

Evaluation on the Radiological Shielding Design of a Hot Cell Facility

핫셀시설의 방사선 안전성 평가

**Il-Je Cho, Dong-Hak Kook, Jeong-Hoe Ku, Won-Myung Choung,
Gil-Sung You, Eun-Pyo Lee and Seong-Won Park**

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yuseong-gu, Daejeon

hyilie@kaeri.re.kr

조일제, 국동학, 구정희, 정원명, 유길성, 이은표, 박성원
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150번지

(Received December 13, 2003 / Approved March 10, 2004)

Abstract

The hot cell facility for research activities related to the lithium reduction of spent fuel, which is designed to permit safe handling of source materials with radioactivity levels up to 1,385 TBq, is planned to be built. To meet this goal, the facility is designed to keep gamma and neutron radiation lower than the recommended dose-rate in normally occupied areas.

The calculations performed with QAD-CGGP and MCNP-4C are used to evaluate the proposed engineering design concepts that would provide acceptable dose-rates during a normal operation in hot cell facility. The maximum effective gamma dose-rates on the surfaces of the facility at operation area and at service area calculated by QAD-CGGP are estimated to be 2.10×10^{-3} , 2.97×10^{-3} and 1.01×10^{-1} mSv/h, respectively. And those calculated by MCNP-4C are 1.60×10^{-3} , 2.99×10^{-3} and 7.88×10^{-2} mSv/h, respectively. The dose-rates contributed by neutrons are one order of magnitude less than that of gamma sources. Therefore, it is confirmed that the radiological design for hot cell facility satisfies the Korean criterion of 0.01 mSv/h for the operation area and 0.15 mSv/h for the service (maintenance) area.

Key words : Shielding, Shielding Design, Hot Cell, QAD-CGGP, MCNP, Effective Dose

요 약

한국원자력연구소에서는 고온의 용융염 매질 하에서 사용후 핵연료를 환원시키는 차세

대관리종합공정 연구를 수행 중에 있다. 추후 본 기술개발을 실증시험 하기 위해서는 방사선 차폐능이 확보된 핫셀이 필수적이며, 핫셀은 최대 1,385 TBq의 방사능량에 대한 차폐 안전성을 가져야 한다. 최대 방사선원에 대한 핫셀의 차폐능을 확보하기 위하여, 본 연구에서는 실증시험 시 사용후핵연료부터 발생하는 중성자 및 감마선에 의한 선량률이 법적 허용선량치보다 낮게 유지되도록 핫셀의 차폐 설계에 대한 안전성을 평가하였다.

QAD-CGGP 및 MCNP-4C 코드를 이용하여 핫셀 차폐체의 설계치에 대한 차폐 계산을 수행하였다. 작업구역에 대한 감마선 차폐계산 결과 QAD-CGGP 코드는 2.10×10^{-3} , 2.97×10^{-3} mSv/h, MCNP-4C 코드는 1.60×10^{-3} , 2.99×10^{-3} mSv/h 이었으며, 서비스 구역은 1.01×10^{-2} , 7.88×10^{-2} mSv/h 로 평가되었다. 그리고 MCNP-4C코드를 이용하여 중성자에 의한 선량률을 계산한 결과, 중성자에 의한 선량률은 감마에 의한 선량률의 약 20% 이하치를 나타내었다. 따라서 선량률 대부분은 감마선에 의한 영향임을 알 수 있었다. 본 연구를 통하여 핫셀의 차폐 설계치가 작업구역의 선량 제한치 0.01 mSv/h 와 서비스 구역에서의 선량 제한치 0.15 mSv/h를 만족시키는 것을 확인할 수 있었다.

중심단어 : 차폐, 차폐 설계, 핫셀, QAD-CGGP, MCNP, 유효선량

I. 서론

한국원자력연구소에서는 고온의 용융염 매질 하에서 사용후핵연료에 포함되어 있는 우라늄 산화물을 전기화학적 방법에 의하여 우라늄 금속을 환원시켜, 고준위 방사능물질인 사용후핵연료의 부피 및 방사능양을 획기적으로 감소시켜 저장하는 개념인 차세대관리 종합공정 기술개발 연구를 수행중이다 [1]. 그리고 차세대관리 종합공정의 실증시험을 수행하기 위해서는 고단위의 방사선 차폐능이 확보된 특수한 시험시설인 핫셀이 절대 필수적이라 할 수 있다. 신규로 핫셀 시설을 확보하기 위해서는 많은 자원과 인력 및 시간이 소요되므로 현재 한국원자력연구소 조사재시험시설 (IMEF) 지하에 위치한 기존 핫셀을, 차세대관리 종합공정 특성에 적합하게 개조하여 공정

의 실증시험을 위한 핫셀 시설로 활용할 예정이다. 현재 핫셀은 일부 콘크리트 구조물 및 기본 유틸리티들이 설치되어 있으며, 차세대관리 종합공정에서 다루는 방사능양이 기존 시설의 설계치보다 높기 때문에 차폐벽 보강이 필요한 상태이다.

현재 조사재 시험시설에 위치한 기존 핫셀은 Fig.1과 같이 전면부에 2개의 오픈닝과 후면부에 핵물질 반출을 위한 1개의 오픈닝이 설치되어 있다.

핫셀 외벽은 중량 콘크리트 80cm로 타설되어 있으며, 내부공간은 11m(길이)×2m(폭)×4.55m(높이)이며 현재 핫셀의 사양은 Table 1에 나타내었다. 현재 중량콘크리트가 설치되어 있는 외벽들은 Fe-59 (1.2 MeV) 1.3 TBq 선원 기준을 만족하도록 설계, 시공되어 있다.

Table 1. Specification of current hot cell

Hot Cell No.	Material	Thickness (cm)				Dimension (m) (W×D×H)
		Front	Rear	Side	Top	
Future Hot Cell	Heavy Concrete	80	80	80	70	11 × 2 × 4.3

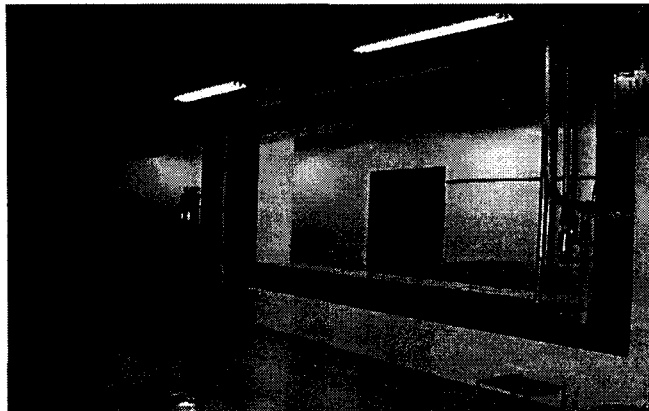


Fig. 1. Photograph of current "future hot cell".

현재 핫셀이 위치하고 있는 조사재시험시설의 기존핫셀 구역은 3개의 방사선 구역으로 나뉘어 관리되고 있으며, 본 차세대관리 종합공정 실증을 위한 핫셀의 경우 기존에 설치되어 있는 핫셀을 보강하는 개념이므로, 차폐 설계기준으로 아래와 같이 기존 시설과 동일하게 기준을 적용하였다.

7000 구역 : 상시 운전구역

8000 구역 : 작업구역

9000 구역 : 금지구역

방사선 선량률 설계 기준치는 상시 운전구역인 7000구역의 경우 0.01 mSv/h, 작업구역인 8000구역은 0.15 mSv/h로 설정하였다.

본 연구에서는 차세대관리 종합공정 방사선원을 기준으로 기존 시설의 차폐 보강 설계에 대한 차폐 평가를 수행하였으며, 차폐 평가에는 차세대관리 종합공정의 방사선원 분석, 감마 및 중성자 선원 스펙트럼, QAD-CGGP [2] 및 MCNP-4C [3] 코드를 이용한 차폐 해석 및 핫셀의 차폐 설계에 대한 평가를 포함하고 있다.

II. 차세대관리 종합공정 방사선원 분석

차세대관리 종합공정에서 취급되는 기준 방

사선원은 경수로에서 배출된 우라늄-235의 농축도는 3.5 wt%, 연소도는 43 GWd/tU 이며 냉각기간은 10년인 사용후핵연료를 기준으로 삼았으며, 방사선원을 설정하기 위한 조건 및 가정을 아래와 같이 설정하였다.

- 1) 본 공정의 실증실험은 5회 실시하며, 1 Batch가 완료되어 폐용융염이 반출된 후 다음 Batch를 위한 사용후핵연료 공정물질이 반입된다.
- 2) 공정생성물인 금속전환체는 생산 즉시 핫셀 외부로 반출할 예정이나 반출 지연에 대비하여 전량 핫셀 내부에 저장하는 것으로 가정한다.
- 3) 휘발성 핵분열생성물(H, I, Kr)은 시설 외부로 배출되지 않고, 시설내 Off-gas 처리계통에 의해 전량 포집된다 (5 Batch분 전량).
- 4) 모든 폐용융염은 시설 외부로 반출되어 고체 폐기물 저장고에 저장되나, 향후 실험목적 을 위하여, 2 Batch분은 시설내에 저장한다.
- 5) 상기 4개의 방사선원을 모두 합산하여 한 개의 점선원으로 가정한다.
- 6) 공정 Batch 간의 시차로 인한 방사성붕괴를 고려하지 않는다.

위에 기술된 조건 및 가정에 따라 4종류의 방사선원이 시설내에 존재하게 되며, 실증시설

내에 존재하는 총 방사능량은 Table 2와 같다. 그리고 공정처리 후 각 핵종들의 폐용융염내 잔류율은 보수적으로 핵분열생성물 핵종들은 100%를 적용하였으며, 악티나이드, 희토류 및 귀금속 원소들은 2%를 적용하였다.

III. 감마선 및 중성자 선원 스펙트럼

기준선원에서 발생하게 되는 선원의 핵종 및 각 핵종들의 양은 ORIGEN-2 [4] 코드를 이용하여 계산하였으며, Table 2에서 보는 바와 같이 대부분 방사선원은 사용후핵연료, 금속 우라늄 및 폐용융염에서 발생하는 것을 알 수 있다. Table 2는 차세대관리 종합공정시

발생하는 총 방사선원항 만을 나타내며, 차폐 계산을 위해서는 에너지에 따른 감마선 및 중성자의 방출량을 계산해야 한다. 각 물질별로 포함된 핵종 및 핵종의 붕괴 상수를 고려하여 감마선의 에너지에 따른 방출율은 Fig. 2에 중성자의 방출율은 Fig. 3에 나타내었다. 감마 방출율은 ORIGEN-2 코드를 이용하였으며, 중성자 방출율은 SOURCES [5] 코드를 사용하였다. 총 방출되는 감마선의 양은 7.42×10^{14} v/s이며, 사용후핵연료, 환원된 금속 우라늄 및 폐용융염이 방출되는 총 감마선양은 비슷하지만 사용후핵연료 및 폐용융염에서 발생하는 감마선이 금속 우라늄 보다 높은 에너지를 가지는 것을 알 수 있었다.

Table 2. Inventory Basis of Radioactivities in Hot Cell

	Activity (TBq)
기준 사용후핵연료 - 1 Batch (20 kg-HM)	367.4
금속우라늄 - 4 Batches	545.2 (136.3 × 4)
장반감기 Volatile FP(H, Kr) - 4 Batches	20.0 (5.0 × 4)
폐용융염 - 2 Batches	452.2 (226.1 × 2)
Total	1384.8

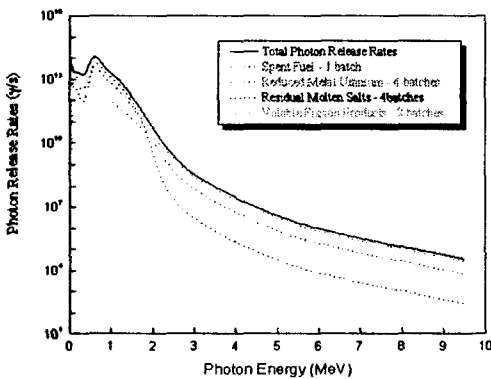


Fig. 2. Source spectra of spent fuel, reduced metal uranium, volatile fission products and residual molten salts.

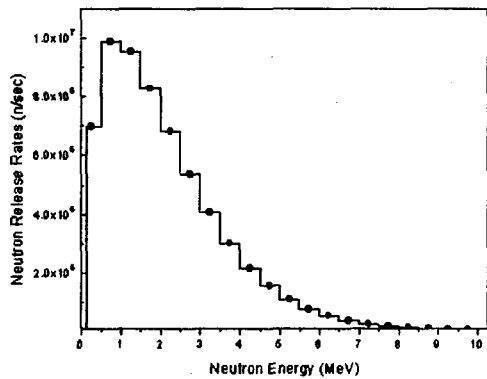


Fig. 3. The neutron source spectrum of ER process.

총 방출되는 중성자의 방출량은 6.12×10^7 n/s 이며, 중성자 선원의 대부분은 자발 중성자에 기인하였으며, (α,n) 반응 및 지발 중성자의 양은 미미하였다. 방출되는 감마선의 평균 에너지는 1 MeV 전후이며, 중성자는 2.1 MeV의 평균 에너지를 가지는 것으로 나타났다.

IV. 차폐 계산 모델링

핫셀의 선량을 평가하기 위하여 먼저 QAD-CGGP 코드를 이용하여 차폐벽 두께에 따른 선량을 계산하였으며, 이 계산 결과를 바탕으로 방사선 선량기준을 충족할 수 있도록 보강할 차폐벽의 두께를 결정하였다. 두께를 결정한 후 차폐체 두께에 대한 검증을 위하여 QAD-CGGP 및 MCNP-4C 코드 계산 결과를 비교하였다. 그러나 QAD-CGGP 코드의 경우 중성자에 대한 차폐 계산에는 적합하지 않기 때문에 중성자에 의한 선량을 평가는 MCNP-4C 코드 계산 결과만으로 평가 하였다.

방사선 차폐 계산을 위하여 다음과 같은 3

가지 경우에 대하여 모델링하여 계산을 수행 하였다.

- Case 1. 현재 차폐벽이 설치되어 있지 않은 전면부 및 후면부 일부를 중량콘크리트 타설시(상시 운전 구역)
- Case 2. 기존의 중량콘크리트 벽체에 강판으로 보강차폐(상시 운전 구역)
- Case 3. 셀간 벽을 중량콘크리트로 타설시(작업 구역)

차폐 계산 시 적용한 핫셀의 기하학적 구조, 차폐체들의 배치, 방사선원 및 선량 측정지점은 Fig.4 및 Fig.5에 나타내었다. Source Point는 선원의 위치, Detector Point는 검출기의 위치를 나타낸다.

선원은 핫셀내에서 다양한 장소에 다양한 형태로 분포하나 계산결과의 보수성을 위하여 한 지점에 점 선원 형태로 존재하는 것으로 가정하였으며, 선원의 기하학적인 위치는 핫셀벽에서 30 cm, 높이는 공정장치 높이인 선반 위 120 cm 위치에 존재한다고 가정하였다.

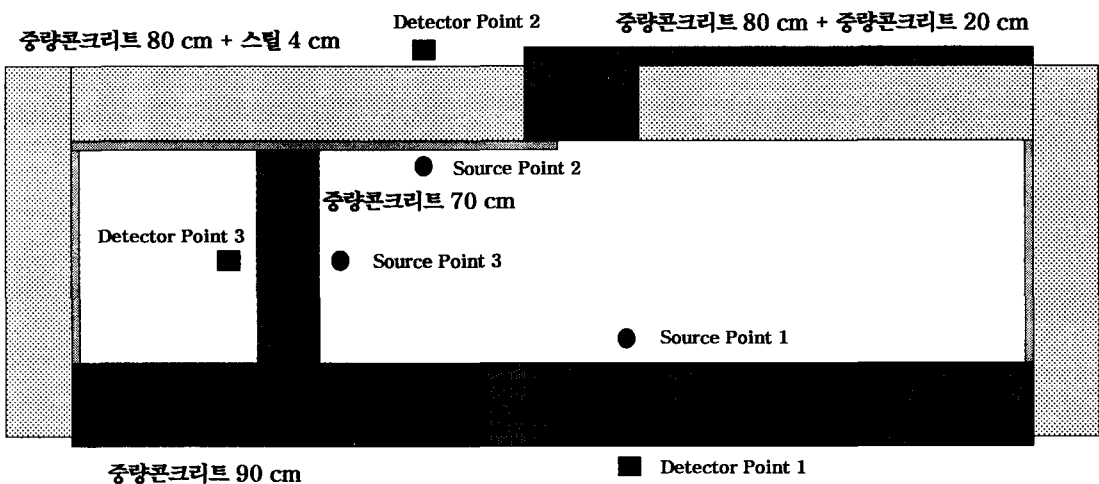


Fig. 4. Horizontal Model of Hot Cell for Shielding Calculation.

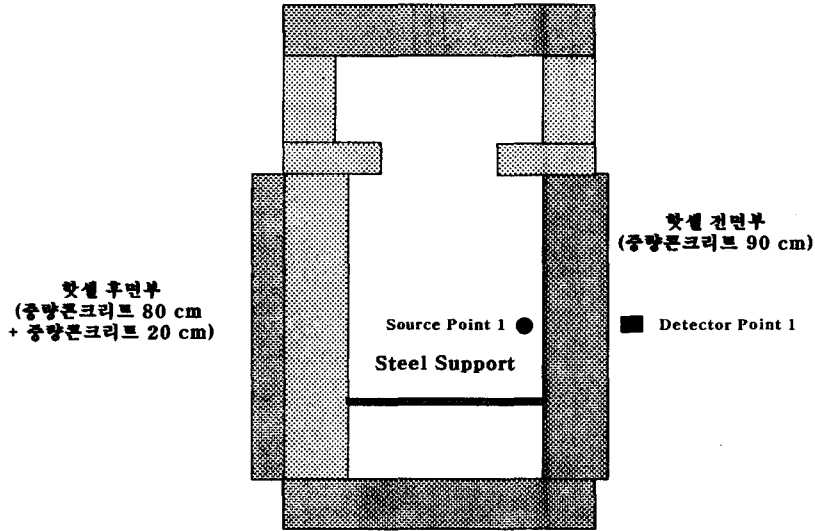


Fig. 5. Axial Model of Hot Cell for Shielding Calculation.

Table 3. Partial Density of Shielding Materials

1	H		0.00484	0.01035	
6	C		0.13		
7	N	9.098×10^{-4}			
8	O	2.796×10^{-4}	1.149	1.104	
12	Mg		0.00486	0.0207	
13	Al		0.0119	0.10005	
14	Si		0.438	0.12075	
15	P			0.005865	
16	S		0.00192	0.036915	
18	Ar	1.567×10^{-5}			
20	Ca		0.581	0.210105	
22	Ti			0.0966	
25	Mn			0.002415	
26	Fe			1.74225	7.8
28	Ni		0.00726		
Total		0.001205	2.33	3.45	7.8

상시 운전구역인 앞면 및 후면 일부는 중량 콘크리트로 차폐되며, 측면은 중량콘크리트를 타설할 공간이 부족하므로 콘크리트보다 차폐 능력이 우수한 강판으로 보강 차폐하였으며, 셀 간 벽은 납 및 강판으로도 가능하나, 시공성이 우수한 중량콘크리트로 설정하였다. 차폐체의 물질 밀도는 조사재시험시설 안전성분석

보고서 [6]에 제시된 값을 사용하였다.

Table 3은 계산에 입력 자료로 사용되는 물질들의 구성 성분 및 각 원소별 밀도를 나타낸 표로서, 주 차폐체로 사용되는 중량콘크리트의 밀도는 3.45 g/cm^3 이며 일반콘크리트에 비해 자철광이 많이 포함되어 있는 것을 알 수 있다.

QAD-CGGP는 Geometric progression 방법에

의한 축적인자 근사법이 내장된 코드로서, 포인트-커널 방법을 의한 감마선 차폐 계산을 수행한다. 각 경우에 대한 QAD-CGGP 계산 결과는 MCNP-4C 결과와 비교 검증 되었다. 그러나 QAD-CGGP코드의 경우 중성자에 대한 차폐 계산에는 적합하지 않기 때문에 중성자에 의한 선량을 평가는 MCNP-4C 코드만으로 계산하였다.

감마선 및 중성자에 의한 피폭선량을 계산하기 위하여 적용하는 선속-선량 환산계수는 ICRP 74 [7]에서 제시된 방사선의 조사방향이 전면에서 조사되는 AP (Antero-Posterior Geometry)에서의 유효선량 환산계수 (Effective dose conversion coefficient) 및 Ambient Dose Equivalent 환산계수를 사용하였다. AP는 방사선이 전면에서 조사되는 경우에 적용하는 것으로 본 시설의 작업조건을 고려할 때 가장 타당한 모델로 가정되었다. 그러나 ICRP-74의 AP geometry data는 broad parallel 광선을 가정하고 있으므로, 본 차폐 계산의 경우 broad parallel 광선이라고 가정하기 어렵기 때문에 정확한 유효선량을 구하기 위해서는, 차폐벽 후방에 인체모형을 모델링 하여 각 장기에 대한 선량을 구한 후 이를 근거로 유효선량을 계산하여야 하나, 본 논문의 목적은 공정에서 발생하는 선원에 대하여 차폐시설이 안전하다는 것에 중점을 두었기 때문에, 방사선이 broad parallel 광선이라 가정하고, 유효선량

및 Ambient Dose Equivalent값을 계산하였다. 감마선의 단위 플루언스 (Unit Fluence)당 에너지별 유효선량 환산계수 및 Ambient Dose Equivalent ($H^*(10)$) 환산계수는 Table 4에, 중성자에 대한 환산계수는 Table 5에 나타내었다.

V. 결과 및 고찰

각 경우에 대하여 차폐체 두께에 따른 선량율의 QAD-CGGP 결과 그래프는 Fig. 6 ~ 8과 같다. Fig. 6 ~ 8은 직선함수를 도출하기 위하여 차폐체 두께를 1 cm 씩 증가시켜 계산한 결과를 토대로 내삽 fitting한 그래프이다. Case 1 및 Case 3의 선량기준치는 0.01 mSv/h 이며, Case 2의 선량기준치는 0.15 mSv/h 이다. Fig. 6 ~ 8에서 선량치를 만족하기 위해 요구되는 차폐두께는 Case 1 일 경우 83 cm, Case 2일 경우 69 cm 그리고 Case 3일 경우 강판 1 cm 임을 알 수 있다. 그러나 본 계산치는 차폐선량을 만족시키기 위한 최소 두께이며, QAD-CGGP 계산 결과는 중성자를 고려하지 않은 감마선 단일선원에 대한 결과 치 이므로, 핫셀 차폐벽 설계치의 보수성을 주기 위하여 최종적인 핫셀 차폐벽의 두께는 Case 1 일 경우 90 cm, Case 2일 경우 70 cm, 그리고 Case 3 일 경우 강판 4 cm로 정하였다.

Table 4. Photon Flux to Dose Conversion Coefficient

MeV	Ka^* (pGy cm ²)	AP(Sv/Gy)	$H^*(10)^*$ (pSv cm ²)	MeV	Ka^* (pGy cm ²)	AP(Sv/Gy)	$H^*(10)^*$ (pSv cm ²)
0.010	7.430	0.00653	0.061	0.500	2.38	1.056	2.93
0.015	3.120	0.0402	0.83	0.600	2.84	1.036	3.44
0.020	1.680	0.122	1.05	0.800	3.69	1.024	4.38
0.030	0.721	0.416	0.81	1.000	4.47	1.01	5.2
0.040	0.429	0.788	0.64	1.500	6.14	1.001	6.9
0.050	0.323	1.106	0.55	2.000	7.55	0.992	8.6
0.060	0.289	1.308	0.51	3.000	9.96	0.993	11.1
0.080	0.307	1.407	0.53	4.000	12.1	0.993	13.4
0.100	0.371	1.433	0.61	5.000	14.1	0.993	15.5
0.150	0.599	1.394	0.89	6.000	16.1	0.993	17.6
0.200	0.856	1.256	1.2	8.000	20.1	0.991	21.6
0.300	1.380	1.173	1.8	10.000	24.0	0.990	25.6
0.400	1.890	1.093	2.38				

Table 5. Neutron Flux to Dose Conversion Coefficient

MeV	10 ¹⁴ n/cm ² -s	10 ¹⁵ n/cm ² -s	MeV	10 ¹⁴ n/cm ² -s	10 ¹⁵ n/cm ² -s
0.05	38.5	41.1	4.0	458	408
0.07	47.2	60	5.0	474	405
0.1	59.8	88	6.0	483	400
0.15	80.2	132	7.0	490	405
0.2	99.0	170	8.0	494	409
0.3	133	233	9.0	497	420
0.5	188	322	10.0	499	440
0.7	231	375	12.0	499	480
0.9	267	400	14.0	496	520
1.0	282	416	15.0	494	540
1.2	310	425	16.0	491	555
2.0	383	420	18.0	486	570
3.0	432	412	20.0	480	600

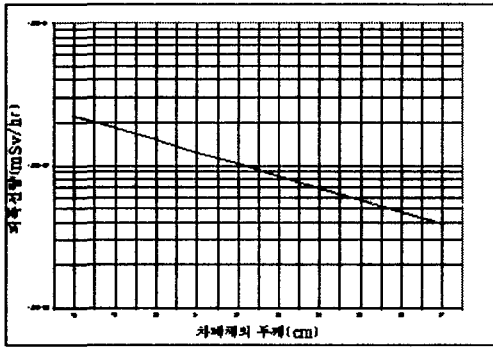


Fig. 6. Effective dose rate as a function of shielding thickness for heavy concrete - case 1 (Dose rate limit is 0.01 mSv/h).

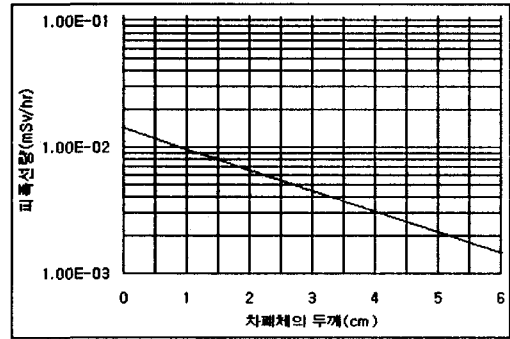


Fig. 7. Dose Rate as a function of shielding thickness for steel - case 2 (Dose rate limit is 0.01 mSv/h).

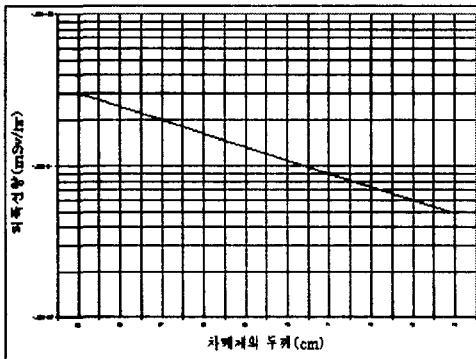


Fig. 8. Dose Rate as a function of shielding thickness for heavy concrete - case 3 (Dose rate limit is 0.15 mSv/h).

Table 6에서 QAD-CGGP와 MCNP-4C 계산 결과에서 Uncollided 선속은 거의 비슷한 값을 가지나, 총 선량을에서 약간의 차이를 나타낼 수 있었으며, 이것은 QAD-CGGP 코드 자체의 축적인자 사용에 기인한 오차로 생각할 수 있다. 우선 QAD-CGGP코드의 경우 콘크리트의 축적인자로서 중량콘크리트에 대한 축적인자가 아닌 일반콘크리트에 대한 축적인자를 사용하는데서 오는 오차와, 두 번째로 다중차폐체일 경우에도 대표적인 한 물질의 축적인자만 고려해야 하는 이유에 기인한다고 할 수 있다. QAD-CGGP 코드는 재료별로 GP 방법을 이용하여 축적인자를 계산하

Table 6. The QAD-CGGP and MCNP-4C calculated effective dose-rate on hot cell surface contributed by gamma sources. The first and second row indicate to operation area and third row to service area (HC: Heavy Concrete, S: Steel)

Shielding Material and Thickness	Dose-rate (mSv/h)				
	QAD-CGGP		MCNP-4C		
	Uncollided	Effective Dose	Uncollided	Effective Dose	H*(10)
HC 90 cm	6.93×10^{-5}	2.10×10^{-3}	7.04×10^{-5}	1.60×10^{-3}	1.47×10^{-3}
HC 80 cm + S 4 cm	9.84×10^{-5}	2.97×10^{-3}	9.69×10^{-5}	2.99×10^{-3}	2.82×10^{-3}
HC 70 cm	3.84×10^{-3}	1.01×10^{-1}	3.75×10^{-3}	7.88×10^{-2}	7.52×10^{-2}

Table 7. The MCNP-4C calculated effective dose-rate on hot cell surface contributed by neutron sources

Shielding Material and Thickness	Dose-rate (mSv/h)				
	MCNP-4C				
	Effective Dose	H*(10)	Relative Error (%)	Secondary gamma ray	Relative Error (%)
HC 90 cm	4.09×10^{-4}	5.53×10^{-4}	3.66	5.05×10^{-5}	1.47
HC 80 cm + S 4 cm	6.50×10^{-4}	8.05×10^{-4}	2.82	1.05×10^{-4}	1.14
HC 70 cm	3.74×10^{-3}	4.59×10^{-3}	1.84	3.35×10^{-4}	0.70

며, 콘크리트가 차폐체일 경우, 일반 및 중량 콘크리트의 구분 없이 일반콘크리트에 대한 축적인자를 사용하게 된다. 그러나 중량콘크리트는 일반콘크리트에 비해 철을 많이 포함하고 있으므로, 일반콘크리트의 축적인자를 그대로 중량콘크리트 축적인자로 사용하는 것은 계산 오차를 수반하게 된다. 일반적으로 콘크리트의 누적인자는 알루미늄과 철의 산술평균값으로서 축적인자를 계산할 수 있으며 [8], 참고문헌에 따르면 점선원에 대한 알루미늄의 축적인자는 철의 축적인자보다 큰 값을 나타내며, 콘크리트는 철보다 더 큰 축적인자 값을 가지는 것을 알 수 있다. 따라서 철을 다량 함유한 중량콘크리트의 축적인자가 일반콘크리트 축적인자보다 적은 값을 가질 것임을 유추할 수 있으며, 일반콘크리트의 축적인자를 사용하는 QAD-CGGP 계산 결과가 MCNP-4C 계산 결과치보다 높게 나오는 것으로 생각되어 진다. 중량콘크리트 및 강판 다중 차폐체를 사용하는 경우, 중량콘크리트만을 사용하는 다른 두 가지 경우와 다르게 MCNP-4C 계산 결과치가 더

높은 것을 알 수 있었다. 이는 다중 차폐체일 경우에 차폐체에 따른 각각의 축적인자를 고려하지 않고 콘크리트 단일 축적인자를 사용해야 하는 QAD-CGGP 코드 자체특징에 의한 오차로 보인다. 그러나 본 계산에서는 중량콘크리트 및 일반콘크리트의 물질 조성이 비슷하며, 중량콘크리트의 두께가 강판에 비해 수십 배 크므로 이에 의한 오차는 미미한 것으로 사료된다.

감마선에 의한 선량치에 대비하여 중성자의 영향을 비교하기 위한 계산결과는 표 5와 같다. 핫셀의 경우 중성자 차폐능이 일반적으로 우수하다고 알려진 콘크리트를 주요 차폐체로 사용하므로, 중성자에 의한 선량율은 감마에 의한 선량율의 약 20% 미만인 것을 알 수 있으며, 이차 감마선에 의한 영향도 미미한 것으로 판단되었다. 따라서 차세대 관리 종합공정 실증을 위한 핫셀의 차폐 보강 설계치는 감마선 및 중성자에 의한 선량률을 합한 총 선량율 기준으로 핫셀의 설계 기준치인 0.01 mSv/h 및 0.15 mSv/h을 충분히 만족시키는 것을 알 수 있다.

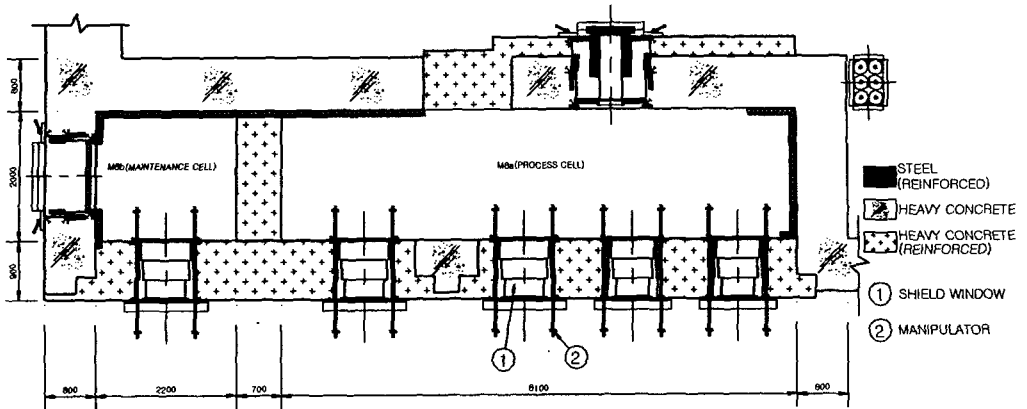


Fig. 9. Radiological design of hot cell facility.

계산 결과를 바탕으로 차폐 안정성 평가에 의한 핫셀의 개념 설계도는 그림 9와 같다. 실증시험을 위한 핫셀은 실증시험용 M8a 셀과 크레인 및 기타장비의 보수를 위한 M8b 두 개의 셀로 구성되어 지며, M8b 셀은 핫셀 내부이지만 보수 작업에 의한 작업자의 방사선 피폭을 최소화 하기 위하여 작업구역 기준으로 설계되었다. M8a 셀에 총 4개의 차폐창과 M8b 셀에 1개의 차폐창이 배치되며, 총 10조의 원격조작기가 설치될 예정이다. 그리고 공정물질 및 기기들의 반입 및 출입을 위하여 M8a 및 M8b 셀에 각각 한 개씩의 차폐문을 설치하였다.

VI. 결론

핫셀의 차폐 안전성을 평가하기 위해 QAD-CGPP 및 MCNP-4C 코드를 이용하여 계산을 수행하였다. 감마선에 의한 선량율의 경우 QAD-CGPP 및 MCNP-4C 계산결과가 잘 일치 하였으며, 중성자에 의한 선량율은 감마에 의한 선량율의 20% 이하인 것을 알 수 있었다. 사용후핵연료를 다루는 차세대관리 종합 공정 실증시험을 위한 핫셀의 선량율은 감마선에 의한 영향이 대부분이며, 중성자에 의한 영향은 미미한 것으로 판단되었다.

따라서 두꺼운 중량콘크리트를 차폐체로 사용할 경우, MCNP 코드를 이용하여 믿을만한 결과치를 얻기 위해서는 많은 계산시간과 계산 오차를 줄이기 위한 여러 방안에 대한 고려가 필요하게 되므로, 사용후핵연료를 다루는 핫셀시설의 경우 수십 %의 안전 여유도를 고려한다면, 간단한 QAD-CGPP 코드 계산에 의한 감마선 영향 평가만으로도 차폐 평가가 적절하다는 것을 알 수 있다. 또한 QAD-CGPP코드의 더욱 정확한 계산 결과치를 얻기 위하여 중량콘크리트에 대한 축적인자 고려 방안을 모색하여야 할 것으로 보이며, 인체모형을 이용하여 작업자에 대한 정확한 유효선량을 구하기 위한 방안도 고려하여야 할 것으로 사료된다.

결론적으로 핫셀의 차폐벽에 대한 선량 평가 결과, 핫셀의 각 구역에 대한 선량은 핫셀 설계 기준치를 모두 만족시키는 것을 알 수 있었으며, 본 결과는 핫셀 시설을 보강하기 위한 상세 설계 자료로 사용될 것이다.

감사의 글

이 연구는 과학기술부 주관으로 추진중인 원자력중장기연구개발사업의 일환으로 추진하였으며, 관계자 여러분에게 감사의 말씀을 드립니다.

참고문헌

1. S. W. Park, H. S. Park, C. S. Seo, J. M. Hur, and Y. S. Hwang, "Development of advanced spent fuel conditioning process", *Proc. of the 3rd Korea-China Joint Workshop on Management of Nuclear Wastes*, Shanghai (2002).
2. QAD-CGGP: A Combinatorial Geometry Version of QAD-P5A, A Point Kernel Code System for Neutron and Gamma-Ray Shielding Calculations Using the GP Buildup Factor, Available from Radiation Shielding Information Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-493/QAD-CGGP.
3. MCNP4C monte carlo n-particle transport code system, *ORNL RSIC CCC-700*, Radiation Safety Information Computational Center, Oak Ridge National Lab.
4. G. Croff, A user's manual for the ORIGEN2 computer code, *ORNL/TM-7175* (1980).
5. R. T. Perry, W. B. Wilson, Neutron production from (α, n) reactions and spontaneous fission in ThO_2 , UO_2 , and $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ fuels, *LA-8869-MS*, Los Alamos National Lab. (June 1981).
6. "하나로 안전성 분석보고서 - 11.4 조사재 시험 시설," KAERI/TR-710/96.
7. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, ICRP Publication 74, Volume 26 No. (1996).
8. Radiological Health Handbook, Publ. No. 2016, Bureau of Radiological Health, Rockville, MD (1970).