

## 중·저준위 방사성 폐기물 유리화 시설의 차폐 해석에 관한 연구

### A Study on the Shielding Analysis in Vitrification Facility of Low-and Intermediate Level Radioactive Wastes

이창민, 이건재  
한국과학기술원  
지평국, 박종길, 하종현, 송명재  
한수원(주) 원자력 환경기술원

#### 요 약

중·저준위 방사성 폐기물의 유리화 기술은 체적감소비, 유리고화체의 기계적 및 화학적 안전성 등으로 그 유용성이 입증되어 현재 울진 5,6호기에 상용시설의 건설이 추진되고 있다. 유리화시설은 대상폐기물의 높은 방사능 준위로 인해 방사선 안전 설계를 위해서는 차폐해석이 수반되어야 한다. 그러나 국내에서는 유리화 시설의 건설 및 운영 경험이 없으므로, 본 연구에서는 유리화 시설의 향후 상세 설계와 운영계획에 도움을 줄 수 있는 자료를 얻고자 유리화 실증시설의 구조를 따라 기존의 방사선원향을 이용하여 기기별 선량계산을 통해 방사선 차폐 해석을 수행하였다. 차폐체로서는 경제성과 열저항성이 뛰어난 콘크리트를 고려하였다.

#### Abstract

The usefulness of vitrification technology for low- and intermediate- level radioactive wastes was demonstrated because of high volume reduction, mechanical and chemical stability of final waste forms. Thus, a construction of the commercial vitrification plant is currently promoted. Due to the high radiation level of the waste, shielding analysis has to be carried out for safe design in a vitrification facility. Because there has been no experience in the construction and operation of the vitrification facility in Korea, in this study, in order to get some information for help the detailed design and plan for operation in vitrification facility, shielding analysis for each facility in pilot plant is carried out by using source term from established study. For the selection of the shielding material, concrete was chosen compared to the lead because of economic advantage, weight consideration, and thermal resistance.

#### 1. 서 론

환경에 대한 관심 고조와 방사성 폐기물 처분장 선정의 어려움으로 인해 방사선에 의한 환경영향이 거의 없으면서도 방사성 폐기물의 부피를 대폭 감소시켜 처분장 선정의 시급성을 완화시킬

수 있는 새로운 방사성 폐기물 처리기술개발이 필요하게 되었다.[1] 이러한 필요성을 충족시켜 줄 수 있는 기술 중에서 가장 유망한 기술이 방사성 폐기물 유리화 기술이다. 이 기술은 중·저준위 방사성 폐기물의 부피감소와 생성된 유리결정의 용출성이 적다는 장점을 가지고 있어[2], 향후 올린 5, 6호기 중·저준위 방사성 폐기물을 처리할 예정이다. 그러나 현재 국내에서는 유리화 시설의 건설 및 운영 경험이 없으므로, 본 연구에서는 유리화 실증 시설내 각 설비들의 선량을 평가하고, 이를 통하여 시설내 차폐해석을 수행함으로써 향후 기본설계와 운영계획에 도움을 줄 수 있는 자료를 얻고자 하였다.

## 2. 방사선원형

선량평가를 위한 방사선원형은 기존에 수행된 연구결과를 이용하였으며 다음 표1과 같다.[3]

표 1 대상폐기물 방사선원형 결정

핵종	W1	W2
H-3	2.17E+06	1.37E+06
C-14	9.47E+05	5.99E+05
Cs-134	3.67E+06	1.33E+08
Cs-137	5.44E+06	7.83E+08
Sr-89	1.17E+04	9.47E+03
Sr-90	1.06E+04	1.49E+06
Y-91	1.02E+03	6.44E+02
Zr-95	3.25E+04	4.22E+04
Nb-95	2.45E+04	1.58E+04
Ru-103	6.16E+05	4.11E+05
Ru-106	7.69E+06	8.79E+08
Ag-110m	1.11E+05	5.99E+06
Te-129m	1.55E+04	1.95E+03
Ce-141	1.22E+04	7.82E+03
Ce-144	3.40E+05	2.38E+07
Cr-51	2.53E+05	1.60E+05
Mn-54	7.16E+05	1.60E+06
Fe-55	1.03E+05	4.69E+06
Fe-59	2.47E+04	1.58E+04
Co-57	2.89E+05	1.83E+05
Co-58	2.36E+06	1.53E+06
Co-60	3.51E+06	5.87E+06
Zn-65	1.19E+05	2.33E+06
Ni-63	3.39E+06	2.14E+06
계	3.19E+07	1.85E+09

대상 방사성폐기물은 고준위 및 저준위 이온 교환수지와 잡고체이며 이들을 적절한 비율로 혼합하여 유리용탕에 투입하게 된다. 이때, 고준위 이온교환수지의 유무에 따라 두가지로 구분하였으며, 이들을 각각 W2과 W1이라 하였다.[3]

## 3. 시설내 방사선 준위 평가

실증 시설내 각 기기별 내부 구조를 살펴보면 다음 그림 1과 같다. 잡고체와 이온교환수지폐기물

들이 Hopper로 부터 CCM으로 투입되어 연소 되며, 이때 발생하는 배기체들이 HTF를 통해 배출되어 지게 된다. [1]

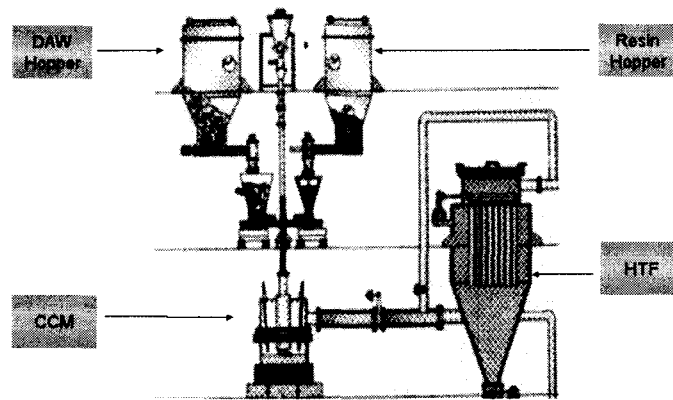


그림 1. 유리화 시설 내부 구조도

유리화 실증 시설내 차폐해석을 위해서 우선 시설 내 각 계통의 방사선 준위를 알아보고자 하였다. 특히 준위가 높을것으로 예상되는 Hopper, 저온용융로(CCM), 고온필터(High temperature filter) 세가지 기기에 대하여 살펴보고 또한 준위를 평가해 보았다. 본 연구에서는 Microshield 코드를 이용하여 각 시설의 표면선량을 평가하였다.

### 3.1 HOPPER

이온교환 수지 Hopper는 이온교환수지를 유도가열식 저온 용융로(CCM) 내부에 연속 정량 주입 하기 위한 장치이다. 이 장치는 설계도면에 따르면 700리터 용량의 저장탱크로 예상되며, 이때 약 500kg의 수지를 저장할 있을것으로 예상된다. 가연성 잡고체 Hopper는 방호복, 제염지 비닐봉지, 신발덮개, 장갑 등으로 구성된 가연성 잡고체를 CCM에 주입하는 장치이다. 기본적인 구조는 이온 교환수지 주입기와 유사하고 약 1,000리터 용량의 저장탱크를 가지고 있으며, 이곳에 약 700kg의 잡고체를 저장할 수 있을것으로 예상된다. 이 Hopper들은 CCM 바로 위 상부에 위치하고 있고, 특히 이온교환수지중 고방사능 이온교환수지는 매우 높은 방사선을 방출하기 때문에 시설내 방사선 준위를 평가하는데 있어 매우 중요하다.

평가를 수행한 결과는 Hopper내 500kg이 저장된 것으로 가정하여, 저방사능 이온교환수지의 경우, 표면선량은 330.5mR/h, 3.014mSv/h, 로 평가 되었고, 고방사성 이온교환수지에 대해서는 표면 선량이 2.299E+06mR/h, 2.093E+04mSv/h로 평가되었다.

### 3.2 Cold Crucible Melter(CCM)

CCM은 스테인레스 스틸로 제작되어 있고, 내부를 냉각수로 냉각할 수 있도록 하였고, 유입되는 냉각수의 온도를 90 ℃로 유지하여 산성 개스등이 용융로 표면에 응축됨으로 인한 부식을 방지하도록 하였다.

CCM 내 투입되어 질 수 있는 최대 폐기물의 양은 W1타입의 경우358kg으로, W2의 경우 214kg으로 가정하였다.[3]

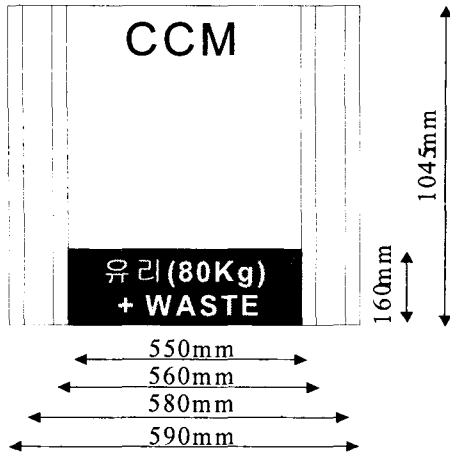


그림 2 CCM 개략도

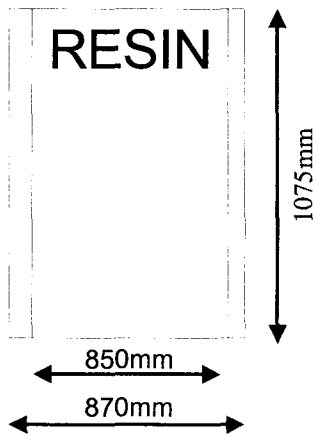


그림 3 HOPPER 개략도

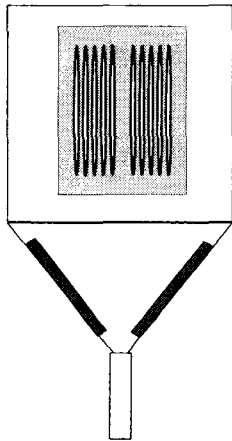


그림4 HTF개략도

표면선량은 W1의 경우 20.260mSv/h W2의 경우는 171.9 mSv/h로 평가 되었다.

### 3.3 High Temperature Filter(HTF)

High Temperature Filter(HTF)는 CCM으로부터 발생된 배기체들은 1차로 여과시킨다. HTF는 내부의 온도가 50 0℃정도로 CCM에서 발생한 고온의 배기체들을 냉각시킴으로써, 상대적으로 높은 휘발점을 가지는 방사성 핵종들을 쉽게 여과할 수 있다. 또한 여과효율이 99.78%로 알려져 있으며, 매우 많은 양의 Dust와 그 외의 많은 이 물질들을 여과할 수 있다. 또한 HTF는 1-2초에 한번씩 필터에 Back Pressure를 걸어 줌으로써 걸러진 여과물들을 연결된 Pipe를 통해서 Tank에 보관할수 있도록 설계되어 있다.

때문에 HTF는 높은 여과효율에 비해 상대적으로 필터내부에 존재하는 Dust와 방사성 핵종들의 양이 적고, 단지 Dust와 방사성 핵종들이 HTF의 하단부에 약간량 존재하게 된다. 이를 Dust Cake이라 부르는데, 이것의 양은 약 1920g정도로 예상되며 이중 Cs의 농도가 1.57 W/o 정도이고, Co의 농도가 0.66 W/o로 보고되고 있다[3]. 본 연구에서는 두 농도 값 중 상대적으로 보수적인 Cs의 농도값 1.57 W/o를 사용하여 Dust Cake내 다른 핵종들의 농도값을 가정하였다. 이 농도값들을 이용하여 HTF에서의 표면선량은 1.07E-05 mR/h, 9.71E-08 mSv/h로 평가되었다. 이 값들은 방사성 물질 취급시설 설계지침상의 비상시 작업구역 내의 차폐요건인 1mSv/h는 물론 비 통제 구역의 차폐 설계기준치 값인 0.001 mSv/h에도 이르지 않으므로 인해 차폐가 불필요하다고 판단된다.

### 4. 차폐 해석

위의 계산결과에서 나타난 바와 같이 HTF는 CCM과 Hopper에 비해 매우 미미한 선량을 방출한다. 따라서 전체 시설내 방사선 준위에 HTF가 미치는 영향은 매우 작으므로 별도의 차폐체의 고려가 불필요하다고 판단되어 고려 기기에서 HTF는 제외하였다. 따라서 본 연구에서는 Hopper와 CCM만을 고려하여 차폐해석을 수행하였다. 또한 Hopper는 이온교환수지용과 DAW용 두가지가 있으나, DAW는 이온교환수지에 비해 그 선량이 매우 작아 그 영향이 미미함으로 이온교환수지 Hopper만을 고려하였다. 특히 보수적 관점에서 이온교환수지는 고방사성 이온교환수지로 고려하였다.

유리화 실증 시설의 내부를 간략히 살펴보면 다음과 같다.(그림 5). Operation Room은 항상 작업자가 상주하는 구역으로써 방사선 구역상에서 구역분류 1에 해당하는 비 방사선 구역[4][5]으로 분류된다. 이와 같은 영역 기준을 따르기 위해서는 보여지는 바와 같이 실증설비 설구역의 벽 바깥부분 즉, 비방사선 구역의 선량이 기준치를 초과하지 않도록 하여야 한다. 따라서 본 연구에서는 CCM과 HOPPER에서 가장 가까운 벽을 기준으로 그 외벽에서의 선

량의 두께에 따른 변화를 살펴보았다. 이때 보수적인 관점에서 사고시를 고려하였으며 가정사고로는 발생확율과 발생시 피해정도를 동시에 고려하여 가장 큰 값을 나타내는 CCM외부로의 유리용탕 누출사고를 가정하였다. 이때의 차폐체로는 경제성과 열저항성이 뛰어난 콘크리트를 고려하였다. [6]

또한 내부 차폐에 대해서는 정상운전시를 고려하여 외벽의 두께와 HOPPER의 차폐체 두께의 변화에 따른 선량변화를 살펴보았다.

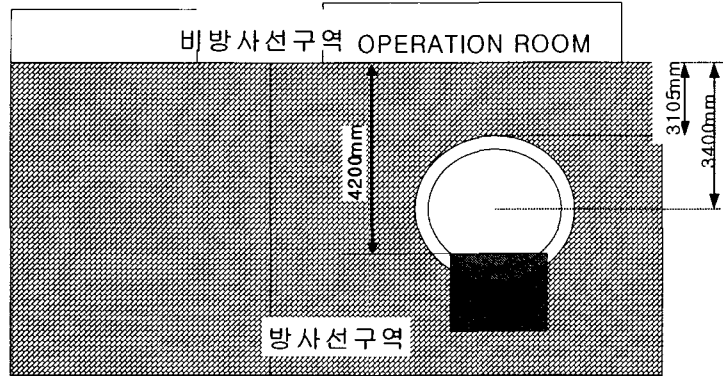


그림 5 유리화 시설 평면 개략도(Hopper 포함)

## 5. 결 과

### 5.1 외벽 두께의 분석결과

Hopper 차폐체의 콘크리트의 밀도는 기본 밀도인 2.35g/cc를 사용하였고. 두께는 20, 30, 40cm를 고려하였다. 외벽의 두께는 Hopper의 차폐체두께에 따라 많은 차이를 보임을 알수 있다.

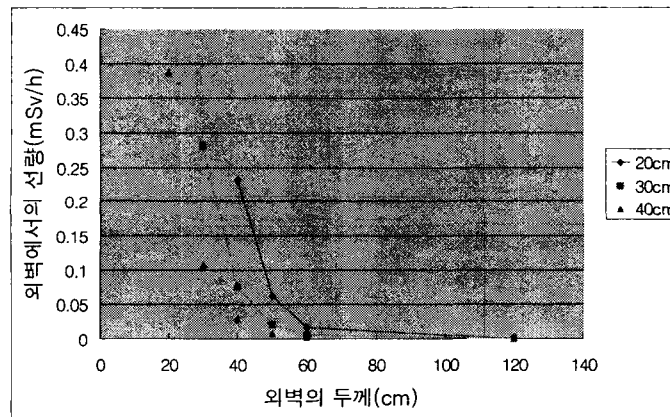


그림 6 사고시 Hopper 차폐체 두께와 외벽두께의 변화에 따른 선량의 변화

### 5.2 CCM과 Hopper의 차폐체 두께의 분석결과

그림 7, 8에서 보이는 바와 같이 시설내 전체 방사선 준위에 CCM의 차폐가 큰 영향을 미치지 못함을 알 수 있다.

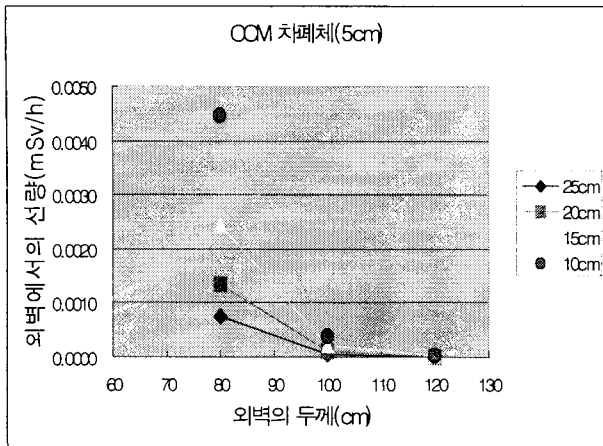


그림 7 Hopper 차폐체 두께와 외벽두께의 변화에 따른 선량의 변화(CCM 5cm)

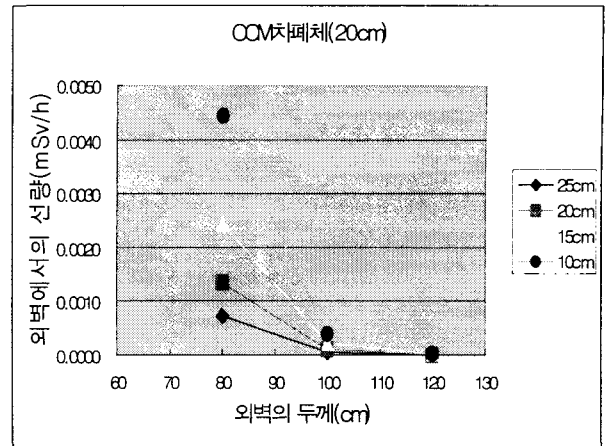


그림 8 Hopper 차폐체 두께와 외벽두께의 변화에 따른 선량의 변화(CCM 20cm)

따라서 외벽의 두께와 Hopper의 차폐 두께에 대해 민감도 분석을 실행해 보았다.

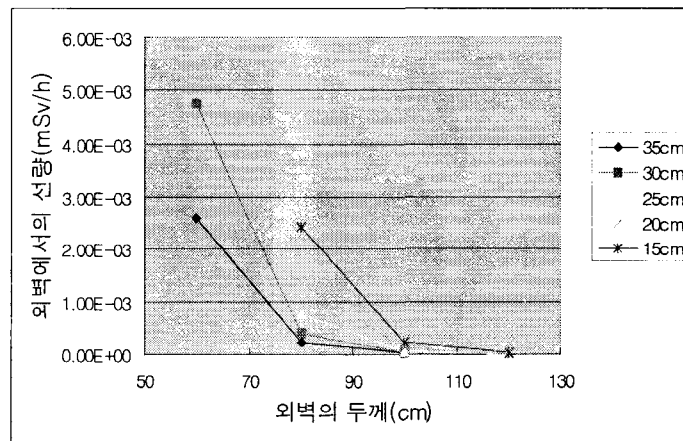


그림 9 Hopper 차폐체 두께와 외벽두께의 변화에 따른 선량의 변화

HOPPER의 차폐두께의 변화에 따라 외벽의 두께의 변화가 큼을 알수가 있다. 또한 외벽의 두께가 100cm가 넘을 경우 HOPPER의 차폐두께의 영향을 거의 받지 않음을 확인할수 있다.

또한 HOPPER의 차폐에 따른 실증 시설내 선량준위의 변화를 평가해 보았다.(그림10)

HOPPER 차폐체의 두께에 따라 거의 일정하게 실증시설 내부의 선량이 감소되어지는 것을 확인할수 있다.

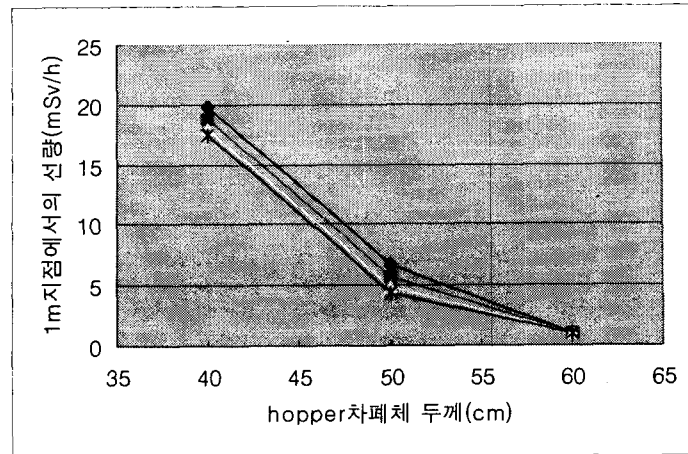


그림 20 Hopper차폐체의 두께 변화에 따른 시설 내부의 선량 변화

## 6. 결론 및 고찰

외벽의 두께를 100cm이상으로 한다면, 실증설비 구역외부로의 방사선적 영향은 거의 없음을 확인할수 있었다. HOPPER주위에 추가적인 차폐가 이루어 진다면, 외부 벽의 두께는 훨씬 감소되어 질수 있음도 역시 확인할수 있었다.

또한 본 시설이 설치될 발전소 내 Radiowaste Building은 벽의 두께가 약 1m이상 되므로[4] 건물의 벽 뒤편에 Operation Room을 설치한다면, 추가적인 차폐벽의 설치가 불필요할 것으로 예상된다. 시설내부에 대한 선량평가 결과에 따르면 상당부분의 차폐가 필요할것으로 예상되나 본 시설은 가동 중 시와 가동 중단시의 선량의 차이가 크므로 유지, 보수시 CCM의 가동을 중단 시킨 후 작업을 하거나 Hopper를 비운 후 작업을 실행한다면, 추가적인 차폐는 불필요할것으로 사료된다.

또한 본 연구는 1000리터 크기의 HOPPER에 고준위 이온교환수지가 최대로 충전되었을때를 가정하였으므로, 정확한 평가를 위해서 HOPPER의 크기에 대한 확정된 스펙이 필요할 것으로 판단된다.

### <감사의 글>

위 연구는 한수원(주)의 원자력환경기술원의 지원에 의해서 수행되었음.

## <참고문헌>

- [1] 원자력환경기술원, 중·저준위 방사성폐기물 유리화 기술개발(1), 2000
- [2] 전력연구원, 중·저준위 방사물 유리화 기술개발 연구, 1997
- [3] 이창민 외, 중·저준위 방사성폐기물 유리화시설 내 CCM의 방사선원항 결정 및 차폐해석에 관한 연구, 추계원자력 학술 발표회 논문집, 2002
- [4] 한국전력공사, 울진원자력 5, 6호기 최종안전성분석보고서(FSAR), 2002
- [5] ICRP, 1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection, ICRP 60, 1990
- [6] 한국과학기술원, 중·저준위 방사성폐기물 유리화시설의 경제성 분석 및 안전성 평가 시나리오 수립, 원자력환경기술원, 2002