

2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중·저준위 방사성폐기물 유리화시설 내 CCM의
방사선원향 결정 및 차폐해석에 관한 연구

A Study on the Determination of Source Term and Shielding Analysis from
CCM in the Vitrification Facility of
Low- and Intermediate Level Radioactive Wastes

이창민, 김성일, 이건재
한국과학기술원
대전광역시 유성구 구성동 373-1

지평국, 박종길, 하종현
한수원(주) 원자력환경기술원
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

중·저준위 방사성폐기물의 유리화 기술은 체적감소비, 유리고화체의 기계적 및 화학적 안전성 등으로 그 유용성이 입증되어 현재 올진 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 안전성 평가에 중요한 부분을 차지하고 있는 CCM에 대한 방사선원향을 결정하였으며, 그에 따른 방사선 차폐 해석을 수행하였다. 차폐체로서는 납과 콘크리트를 사용하였다. 그 결과 W1폐기물과 W2폐기물에 대해 납의 두께는 각각 5cm와 7cm, 콘크리트의 두께는 23cm 와 36cm로 결정되었다.

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, radioactive source term of the CCM that is important in safety assessment of the vitrification facility was determined and the shielding analysis was carried out. Lead and concrete were used for the shielding materials. In conclusion, for W1 and W2 wastes, thickness of lead was determined at 5 and 7cm, respectively and that of concrete was determined at 23 and 36cm, respectively.

1. 서론

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, 향후 올진 5, 6호기 중·저준위 방사성 폐기물을 처리할 예정이다. 그러나 현재 국내에서는 유리화 시설의 건설 및 운영 경험이 없으므로, 본 연구에서는 유리화 시설의 안전성 평가에 중요한 부분을 차지하고 있는 CCM의 방사선 차폐 해석을 수행하였으며 이를 통해 향후 기본설계와 운영계획에 도움을 줄 수 있는 자료를 얻고자 하였다.

2. 유리화 대상폐기물 방사선원향 결정

가. 방사선원향

유리화시설에 대한 방사선 차폐설계 및 해석을 수행하기 위해서는 CCM 내에서 처리될 대상폐기물에 대한 방사선원향 결정이 선행되어야 한다. 방사선원향은 대상폐기물에 따라 적용되는 값이 달라지게 되므로 적절한 방사선원향을 결정하는 것은 차폐설계 및 해석을 수행하는데 매우 중요하다. 따라서 차폐해석에 앞서 유리화시설 처리대상 폐기물의 종류, 발생량 및 특성을 조사하였다.

나. 폐기물의 종류

(1) 폐수지

원자력발전소에서 발생되어지는 중·저준위 방사성 폐기물은 크게 방사성 폐수지, 압고체(DAW) 봉산폐액으로 나눌 수 있다.[1]

폐수지는 표 1[2]에 나타낸 것처럼 방사선 준위에 따라 고방사성 폐수지 및 저방사성 폐수지로 구분되며, 화학 및 체적제어계통(CVCS), 사용후 연료저장조, 봉소 회수계통, 봉소 열 재생계통, 폐기물 처리계통 등에서 발생된다. 폐수지는 그동안 시멘트로 고화처리 하였으나, 고화가 어렵고 처분부피도 늘어나게 되는 단점이 있어 최근에는 모든 원전에서 폐수지 건조설비(SRDS)를 이용하여 폐수지를 건조시킨 후 고 건전성 용기에 저장하고 있다.

표 1 대상폐기물 종류(폐수지)

| 고방사성 폐수지 | 저방사성 폐수지 |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> ○ 화학 및 체적제어 <ul style="list-style-type: none"> · 정화이온교환기 · 붕소제거 이온교환기 · 수용전 이온교환기 · 붕산응축수 이온교환기 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 액체방사성폐기물 계통 <ul style="list-style-type: none"> · 선택성 이온교환기 (zeolite) · 양이온교환기 · 음이온교환기 · 정화이온교환기 |
| ○ 사용후연료 저장조 정화탈염기 | ○ 증기발생기 취출수 탈염기 |

(2) 잡고체(Dried Active Waste, DAW)

현재 방사선 구역에서 발생하는 잡고체는 가연성과 비가연성으로 구분하여 압축처리 되고 있다. 가연성 잡고체는 면, 종이, 비닐, 고무, 플라스틱, 목재류 등이며, 비가연성 잡고체로는 철재, 유리, 필터, 석고, 콘크리트, 전선등이 있다.[1]

본 연구에서는 유리화시설 내 CCM에서 처리될 가연성 잡고체에 대해서만 고려하였다.[3]

(3) 붕산폐액

원자력 발전소 내 액체 방사성 폐기물의 근원은 핵분열 생성물이 들어있는 원자로 냉각재이다. 붕산 폐액은 원자로 냉각수의 정화 과정에서 발생되며, 또한 펌프, 밸브 등의 기기로부터 누설된 물과 관리구역 작업복 등을 세탁한 물 등에서 발생된다.[3,4]. 본 연구에서는 CCM내에서 처리될 폐기물을 대상으로 하여 붕산 폐액은 제외하였다.[3]

다. 폐기물 발생량

(1) 폐수지

폐수지의 발생량은 유리화시설이 건설되어질 울진 5,6호기의 PSAR[5]을 근거하였다. 표 2의 자료 중 일부는 울진 5,6호기 FSAR[2]의 초안을 참고로 하였다.

울진 5,6호기 FSAR에서 제시하는 연간 예상 폐수지의 방사선원들 중 실제로 유리화 되는 시점까지의 시간을 고려하여, 반감기 30일 이상의 핵종들만 선택하였다.[6] 또한 고방사성 폐수지의 경우 10년간의 저장 기간을 거친 후 처리되어지도록 계획되어 있으므로 이를 고려하여 선원량의 준위를 결정하였다.

(2) 잡고체(DAW)

잡고체의 경우 폐수지 등과는 달리 FSAR 에 정해진 방사선원량 값이 없기 때문에 방사선 관리 연보에 제시된 발생 드럼 및 방사능을 참고로 방사선원량을 결정하였다.

핵종 조성은 방사성 폐기물 핵종분석 장치의 개발에 이용되었던 자료[7]들을 사용하였다. 드럼내 폐기물 예상 비방사능량의 산출은 '95~'98년 까지 4개년 동안의 울진 1발전소 가연성 잡고체의 원인 물질인 방호장비 구매량을 산출하고[1], 또한 같은 기간 동안의 울진 1발전소의 실제 가연성 잡고체 발생 드럼수를 산출[8]하여 이들값으로부터 드럼내 가연성 잡고체 밀도를 0.33g/cm³로 결정하였다. 또한 1996년부터 2000년 까지 고리 1, 2 발전소, 영광 1, 2 발전소 및 울진 1발전소에서 발생된 가연성 잡고체 드럼수의 평균인 283드럼 및 그때의 방사능 0.187TBq을 적용하여 핵종별 비방사능을 산출하였다.

라. 대상 혼합폐기물 조성 및 방사선원

CCM에 투입되어지는 폐기물은 고방사성 폐수지나 저방사성 폐수지, DAW등이 일정 무게 비율로 혼합되어진 상태로 투입되어 진다. 혼합되어지는 비율에 따라서 W1타입과 W2타입으로 나뉘는데 각각의 타입에 따른 구성은 다음 표2와 같다.

표 2 대상 혼합폐기물 조성

| 구 분 | | 저방사성 폐수지 (Zeolite 제외) | Zeolite | DAW | 고방사성 폐수지 | 계 |
|-----|---------|-----------------------------|---------|--------|-------------|--------|
| W1 | 발생량(kg) | 5,671 | 1,890 | 18,678 | | 26,239 |
| | 비율(%) | 21.6 | 7.2 | 71.2 | | 100 |
| W2 | 발생량(kg) | 5,671 | 1,890 | 18,678 | 15,259 | 41,498 |
| | 비율(%) | 13.6 | 4.6 | 45.0 | 36.8 | 100 |

또한 초기 10년간은 고방사성 폐수지가 저장되어지기 때문에 고방사성 폐수지가 포함되지 않는 W1타입만이 CCM으로 투입되어 진다. 이와 같이 결정된 W1 및 W2의 방사선원량은 표 3에 나타내었다.

표 3 대상폐기물 방사선원항 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 |

3. 차폐해석

가. CCM의 Geometry

CCM의 개략도를 그려보면 다음의 그림 1과 같다. 스테인레스 스틸로 제작되어 있고, 내부를 물로 냉각할 수 있도록 하였고, 유입되는 냉각수의 온도를 90 °C로 유지하여 산성 개스등이 용융로 표면에 응축됨으로 인한 부식을 방지하도록 하였다.[1][3]

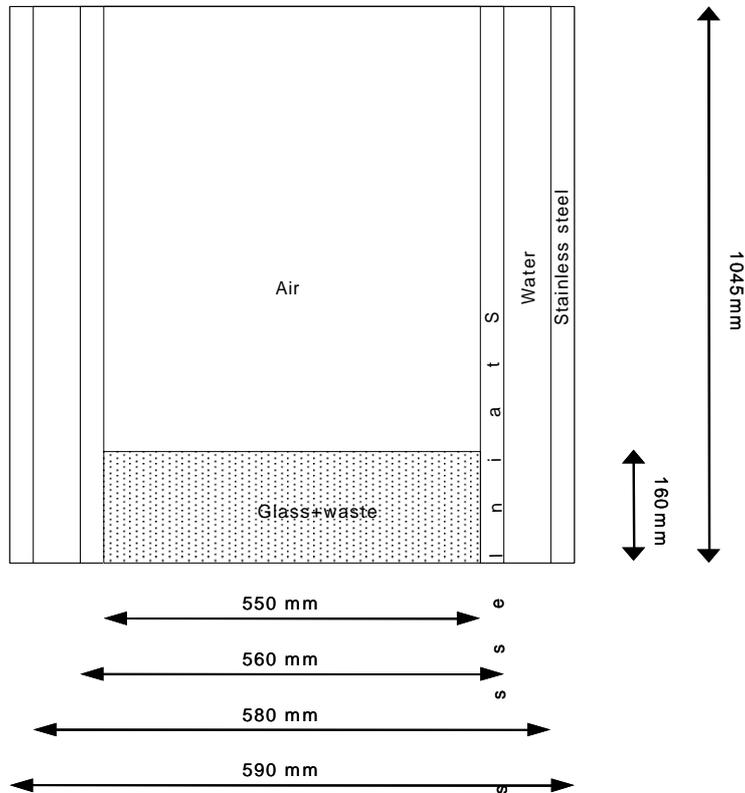


그림 1 CCM 개략도

위의 그림1의 각 성분의 값들 중에서 CCM 내 용량의 최대값은 16cm이며, 이때의 무게는 80kg이다. 이 유리 용탕에 포함 가능한 폐기물의 양을 알아보면 먼저 W1타입의 경우 W1 폐기물의 경우 전체 용탕중 mineral의 비율은 40w/o이 된다. 따라서 유리 80kg중 mineral 32kg을 포함할 수 있으므로 폐기물 15kg당 mineral 함량은 1.339kg이 된다. 32kg의 mineral에 해당되는 폐기물의 량을 찾으려면 358kg 으로 차폐해석 시 이때가 가장 보수적인 경우가 된다.

W2의 경우도 위와 같은 방법으로 가장 보수적인 경우의 폐기물 투입량은 214kg을 결정하였다.

나. 선량계산

본 연구에서는 MCNP(Monte Carlo N-Particle) 코드[9]를 이용하여 시설 내부의 방사선 준위를 평가하였다. MCNP는 선원에 대한 다양한 지오메트리 구성이 가능하고, 동시에 여러 선원의 평가가 가능하다는 점에서 시설 내부의 선량을 평가하는데 적합하기 때문이다.

다. 방사선관리구역의 구분

방사선 관리구역의 구분은 시설의 특성에 따라 적절히 이루어져야 한다. 구역의 구분은 방사선 준위, 공기오염도 및 표면오염도를 기준으로 이루어지는데 본 연구에서는 울진 5,6호기 FSAR[2]에 따라 구역을 분류하였다. 이는 중, 저준위 유리화 시설이 울진 5,6호기의 소내 시설로 분류되기 때문이다. 방사선 관리 구역은 정상 운전시와 사고시 두가지의 경우로 구분된다. 이것은 표4, 5와 같으며, 또한 이 표는 ICRP 60[10]의 기준값을 따랐다.

표4 정상운전시 방사선 구역분류

| | (mSv/hr) | |
|---|-------------------|----------|
| 1 | DR ≤ 0.001 | , , |
| 2 | 0.001 < DR ≤ 0.01 | , , 40 / |
| 3 | 0.01 < DR ≤ 0.05 | , , 20 / |
| 4 | 0.05 < DR ≤ 0.2 | , , 5 / |
| 5 | 0.2 < DR ≤ 1 | , , 1 / |
| 6 | 1 < DR ≤ 10 | , 가 |
| 7 | 10 < DR ≤ 5,000 | , 가 |
| 8 | DR > 5,000 | , 가 |

표5 사고시 방사선 구역 분류

| | (mSv/hr) | |
|---|-------------------|--------------|
| 1 | DR ≤ 0.15 | |
| 2 | 0.15 < DR ≤ 1 | 가 |
| 3 | 1 < DR ≤ 10 | 가 (5 - 50) |
| 4 | 10 < DR ≤ 100 | (30 - 5) |
| 5 | 100 < DR ≤ 1000 | (3 - 30) |
| 6 | 1000 < DR ≤ 5,000 | (36 - 180) |
| 7 | DR > 5,000 | |

유리화 시설 구역의 개략도는 그림 2와 같다. 그림 2에서 보여지는 바와 같이 Operation Room은 항상 작업자가 상주하는 구역으로 구역분류 1에 해당하는 비 방사선 구역으로 분류된다. 따라서 크게 비방사선구역과 방사선 구역으로 분류할 수가 있는데 위와 같은 영역 기준을 따르기 위해서는 보여지는 바와 같이 CCM 설치구역의 벽 바깥부분 즉, 비방사선 구역의 선량이 기준치를 초과하지 않도록 하여야 한다. 따라서 본 연구에서는 CCM에서 가장 가까운 벽을 기준으로 그 외벽에서의 선량이 기준치를 만족하는 차폐체의 두께를 제시하였다. 이때의 차폐체로는 납과 콘크리트를 고려하였다. 납은 가장

널리 쓰이는 차폐체로서 특히 감마선에 대한 차폐효과가 탁월한 것으로 알려져 있으며, 콘크리트는 현재 원자력시설에서 건물내에 차폐체로서 가장 널리 사용되고 있기 때문이다. 또한 각각의 경우는 모두 W1과 W2 폐기물 모두에 대해 계산을 수행하였다. 이 이유는 울진 5,6호기 운영 초기 10년간은 W1폐기물만을 처리하기 때문이다.

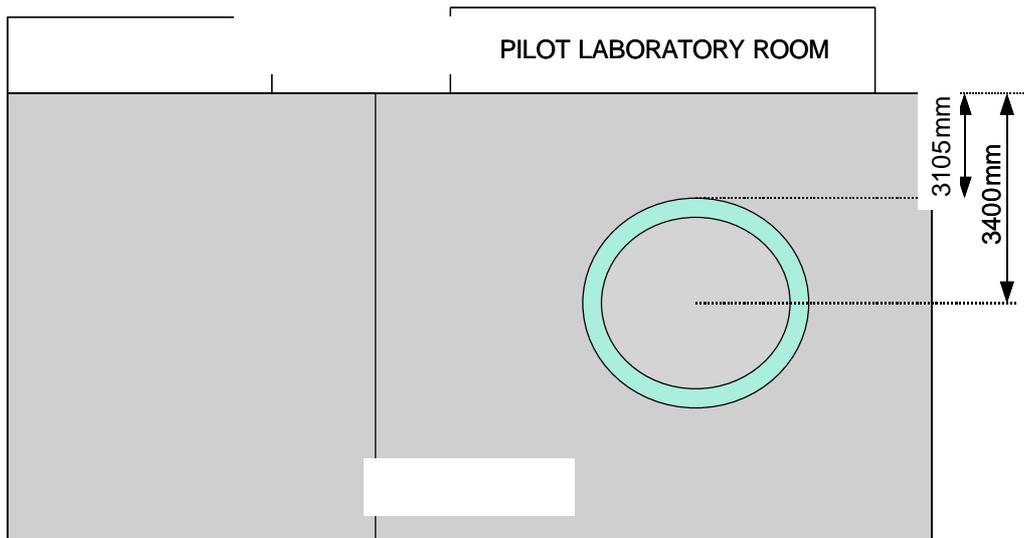


그림 2 방사선 구역도

라. 결 과

(1) 외벽의 두께 결정

외벽의 두께는 사고시를 가정하여 설정할 수 있는데, 주 제어실에서 설계기준 사고 후 30일간 0.15mSv/hr초과를 금지[2]하고 있고 또한 사고시 방사선 구역분류에서도 0.15mSv/hr[2]를 넘지 않도록 하고 있다. 때문에 이 규정에 맞게 외벽의 두께를 결정해보면, 그림 5에서 보이는 바와 같이 약 17cm 정도에서 기준치를 만족함을 볼 수 있다.

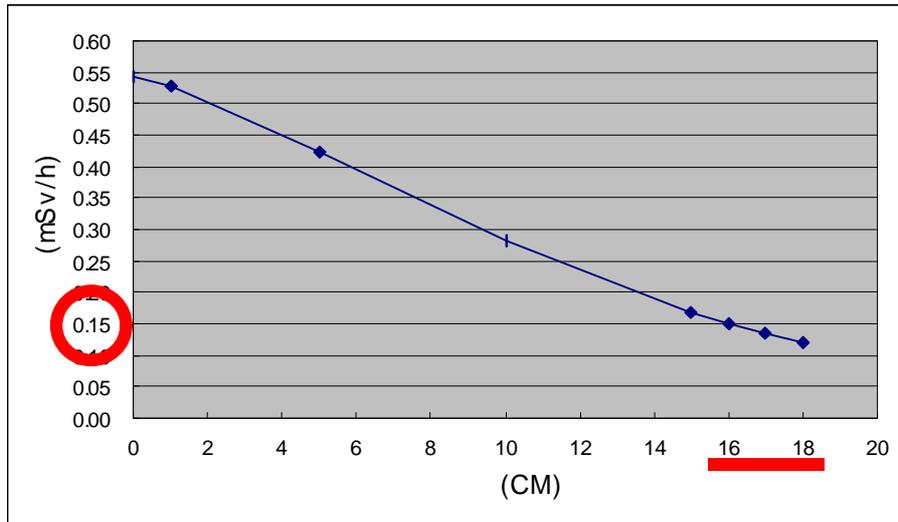


그림 3 외벽두께에 따른 외벽 표면선량의 변화

(2) CCM 차폐물의 두께 결정

외부벽의 두께를 결정하고 난 후 이 두께를 적용하여 정상시 외벽 바깥에서의 선량이 구역 1의 기준선량을 만족하여야 한다. 이를 콘크리트와 납 차폐체에 대해서 각각 두께를 계산해 보면, 그림 4, 5와 같다.

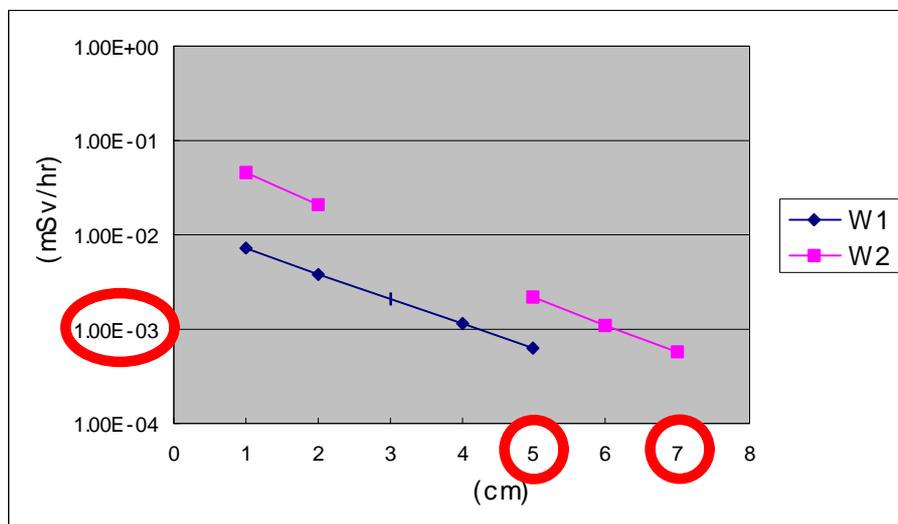


그림 4 납 차폐체 두께에 따른 선량의 변화

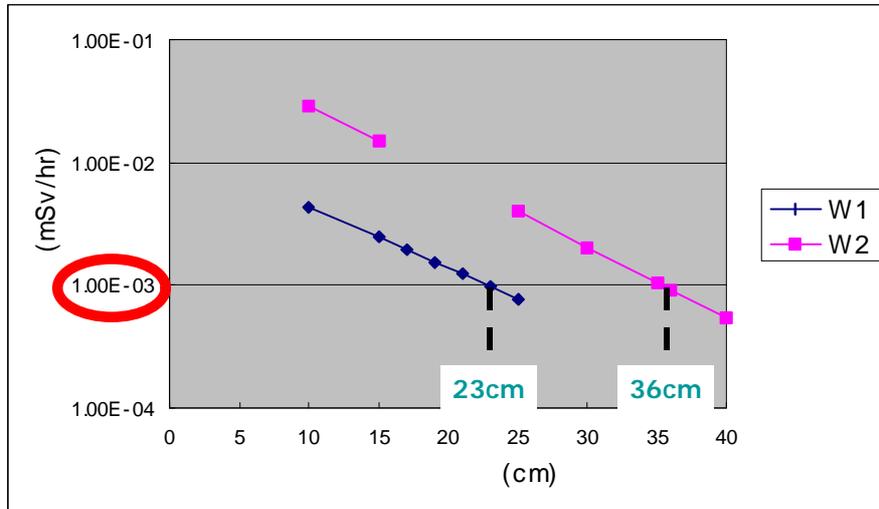


그림 5 콘크리트 차폐체 두께에 따른 선량의 변화

납은 약 W1의 경우 5cm W2의 경우 7cm 콘크리트의 경우 W1의 경우 23cm W2의 경우 36cm이다.

3. 결론 및 고찰

향후 올진 5,6호기에 건설 예정인 유리화 시설에 대한 방사선원향을 결정해 보았다. 또한 이를 이용하여 유리화 시설 내 가장 많은 선량을 방출할 것으로 예상되는 CCM에 대한 차폐해석을 수행하였다. 차폐체로는 납과 콘크리트를 고려하였다.

상대적으로 표면선량이 낮은 W1 폐기물을 대상으로 하였을 때 납과 콘크리트의 두께는 각각 약 5cm 정도와 23cm 정도가 적당한 것으로 나타났다. W2 폐기물의 경우는 납 차폐체의 두께가 약 7cm 정도 콘크리트의 경우 36cm가 적당한 것으로 나타났다. 이때 각각의 경우에 대해 모두 본 연구에서 제시한 방사선 구역구분의 제한치를 만족하는 것을 확인할 수 있었다.

<감사의 글>

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

<참고문헌>

- [1] 원자력환경기술원, 중·저준위 방사성폐기물 유리화 기술개발(1), 2000
- [2] 한국전력공사, 올진원자력 5, 6호기 최종안전성분석보고서(FSAR), 2002
- [3] 전력연구원, 중·저준위 방사물 유리화 기술개발 연구, 1997

- [4] 전력연구원, 저준위 방사성폐기물 유리화에 관한 타당성 연구, 1995
- [5] 한국전력공사, 울진원자력 5, 6호기 예비안전성분석보고서(PSAR)
- [6] The Lund/LBNL Nuclear Data Search, Version 2.0, February 1999
- [7] 방사성폐기물 핵종분석장치 개발, KEPRI-92N-J03(1996)
- [8] 한국전력공사, 원자력발전소 방사선관리 연보, 2000
- [9] MCNP, Version4B, 1997
- [10] ICRP, 1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection, ICRP 60, 1990