

실증시설의 차폐 안전성 설계

Radiological Shielding Design of a Hot Cell Facility

조일제, 국동학, 구정희, 정원명, 유길성, 이은표, 박성원

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

한국원자력연구소에서는 고온의 용융염 매질 하에서 사용후 핵연료를 환원시키는 차세대관리종합공정 연구를 수행중에 있다. 본 기술개발을 위해서는 방사선 차폐능이 확보된 핫셀이 필수적이며, 최대 1,385 TBq의 방사능량에 대한 차폐능을 가져야 한다. 최대 방사선원에 대한 핫셀의 차폐능을 확보하기 위하여, 본 연구에서는 실증시험시 사용후핵연료로부터 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 차폐계산을 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-4C 코드를 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

Abstract

The hot cell facility, which is designed to permit safe handling of source materials with radioactivity levels up to 1,385 TBq, is planned for research activities related to the reduction of spent fuel in a high temperature molten salts. To meet this goal, the facility is designed to keep gamma and neutron radiation to 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. In the present QAD-CGGP and MCNP-4C calculation, the effective dose-rates (gamma only) on the surfaces of the facility are estimated to be 2.10×10^{-3} , 2.97×10^{-3} (at operation area) and 1.01×10^{-1} mSv/h (at service area) by QAD-CGGP and 1.60×10^{-3} , 2.99×10^{-3} and 7.88×10^{-2} mSv/h by MCNP-4C, respectively. And the dose-rates contributed by neutrons are one order of magnitude less than the dose-rate by gamma sources. Therefore, it is

confirmed that the radiological design for hot cell facility satisfies the Korean criterion of 0.01 mSv/h for a operation area and 0.15 mSv/h for a service (maintenance) area.

1. 서론

한국원자력연구소에서는 고온의 용융염 매질 하에서 사용후핵연료에 포함되어 있는 우라늄 산화물을 전기화학적인 방법에 의하여 우라늄 금속을 환원시켜, 고준위 방사능 물질인 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 재원과 인력 및 시간이 소요되므로 현재 한국원자력연구소 조사재시험시설 (IMEF) 지하에 위치한 기존 핫셀을, 차세대관리 종합공정 특성에 적합하게 개조하여 공정의 실증 시험을 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 그림 1과 같이 전면부에 2개의 오프닝과 후면부에 핵물질 반출을 위한 1개의 오프닝이 설치되어 있다. 핫셀 외벽은 중량 콘크리트 80 cm로 타설되어 있으며, 내부공간은 11 m(길이) × 2 m(폭) × 4.55 m(높이)이며 현재 핫셀의 사양은 표 1에 나타내었다. 현재 중량콘크리트가 설치되어 있는 외벽들은 Fe-59(1.2 MeV) 1.3 TBq 선원 기준을 만족하도록 설계, 시공되어 있다.

현재 핫셀이 위치하고 있는 조사재 시험시설의 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, 작업 구역인 8000구역은 0.15 mSv/h로 설정하였다.

본 연구에서는 차세대관리 종합공정 방사선원에 따라 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.

2. 방사선원

차세대관리 종합공정에서 취급되는 기준 방사선원은 경수로에서 배출된 우라늄-235 농축도 3.5 wt%, 연소도는 43 GWd/tU 이며 냉각기간은 10년인 사용후핵연료를 기준으로 삼았다. 사용후핵연료의 기준 사양과 차세대관리 종합공정의 특성에 따라 표 2와 같은 방사선원이 실증시설내에 존재하게 된다. 기준선원에서 발생하게 되는 선원의 핵종 및 각 핵종들의 양은 ORIGEN-2[4] 코드를 이용하여 계산하였으며, 표 2에

서 보는 바와 같이 대부분 방사선원은 사용후핵연료, 금속 우라늄 및 폐용융염에서 발생하는 것을 알 수 있다. 표 2는 차세대관리 종합공정시 발생하는 총 방사선원항만을 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 그림 2에 중성자의 방출율은 그림 3에 나타내었다. 감마 방출율은 ORIGEN-2 코드를 이용하였으며, 중성자 방출율은 SOURCES[5] 코드를 사용하였다. 총 방출되는 감마선의 양은 7.42×10^{14} v/s이며, 그림 2에서 보듯이 사용후핵연료, 환원된 금속 우라늄 및 폐용융염이 방출되는 총 감마선량은 비슷하지만 사용후핵연료 및 폐용융염에서 발생하는 감마선이 높은 에너지를 가지는 것을 알 수 있다. 중성자의 총 방출량은 6.12×10^7 n/s 이며, 방출되는 중성자의 대부분은 약 1 MeV 전후의 에너지를 갖는다.

3. 차폐 모델링

방사선 차폐 계산을 위하여 다음과 같은 3가지 경우에 대하여 모델링하여 계산을 수행하였다.

Case 1. 현재 차폐벽이 설치되어 있지 않은 전면부 및 후면부 일부를 중량콘크리트 타설시(상시 운전 구역)

Case 2. 기존의 중량콘크리트 벽체에 스틸로 보강차폐 (상시 운전 구역)

Case 3. 쉘간 벽을 중량콘크리트로 타설시 (작업 구역)

Case 1의 경우는 차폐체로서 중량 콘크리트 90 cm로 설정 하였으며, Case 2는 중량 콘크리트 80 cm에 스틸 4cm, Case 3은 중량 콘크리트 70 cm 두께의 차폐체를 설정하였다.

4. 핫셀의 차폐 보강에 따른 선량평가

감마선에 의한 선량율을 평가하기 위해 QAD-CGGP 코드를 이용하여 계산하였으며, MCNP-4C 코드로 검증 계산을 수행하였다. 그리고 중성자에 의한 선량율은 MCNP-4C 코드로 계산하였다. 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 선반위 120 cm 위치에 존재한다고 가정하였다. 상시 운전구역인 앞면 및 후면 일부는 90 cm 중량콘크리트로 차폐되며, 측면은 중량콘크리트를 타설할 공간이 부족하므로 콘크리트보다 차폐능이 우수한 스틸로 보강 차폐하였으며, 쉘간 벽은 중량콘크리트 70 cm로 설정하였다. 차폐 계산에 사용된 선속-선량 값은 ICRP-74[6] 자료를 이용하였으며, 차폐체의 물질 밀도는 조사재시험시설 안전성분석 보고서[7]에 제시된 값을 사용하였다. QAD-CGGP 계산시 감마선 누적계수로는 GP 누적계수를 적용하였다.

QAD-CGGP 코드는 포인트-커널 방법을 의한 감마선 차폐 계산을 수행하며, 각 경우에 대한 계산 결과는 MCNP-4C 결과와 비교 검증 하였다. 그러나 QAD-CGGP 코드의 경우 중성자에 대한 차폐 계산에는 적합하지 않기 때문에 중성자에 의한 선량율 평가는 MCNP-4C 코드만으로 계산하였다.

5. 결과 및 고찰

각 경우에 대하여 감마선에 의한 선량율은 표 3에 중성자에 의한 선량율은 표 4에 나타내었다. 설계 기준치가 0.01 mSv/h 인 상시 작업구역의 경우 감마선에 의한 선량율은 QAD-CGGP 계산결과에 의하면 중량콘크리트 90 cm일 경우 2.10×10^{-3} mSv/h, 중량콘크리트 80cm에 스틸 4 cm 차폐체일 경우 2.97×10^{-3} 이며, MCNP-4C 계산 결과는 각각 1.60×10^{-3} mSv/h, 2.99×10^{-3} mSv/h이다. 작업 구역인 중량 콘크리트 70 cm로 차폐되는 구간은 각각 1.01×10^{-1} mSv/h, 7.88×10^{-2} mSv/h 이다. 표 3에서 보듯이 QAD-CGGP와 MCNP-4C 계산 결과에서 Uncollided 선속은 거의 비슷한 값을 가지나, 총 선량율에서 약간의 차이를 나타냄을 볼 수 있었으며, 이것은 QAD-CGGP 코드 자체의 누적인자 사용에 기인한 오차로 생각할 수 있다. 우선 QAD-CGGP코드의 경우 콘크리트의 누적인자로서 중량콘크리트에 대한 누적인자가 아닌 일반콘크리트에 대한 누적인자를 사용하는데서 오는 오차와, 두 번째로 다중차폐체일 경우에도 대표적인 한 물질의 누적인자만 고려해야 하는 되서 기인한다고 할 수 있다. QAD-CGGP 코드는 재료별로 GP 방법을 이용하여 누적인자를 계산하며, 콘크리트가 차폐체일 경우, 일반 및 중량콘크리트의 구분없이 일반 콘크리트에 대한 누적인자를 사용하게 된다. 그러나 중량콘크리트는 일반콘크리트에 비해 철을 많이 포함하고 있으므로, 일반콘크리트의 누적인자를 그대로 중량콘크리트 누적인자로 사용하는 것은 계산 오차를 수반하게 된다. 재료에 대한 누적인자 비교 결과, 콘크리트의 누적인자는 철의 누적인자보다 큰 값을 가지는 것을 알 수 있었다. 따라서 철을 다량 함유한 중량콘크리트의 누적인자가 일반콘크리트 누적인자보다 적은 값을 가질 것으로 사료되므로, 일반콘크리트의 누적인자를 사용하는 QAD-CGGP 계산 결과가 MCNP-4C 계산 결과치보다 높게 나오는 것으로 생각되어 진다. 중량 콘크리트 및 스틸 다중 차폐체를 사용하는 경우에, 중량콘크리트 만을 사용하는 다른 두 가지 경우와 다르게 보수적인 계산 결과치가 나오지 않았으며, 이는 다중 차폐체일 경우에도 콘크리트 단일 누적계수를 사용해야 하는 QAD-CGGP 코드 자체특징에 의한 오차로 보인다. 그러나 본 계산에서는 중량콘크리트 및 일반콘크리트의 물질 조성이 비슷하며, 중량콘크리트의 두께가 스틸에 비해 수십배 크므로 코드 자체에 의한 오차는 미미한 것으로 사료된다. 중성자에 의한 각 경우에 대한 선량율은 표 4와 같다. 대부분의 경우에 대하여 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 보강체는 감마선 및 중성자에 의한 선량율을 합한 총 선량율 기준으로 핫셀의 설계 기준치인 0.01 mSv/h 및 0.15 mSv/h를 충분히 만족시키는 것을 알 수 있다.

계산 결과를 바탕으로 차폐 안정성 평가에 의한 핫셀의 개념 설계도는 그림 4와 같다. 실증시험을 위한 핫셀은 실증시험용 M8a 셀과 크레인 및 기타장비의 보수를 위한 M8b 두 개의 셀로 구성되어 지며, M8b 셀은 핫셀내부이지만 보수 작업에 의한 작업자의 방사선 피폭을 최소화 하기 위하여 작업구역 기준으로 설계되었다.

6. 결론

핫셀의 차폐 안전성을 평가하기 위해 QAD-CGGP 및 MCNP-4C 코드를 이용하여 계산을 수행하였다. 감마선에 의한 선량율의 경우 QAD-CGGP 및 MCNP-4C 계산 결과가 잘 일치 하였으며, 중성자에 의한 선량율은 감마에 의한 선량율의 20 % 이하인 것을 알 수 있었다. 사용후핵연료를 다루는 차세대관리 종합공정 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-CGGP 코드 계산에 의한 감마선 영향 평가만으로도 차폐 평가가 적절하다는 것을 알 수 있다. 또한 QAD-CGGP코드의 더욱 정확한 계산 결과치를 얻기 위하여 중량콘크리트에 대한 누적인자 고려 방안을 모색하여야 할 것으로 보인다.

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 (n) reactions and spontaneous fission in ThO₂, UO₂, and (U,Pu)O₂ fuels, *LA-8869-MS*, Los Alamos National Lab. (June 1981).
6. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, *ICRP Publication 74, Volume 26 No.* (1996).
7. "하나로 안전성 분석보고서 - 11.4 조사재 시험시설," *KAERI/TR-710/96*.

표 1. Specification of current hot cell

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

표 2. Inventory Basis of Radioactivities in Hot Cell

구분	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

표 3. 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	Total	Uncollided	Total
HC 90 cm	6.93×10^{-5}	2.10×10^{-3}	7.04×10^{-5}	1.60×10^{-3}
HC 80 cm + S 4 cm	9.84×10^{-5}	2.97×10^{-3}	9.69×10^{-5}	2.99×10^{-3}
HC 70 cm	3.84×10^{-3}	1.01×10^{-1}	3.75×10^{-3}	7.88×10^{-2}

표 4. 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	
	Neutron	Secondary gamma ray
HC 90 cm	4.09×10^{-4}	5.05×10^{-5}
HC 80 cm + S 4 cm	6.50×10^{-4}	1.05×10^{-4}
HC 70 cm	3.74×10^{-3}	3.35×10^{-4}



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

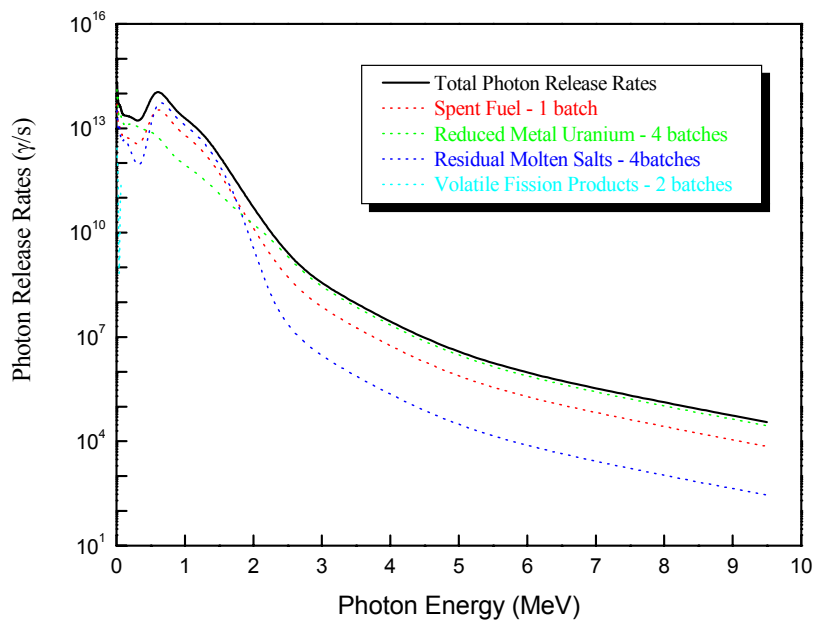


그림 2. Source spectra of spent fuel, reduced metal uranium, volatile fission products and residual molten salts.

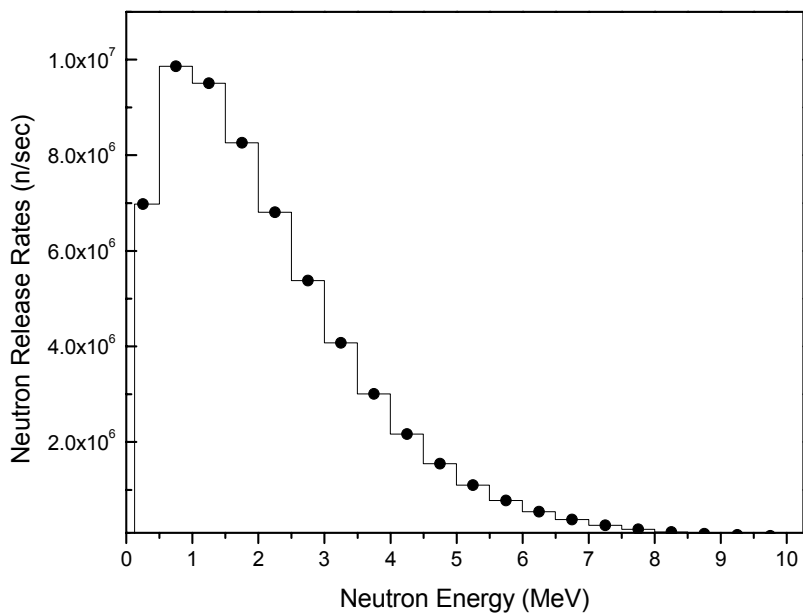


그림 3. The neutron source spectrum of ER process.

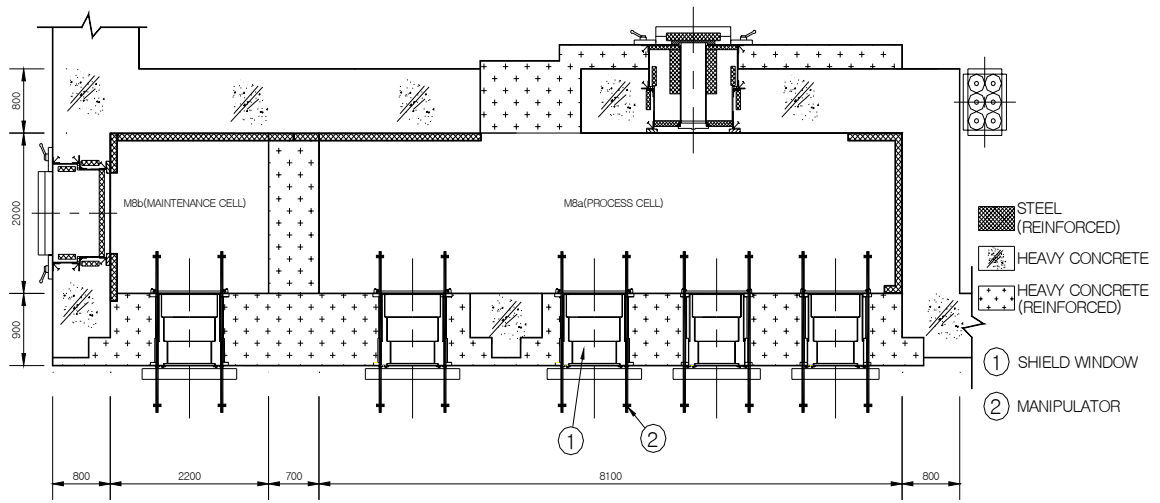


그림 4. Radiological design of hot cell facility.