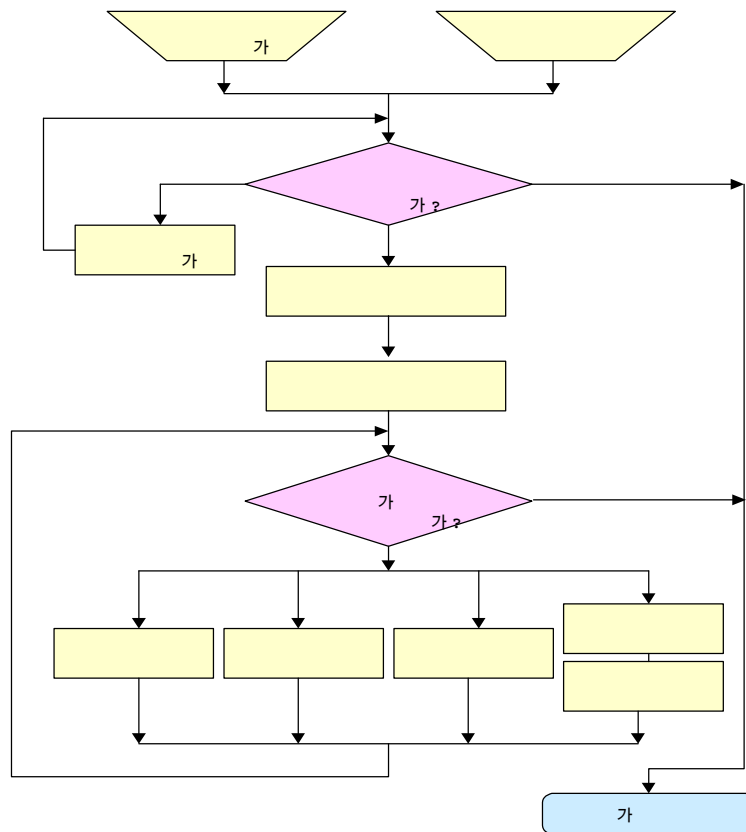


그림 1. 방사선 영향을 최소화하기 위한 시스템 설계 과정

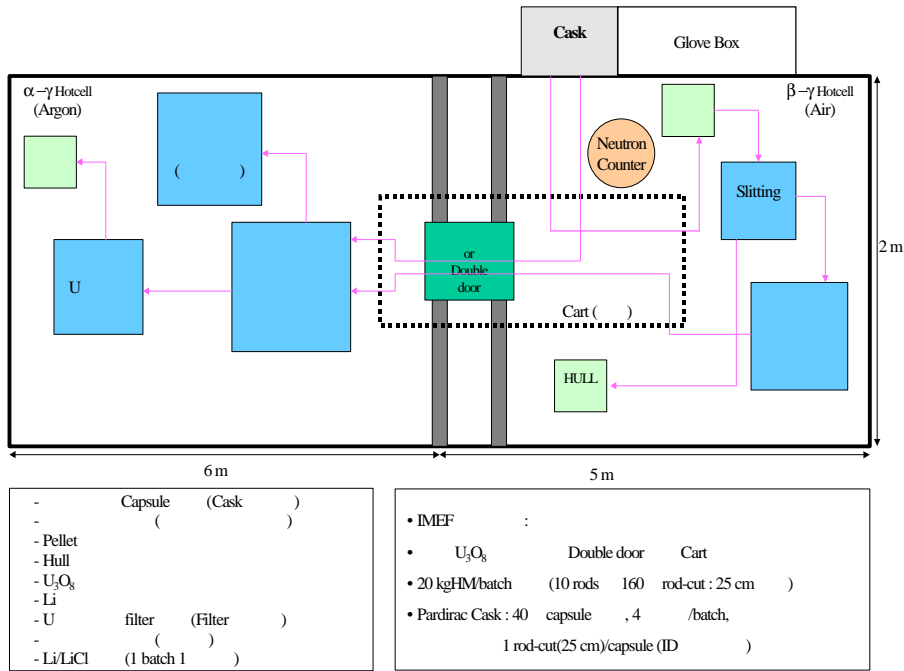


그림 2. 차세대관리공정 핫셀내 핵연료물질 흐름.

표 1. 핫셀내 차세대 관리 단위공정 작업별 작업시간 산출

			(min)		(hr)	(hr)	
*	Cask Capsule	Capsule	10	160	26.6	26.6	Cask
	Capsule ,	Capsule	60	8	8	34.6	1 40 capsule
	Capsule	Rodcut	10	160	26.6	61.2	
*	Slitting		10	160	26.6	87.8	
	Pellet ( )	Pellet	60	1	1	88.8	
	Hull ( )	Hull	60	1	1	89.8	
*			360	1	6	95.8	
	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	60	1	1	96.8	
	Li/LiCl	Li/LiCl	120	1	2	98.8	
*	( )		360	1	6	104.8	
	U filter	U filter	90	1	1.5	106.3	
*	U ( )		150	1	2.5	108.8	
	( ? )		180	1	3	111.8	
	Li	Li	60	1	1	112.8	
*	Li		720	1	12	124.8	
*	Li Bead		1080	1	18	142.8	
			2310		124.8	1492.3	23.8 (6 hr/day )

- 20 kgHM 10 rods 160 rodcuts (2 kgHM/rod, 130 gHM/rodcut, 16 rodcuts/rod,)

- Padirac Cask : 25 cm Dia x 40 cmL, 40 Capsule (1 batch Cask 4 )



표 2. Photon Spectrum from PWR Assembly

Energy(Mev)	Photons / Second
3.5000E-02	1.8003E+13
5.0000E-02	8.7888E+12
7.5000E-02	6.7882E+12
1.2500E-01	8.7436E+12
1.7500E-01	2.5308E+12
2.5000E-01	2.2211E+12
4.0000E-01	2.8578E+12
9.0000E-01	8.7687E+13
1.3500E+00	2.4724E+12
1.8000E+00	2.5214E+11
2.2000E+00	3.4332E+09
2.6000E+00	5.8518E+08
3.0000E+00	1.0702E+08
3.5000E+00	1.7450E+07
4.0000E+00	4.9948E+05
4.5000E+00	2.8532E+05
5.0000E+00	1.6542E+05
1.0000E+01	1.7933E+05
TOTAL	1.4035E+14

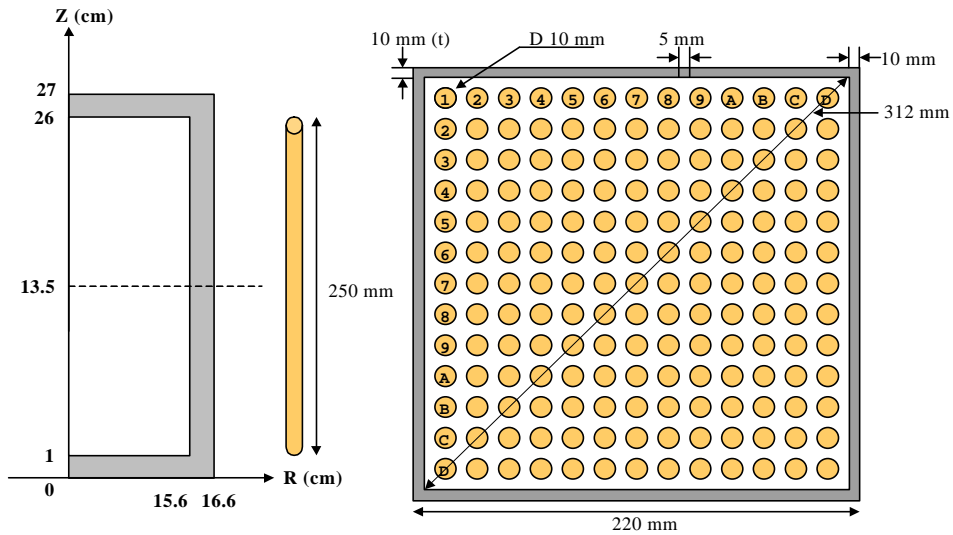


그림 3. SCALE를 이용한 저장용기 모델링

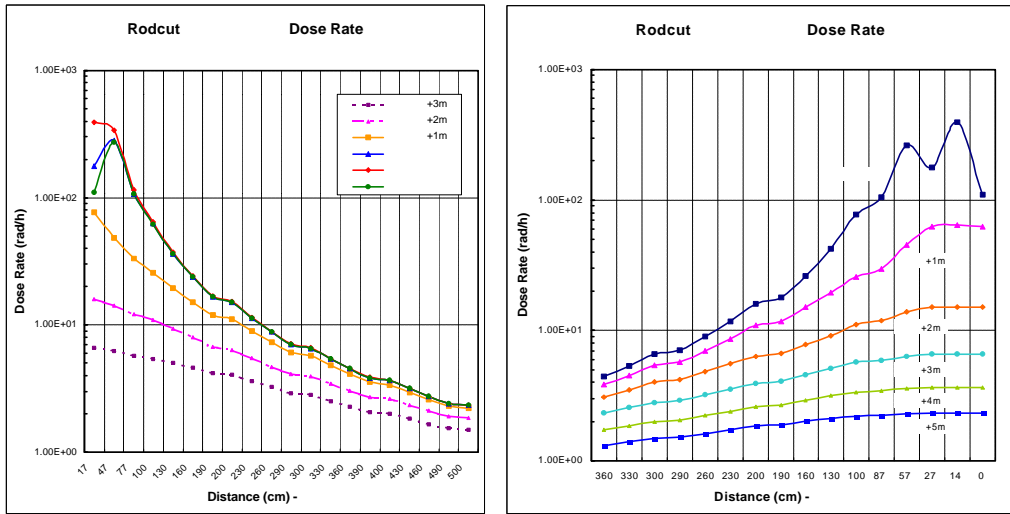


그림 4. Rod Cut 저장용기 주변 Dose Rate

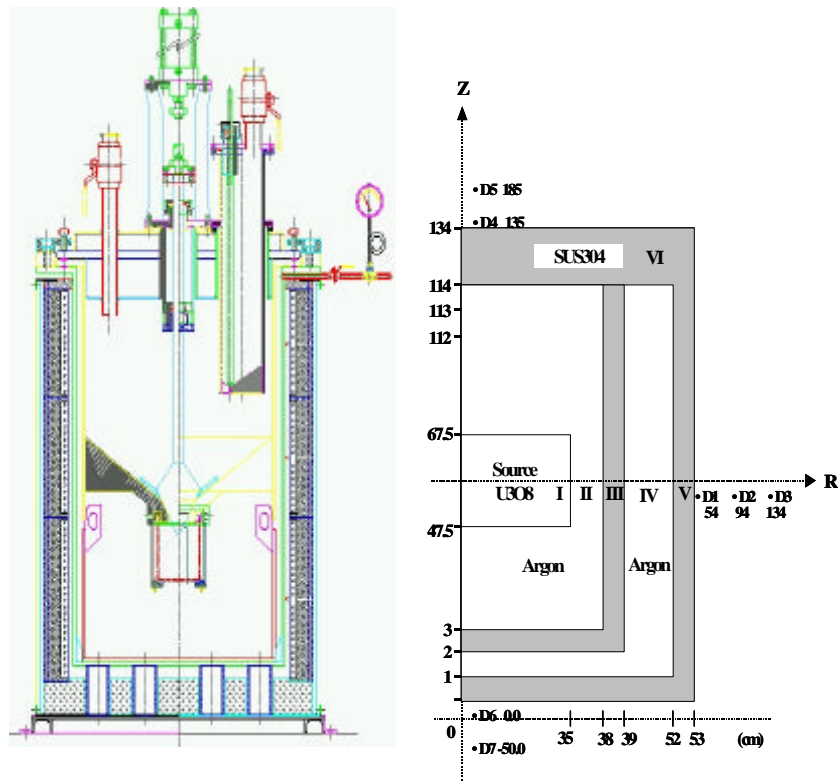


그림 5. 금속전환장치의 도면 및 방사선량 산정을 위한 Geometry.

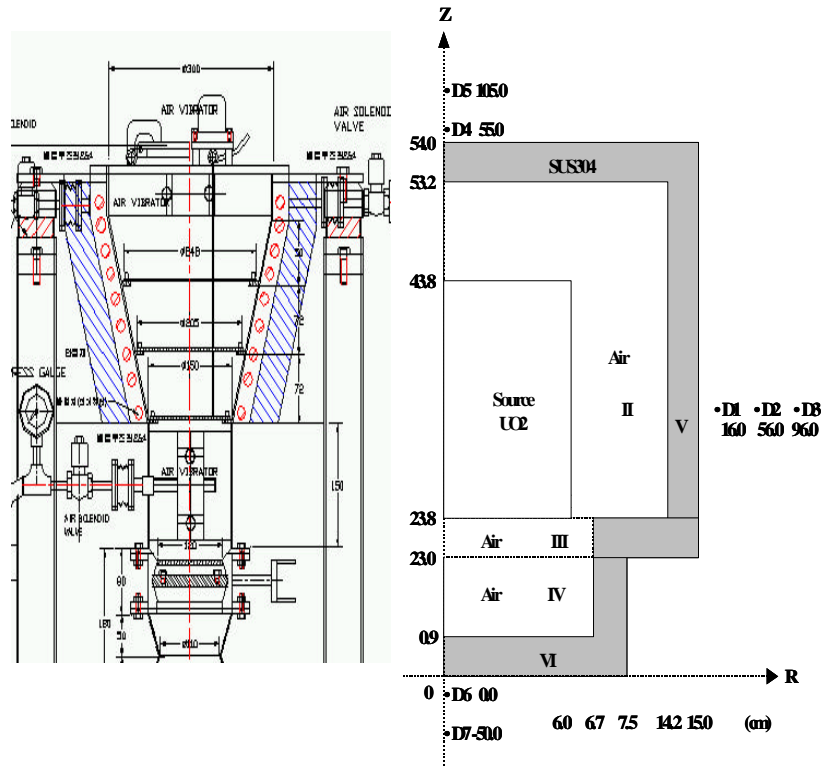


그림 6. 건식분말화장치의 방사선량 산정을 위한 Geometry.

표 3. 장치 주요부위의 방사선량 산정값

Detector 위치	차폐체 (mm)	Dose Rate (rad/h)	비 고	
금속진환장치				
상부	D5	SUS 304 (200)	1.0942E-03	상부 표면 + 50 cm
	D4	SUS 304 (200)	2.0602E-03	상부 표면
중앙	D1	SUS 304 (10+10)	6.0116E+01	중앙 표면
	D2	SUS 304 (10+10)	1.5723E+01	중앙 표면 + 40 cm
	D3	SUS 304 (10+10)	6.7874E+00	중앙 표면 + 80 cm
하부	D6	SUS 304 (10+10)	1.3120E+01	하부 표면
	D7	SUS 304 (10+10)	5.3095E+00	하부 표면 - 50 cm
건식 분말화장치				
상부	D5	SUS 304 (8)	1.5074E+02	상부 표면 + 50 cm
	D4	SUS 304 (8)	2.8521E+03	상부 표면
중앙	D1	SUS 304 (8)	7.2464E+03	중앙 표면
	D2	SUS 304 (8)	5.8845E+02	중앙 표면 + 40 cm
	D3	SUS 304 (8)	1.9701E+02	중앙 표면 + 80 cm
하부	D6	SUS 304 (8)	8.6188E+02	하부 표면
	D7	SUS 304 (8)	1.0514E+02	하부 표면 - 50 cm

표 4. 주요 부품별 방사선량 산정값

주요 부품	부품별 위치 (R / Z)	Dose Rate (rad/h)	비 고
금속전환장치			두 장치 모두 예상작업시간이 6~10시간정도이므로 Total dose는 Dose rate의 10배 정도임
교반기 구동모터	70.0 / 135.0	9.0370E-01	
마그네틱 드라이버	21.0 / 149.5	1.3874E-03	
Thermo Couple	15.3 / 144.0	1.6419E-03	
밸브 개폐 실린더	0.0 / 198.2	9.3345E-04	
압력 게이지	26.4 / 144.0	1.2844E-03	
건식분말화장치			
Air Vibrator	4.0 / 67.4	8.3671E+02	
벨로우즈관	27.8 / 55.0	1.1228E+03	
사이클론	48.4 / 55.0	5.8505E+02	
용기 실린더	0.0 / -29.7	1.9486E+02	