

# 핫셀의 일반 콘크리트 보강을 위한 방사선 차폐해석 연구

## A Study on the Radiation Shielding Analysis for Reinforcing the Hot Cell Regular Concrete Shield Wall

조일제\*  
Cho, IL Je

황용화\*\*  
Hwang, Yong Hwa

### ABSTRACT

In order to demonstrate Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP), shielding facilities such as hot cell suitable to handling radionuclides and process property will be necessary. But the construction of new facilities needs much money, man-power and time, it is now scheduled to remodel the hot cell, which has already been installed and maintained at Irradiated Material Experiment Facility (IMEF) in the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI). The basic structure and concrete shield wall of hot cell partly have been constructed on the base floor in IMEF building in current status. And hot cell after remodeling will be used for carrying out the lab-scale experiment of ACP. The hot cell was built in accordance with 35 curies of fe-59(1.2 MeV) as design criteria of radiation dose limit. But the radioactive source of ACP is expected to be much higher than design criteria of IMEF, shielding ability of the hot cell in the current status is unsatisfactory to the hot test of ACP. Therefore shield wall shall be reinforced with heavy concrete, steel or lead. In this paper, dose rates are calculated according to ACP source, shielding materials, etc., and reinforcement structures are determined considering the current situation of hot cells, installation of shield windows and the easiness of work.

### 1. 서론

원자력 에너지를 이용할 시 부산물로서 사용후 핵연료가 발생하게 되며, 이런 고준위 폐기물인 사용후핵연료를 안전하게 관리, 이용 및 저장하기 위하여 여러 관련 분야의 기술 개발이 활발히 수행되고 있다. 특히 한국원자력연구소에서는 사용후 핵연료를 고온의 용융염 매질 하에서 우라늄 산화물의 전도특성과 용융염의 전해특성을 이용한 전기화학적인 방법에 의하여 우라늄 금속을 환원시켜, 고준위 방사능물질인 사용후 핵연료의 부피 및 방사능양을 획기적으로 감소시켜 저장하는 개념인 차세대관리종합공정 기술개발 연구를 수행 중이다. 차세대관리종합공정 기술개발시 취급하여야 할 사용후핵연료는 상당히 높은 방사능 준위를 나타내므로, 연구에 필요한 자료들을 생산하기 위한 실증실험을 안전하게 수행하기 위하여서는 방사선 차폐능이 확보된 특수한 시험시설인 핫셀시설이 절대 필수적이라 할 수 있다.

원자력연구소에서는 사용후 핵연료의 연소 후 조사특성 및 원자로 재료의 시험등을 위한 핫셀을 건설 운영중에 있다. 그러나 고온의 용융염 매질하에서의 화학처리 공정을 실증하기 위한 시험 경험이 없으며, 또한 이를 수행하기 위한 시설을 확보하지 못하고 있는 형편이다. 따라서 현재 차세대관리종합공정 개발과 더불어 공정을 실증하기 위한 실증 시설인 핫셀의 확보가 필수적이라 하겠다. 그러나 신규로 시설을 확보하기 위해서는 많은 재원과 인력 및 시간이 소요되므로 한국원자력연구소 조사재시험시설(IMEF) 지하에 위치한 기존 핫셀을, 차세대관리 종합공정 특성에 적합하게 개조하여 공정의 실증시험을 위한 핫셀 시설로 활용하기 위한 설계가 진행중이다.

\* 한국원자력연구소 사용후핵연료기술개발부

\*\* 한국원자력연구소 핵주기시험부

그러나 차세대관리 종합공정의 공정수율에 따라 설정된 방사능양을 고려하여 볼 때 (표 1), 차세대 관리 종합공정의 방사능양은 기존 핫셀 설계치의 약 10배 이상이므로, 기존 핫셀을 차세대관리 종합 공정 실증시설로 사용하기 위해서는 방사선 선량 기준을 만족시키기 위한 추가적인 차폐 구조물 보강이 필수적임을 알 수 있다.

따라서 본 연구에서는 기존 핫셀 보강 차폐구조물들의 방사능 차폐능에 대한 계산을 수행하였으며, 현재 핫셀의 여건, 보강재료들의 시공성 및 시설의 활용 측면을 종합적으로 고려하여 핫셀 시설의 보강 방안을 수립하였다.

표 1 Inventory Basis of Radioactivities in Hot Cell

구분	Activity (Ci)
기준 SF 1 Batch(20 kg-HM)	9,930
장반감기 Volatile FP(H, Kr) 5 Batch	679 (135.7 × 5)
폐용융염 2 Batch	12,220 (6,110 × 2)
<b>Total</b>	<b>22829</b>

## 2. 방사선 차폐 해석

### 2.1 기존시설 현황

조사재시험시설 지하에 위치한 기존 핫셀은 그림 1과 같이 전면부에 2개의 오프닝과 후면부에 1개의 오프닝이 설치되어 있다. 핫셀 외부벽들은 일반 콘크리트 80 cm 두께로 타설되어 있으며, 천정은 중량콘크리트 80 cm로 이루어져 있는 상황이다. 핫셀의 내부 공간은 11 m (길이) x 2 m (폭) x 4.55 m (높이)이다. 현재 기존 핫셀은 콘크리트 골조와 일부 벽체만 설치되어 있는 상태며, 현재 일반 콘크리트가 설치되어 있는 외벽들은 Fe-59 35 Ci (1.2 MeV) 선원 기준을 만족하도록 설계, 시공되어 있다.

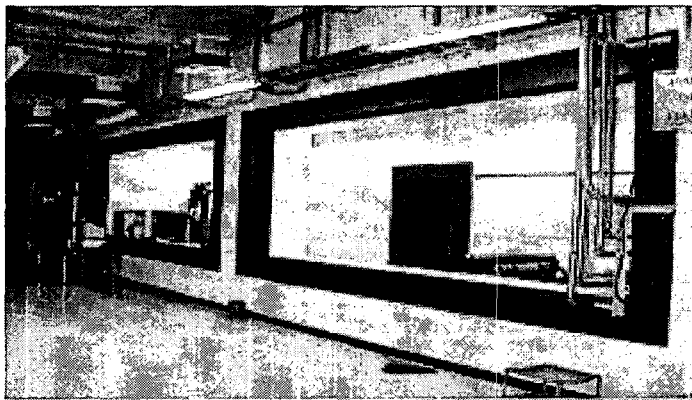


그림 1 The Photograph of Hot Cell (Front View) in IMEF

### 2.2 핫셀의 방사능 차폐 설계기준

현재 핫셀이 위치하고 있는 조사재 시험시설의 기존핫셀 구역은 3개의 방사선 구역으로 설계되어 각 관리구역에 따라 나뉘어 관리되고 있다. 본 차세대관리 종합공정 실증을 위한 핫셀의 경우 기존에 설치되어 있는 핫셀을 보강하는 개념이므로, 차폐 설계기준으로 아래와 같이 기존 시설과 동일한

기준을 적용하였다.

7000 구역 : 상시 운전구역

8000 구역 : 작업구역

9000 구역 : 금지구역

차폐체 설계를 위한 차폐벽이나 차폐물에 관한 설계기준은 원자력관련 고시 2002-1호 방사선방호등에 관한 고시에 제시되어 있으며, 현재 법규상으로는 1주당 방사선작업종사자의 선량한도가 1 mSv를 초과하지 못하도록 되어 있다. 따라서 본 실증시설의 설계기준으로 주당 작업시간을 40시간 기준으로 할 때 0.025 mSv/hr이나, 보수적 가정을 고려하여 본 실증시설의 설계기준으로는 0.01 mSv/hr를 방사선 차폐 설계기준으로 고려하였다.

### 2.3 차세대관리 종합공정 방사선원향 분석

차세대관리 종합공정 실증시설은 경수로 핵연료를 가공하여 금속 우라늄괴로 전환시키기 위한 시설로서, 취급되는 사용후핵연료의 기준 사양은 다음과 같으며, 기준 사양과 차세대관리 종합공정의 특성에 따라 다음과 같은 3개의 방사선원이 실증시설내에 존재한다고 가정하였다.

- 사용후핵연료 1 batch (20 kg - heavy metal)
- 반감기가 긴 휘발성 핵분열생성물 (H,I,Kr) 5 batches
- 폐용융염 2 batches

차세대관리 종합공정에서 취급하는 핵종들 및 각 핵종들의 감마선 방출량은 Origen 2.1 코드를 사용하여 계산하였으며, 차폐계산을 위한 감마선 에너지에 따른 18 그룹 감마선 방출률은 표 2에 나타내었다. 총 방출되는 감마선 선원은 4.79E+14 photons/sec로서 공정특성상 사용후핵연료 1 batch분과 폐용융염 5 batch분에서 방출되는 감마선이 대부분을 차지하는 것을 알 수 있다.

표 3 Total Radioactivities of ACP - 18 Group

평균에너지(MeV)	감마선 방출율(Photons/sec)			
	S/F (1 batch)	VFPs (5 batches)	폐용융염 (2 batches)	Total
1.00E-02	4.95E+13	3.40E+12	3.25E+13	8.54E+13
2.50E-02	1.06E+13	6.67E+11	6.70E+12	1.80E+13
3.75E-02	1.30E+13	3.02E+07	1.69E+13	2.99E+13
5.75E-02	9.79E+12	5.56E+11	5.54E+12	1.59E+13
8.50E-02	5.84E+12	2.96E+11	3.59E+12	9.73E+12
1.25E-01	5.70E+12	0.00E+00	5.96E+12	1.17E+13
2.25E-01	4.81E+12	0.00E+00	1.93E+12	6.74E+12
3.75E-01	2.30E+12	0.00E+00	3.32E+11	2.63E+12
5.75E-01	8.87E+13	0.00E+00	1.73E+14	2.62E+14
8.50E-01	8.70E+12	0.00E+00	1.68E+13	2.55E+13
1.25E+00	3.23E+12	0.00E+00	6.24E+12	9.47E+12
1.75E+00	8.93E+10	0.00E+00	1.59E+11	2.48E+11
2.25E+00	1.92E+09	0.00E+00	7.77E+07	2.00E+09
2.75E+00	1.36E+08	0.00E+00	5.46E+06	1.41E+08
3.50E+00	1.75E+07	0.00E+00	7.01E+05	1.82E+07
5.00E+00	5.38E+05	0.00E+00	2.15E+04	5.60E+05
7.00E+00	6.20E+04	0.00E+00	2.48E+03	6.45E+04
9.50E+00	7.13E+03	0.00E+00	2.85E+02	7.41E+03
Total	2.02E+14	4.92E+12	2.70E+14	4.77E+00

## 2.4 계산코드 및 계산방법

### 2.4.1 계산코드

QAD 프로그램은 Los Alamos Scientific Laboratory에 의해 개발된 일련의 Point Kernel Code로서 여러 가지 차폐체에 대한 속중성자선 및 감마선의 투과선량을 계산하는 프로그램이다. 이들 중의 하나인 QAD-P5 code가 감마선 및 중성자 데이터가 보강되어 QAD-P5A로 개정되었으며, QAD-P5A의 Combinational Geometry Version이 QAD-CG Code이다. GP version은 ANS 6.4.3-1988의 buildup factor를 수용하고 있으며, Geometry Progression (GP) fitting function을 선택적으로 사용할 수 있다. 감마선 차폐계산에서 QAD-CG 전산프로그램은 Point-kernel Ray-tracing Technique을 이용한다. Point-kernel은 차폐물질의 원자와 충돌하지 않은 Photons에 의한 에너지전달(Transfer of Energy)을 나타내며, 이는 산란된 Photons에 의한 효과를 보정하기 위한 Buildup Factor와 결합된다.

### 2.4.2 계산방법

선원은 핫셀내에서 다양한 장소에 다양한 형태로 분포하나 계산결과의 보수성을 위하여 한 장소에 점선원 형태로 존재한다고 가정하였다. 방사선 차폐 계산을 위하여 다음과 같이 3가지 경우에 대하여 모델링하여 계산을 수행하였다. Case 1은 현재 차폐벽이 설치되어 있지 않은 전면부 및 후면부 일부를 중량콘크리트 타설시의 경우이며, Case 2 및 3은 이미 설치되어 있는 일반콘크리트 80 cm에 실증시설의 공간 특성 및 내부 공간 확보등을 고려하여 중량콘크리트로 외부부를 보강할 경우와 납 차폐체로 내부부를 보강할 경우이다.

Case 1. 중량콘크리트에 의한 단일 차폐(현재 차폐벽이 설치되어 있지 않은 전면부 및 후면부)

Case 2. 기존의 일반콘크리트 벽체 + 중량콘크리트 보강 차폐

Case 3. 기존 일반콘크리트 벽체에 대한 납 보강 차폐

차폐 계산시 적용한 핫셀의 기하학적 구조, 차폐체들의 배치, 방사선원 및 선량 측정지점은 그림 2와 같다. SP(Source Point)는 선원의 위치, DP(Detector Point)는 검출기의 위치를 나타낸다.

표 3은 중량 콘크리트와 일반 콘크리트의 구성 성분 및 각 원소별 밀도를 나타낸 표로서, 중량콘크리트의 밀도는  $3.45 \text{ g/cm}^3$ 이며 일반콘크리트에 비해 자철광이 많이 포함되어 있다.

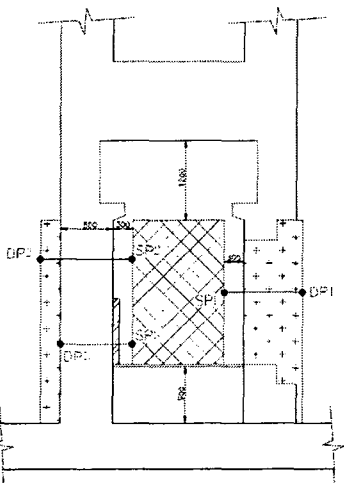


그림 2. Modeling of Hot Cell for Shielding Calculation

표 4 Partial Density of Each Shielding Materials

원자 번호	원소 기호	Partial Density(g/cm3)			
		공기	일반콘크리트	중량콘크리트	납
1	H		0.00484	0.01035	
6	C		0.13		
7	N	9.635E-04			
8	O	2.565E-04	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	
20	Ca		0.581	0.210105	
22	Ti			0.0966	
25	Mn			0.002415	
26	Fe			1.74225	
28	Ni		0.00726		
82	Pb				11.3
Total		0.00122	2.32878	3.45	11.3

### 2.5 계산결과

차폐보강을 위한 3가지 경우에 대하여 차폐체로 선정된 물질에 대한 각각의 계산결과는 그림 3 - 5와 같다. 선량기준을 만족시키기 위해서는 각각 83, 25 8 cm 의 두께가 필요한 것을 알 수 있다.

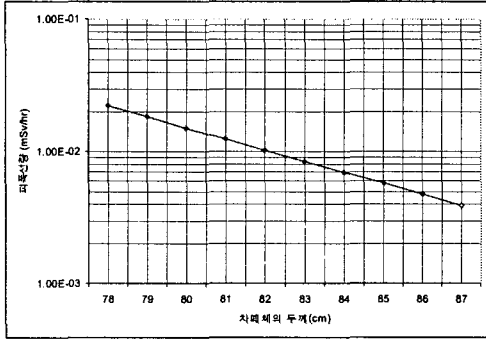


그림 3 중량콘크리트 두께에 따른 피폭선량-외벽 (Case 1)

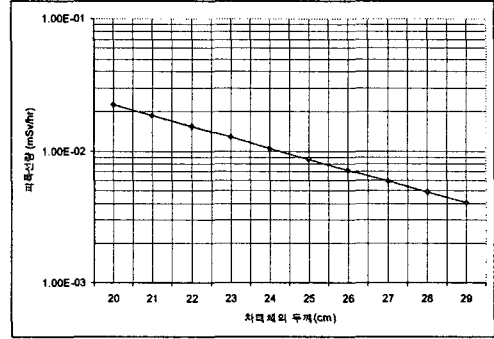


그림 4 중량콘크리트 보강할 경우 두께에 따른 피폭선량 (Case 2)

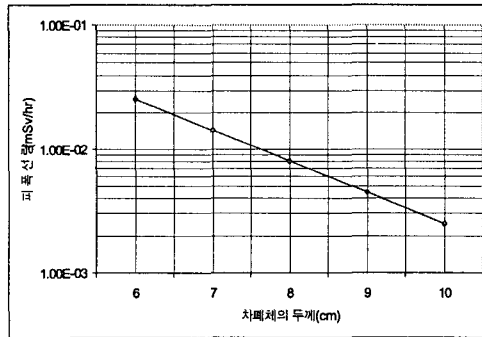


그림 5 납 보강차폐에 따른 피폭선량 (Case 3)

### 3. 차폐보강 방안

작업구역인 핫셀 전면부의 경우 현재 일부벽체를 제외하곤 오프닝 상태이므로, 중량콘크리트 단일 차폐체로 차폐를 고려하였으며, 일부 일반콘크리트 벽체 부분은 납으로 보강 차폐하였다. 그리고 시설의 여건상 핫셀 후면부 (서비스 구역) 및 좌측벽과 우측벽의 경우 공간이 협소한 관계로 내부에서 납차폐 보강 하는 방안을 설계 중이다. 그러나 납과 같은 경우 요구되는 두께가 중량콘크리트에 비해 상대적으로 적으나, 재질상 내진 안전성이 취약하므로 납으로 보강할 경우 별도의 구조 보강 방안을 고려 하여야 한다. 그림 6은 핫셀의 구역별 선량기준, 구조물의 내진 안전성, 중성자 차폐능, 공간 활용성 및 경제성, 기존 벽체와의 접합 성능 및 시공의 편이성 그리고 기밀 유지등을 고려한 차폐 대관리 종합공정 실증시설의 차폐보강 계획 평면도이다.

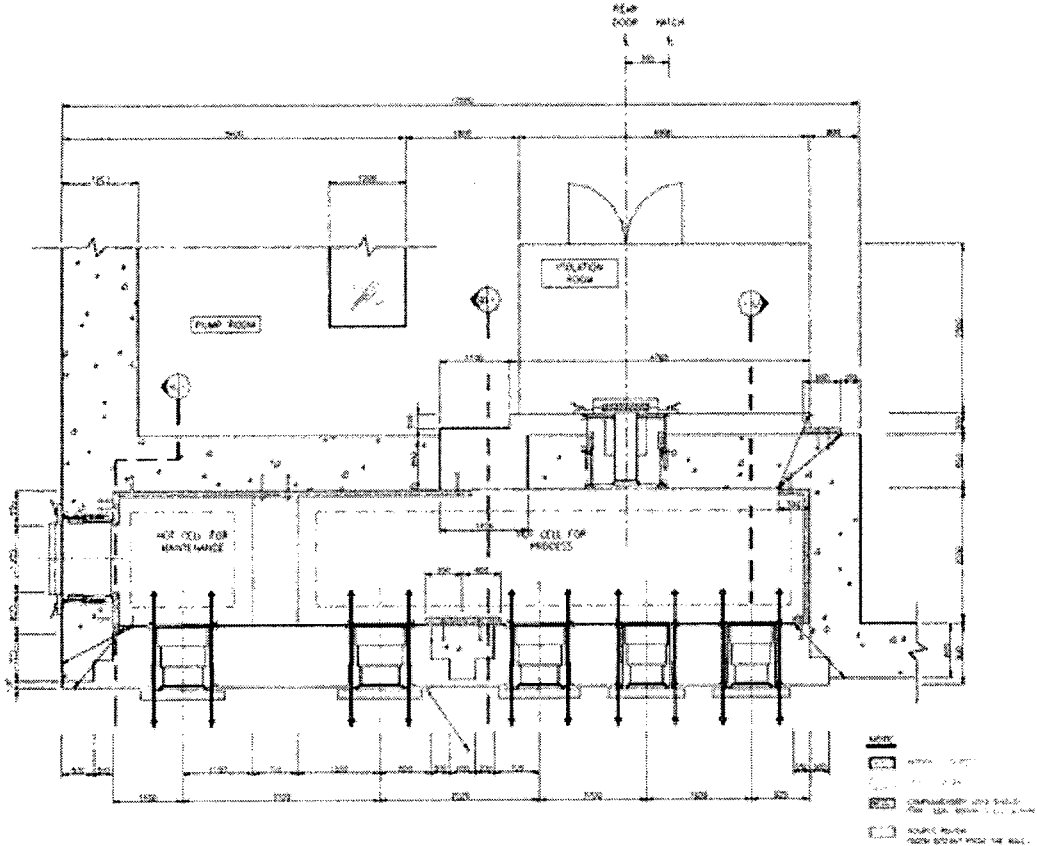


그림 6 차세대관리 종합공정 실증시설의 차폐보강 방안 평면도

#### 4. 결론

한국원자력연구소 내 조사재시험시설에 설치되어 있는 기존의 핫셀을 차세대관리 종합공정의 실증 시험을 위한 시험시설로 사용하기 위하여 각 보강 차폐체에 따른 차폐 계산을 수행하였다. 차폐 보강 재료로서 중량콘크리트, 납 등을 선택하여, 각 구역별로 핫셀의 차폐 선량기준을 만족시키기 위한 해석을 수행하였으며, 방사선 선량 설계기준을 만족시키는 보강 차폐체의 두께 계산 결과자료를 바탕으로 핫셀의 보강현장 여건, 차폐창의 설치 문제 및 시공성등 종합적인 판단아래 차세대관리 종합공정 실증시설의 차폐 보강 방안을 도출하였다.

#### 참고문헌

1. B. L. BROADHEAD, "QADS: A Multidimensional Point Kernel Analysis Module," NUREG/CR-5468 (ORNL/CSD/TM-270), U.S. Nuclear Regulatory Commission (May 1990).
2. ANS, "Design Guides For Radioactive Material Handling Facilities & Equipment," 1988.