

2001 춘계원자력학술발표회 논문집
한국원자력학회

A형 운반기준에 따른 폐밀봉선원 밀집저장용기 방사선 차폐해석

Radiation Shielding Analysis of Consolidated Container for Spent Sealed Sources Reflecting Transportation Regulation of Type A Package

윤정현, 송양수, 양계형, 이홍영, 최광섭, 하중현, 조규성[#], 박춘득^{*}

원자력환경기술원/한국전력공사
대전광역시 유성우체국 사서함149호
#한국과학기술원, *(주)경도양행,

요약

밀봉선원 폐기물의 밀집저장을 위한 밀집저장용기는 폐밀봉선원을 분리 저장하기 위한 저장튜브, 선원으로부터의 방사선을 차폐하기 위한 밀집저장용기 그리고 높은 방사선원 운반시 사용하는 밀집저장용기 운반용 overpack으로 구성된다. 밀집저장용기는 내부의 저장튜브에 감마 및 베타 폐밀봉선원을 함유한 특수형 방사성물질인 캡슐의 효율적인 밀집저장과 안전한 운반을 위한 다목적 용기로써, 본 연구에서는 IAEA Safety Standards Series No. ST-1, US 10 CFR Part 71 및 과학기술부 고시 제96-38호 등 국내외 관련규정의 방사성물질 A형 운반용기(Type A package)에 대한 기술기준에 따라 밀집저장용기를 이용한 방사선 물질 운반시의 방사선적 건전성을 3차원 차폐해석 코드인 MCNP4b를 이용하여 평가하였다. MCNP4b 평가결과, 가장 방출에너지가 높은 ^{60}Co 의 A형 운반용기에 담을 수 있는 한도값인 A_1 수치 $4 \times 10^{-1} \text{TBq}$ 를 포함하는 경우에도 관련규정에 따라 운반용기 표면에서 $3.70 \times 10^{-2} \text{mSv/hr}$, 표면으로부터 1m 지점에서 $2.95 \times 10^{-3} \text{mSv/hr}$ 로 규제치인 2mSv/hr 및 0.1mSv/hr 보다 훨씬 적게 나타났다. 이 결과로써 밀집저장용기에 대한 방사선적인 안전성은 충분히 만족하는 것을 알 수 있었다.

Abstract

The sealed sources conditioning approach comprised the encapsulation of the source in a stainless steel capsule followed by placing the capsule in the cylindrical lead container containing 9 smaller hole for the stainless steel capsules and one big hole for large capsule for extra size sources. In case of high dose rates from gamma sources, placing the container inside a 200L steel drum filled with concrete. We decided that the package including the container is classified as Type A package for special form material according to Korea atomic law and IAEA safety standard series ST-1. This means that the maximum radiation dose rates at any point of the external surface shall not exceed 2 mSv/hr and, 0.1 mSv/hr at 1m from the surface for the shielding container, especially for strong gamma sources such as Ir-191, Cs-137 etc. In order to evaluate radiation shielding integrity for the containers and overpack, MCNP4b for shielding was used. In order to maximize containing radioactivity of spent sealed sources per the container considering allowable dose rates, we manufactured concrete mould the overpack only for radiation shielding which has similar dimension as typical DOT-17H drum. Finally, radiation shielding safety that meets Type A package for special form radioactive materials accomplished by the consolidated container itself and radiation dose from the container can be significantly reduced by adopting overpack shielding.

1. 서론

현재 한전원자력환경기술원에서 운영관리하고 있는 RI폐기물폐기시설은 학교, 병원, 산업체 등에서 발생하는 RI폐기물을 인수하여 보관 또는 종류별로 처리하여 저장하고 있다. 현재 RI폐기시설에 저장중인 밀봉폐기선원은 '99년 3월 현재 개수 10,846개 총 방사능 11,863Ci 이며, 최근 들어 핵의학, 암 치료, 비파괴 등 의료 및 산업분야에서 이용이 확대되고 있어 폐기선원의 인수 의뢰량이 급속도로 증가하는 추세이며, 원자력연구소에서 인수받은 밀봉폐기선원을 포함하여 발생기관에서 보관중인 밀봉폐기선원도 상당량 있으나, 이를 저장하기에는 공간이 부족하여 이에 대한 대책마련이 요구되었다. RI폐기선원의 저장공간을 확보하기 위하여 RI폐기물폐기시설을 추가로 건설하는 문제도 생각할 수 있으나 시간과 비용이 많이 들어 직접 시행하기에는 많은 어려움이 따른다. 따라서 현재 저장중이거나 앞으로 인수할 폐기선원을 분류하고, 그 중 중소형 선원과 반감기가 짧은 선원을 해체하여 별도의 용기에 안전하게 밀집 저장하는 방법이 효과적이다. 이러한 선원을 밀집 저장하면 저장부피가 많이 줄어들어 필요한 저장공간을 확보할 수 있으며, 처분에 필요한 공간도 줄이는 효과가 있어 지금으로서는 매우 적절한 방법이다. 특히 산업체나 의료계에서 반입되는 폐밀봉선원의 포장형태가 다양하여 보다 효과적인 저장을 위하여서는 규격화된 밀집저장용기의

개발이 필요하게 되었다.

RI폐기선원을 해체하기 위해서는 선원절단 등에 필요한 원격해체장치를 제작하여야 하며, 선원을 밀집저장하기 위해서는 선원보관용기와 차폐용기를 제작하여야 한다. RI폐기선원은 용기종류와 선원형태가 매우 다양하므로, 작업자의 방사선 피폭을 저감할 수 있도록 선원해체 실험과 병행하여 원격취급이 가능한 선원해체장치를 제작하여야 하며, 저장공간 확보와 경제성을 확보하기 위하여 대량 저장하되 용기 취급도 용이하도록 밀집저장용기 개발 초기부터 이에 대한 고려를 하여야 한다.

RI폐기시설의 저장공간 확보가 매우 시급한 상황이고 특히 방사선피폭이 수반되는 작업이니 만큼, RI폐기선원 해체 및 밀집저장 장치 개발과 병행하여 일부 선원의 해체 및 밀집저장 시험도 수행하여, RI폐기시설 내의 저장공간도 확보하는 동시에 폐기선원 해체 및 폐밀봉선원의 운반에 대한 방사선적인 안전성을 평가하였다.

2. 방사선차폐해석

밀집저장용기는 폐밀봉선원을 분리 저장하기 위한 저장튜브, 선원으로부터의 방사선을 차폐하기 위한 밀집저장용기 그리고 높은 방사선원 운반시 사용하는 밀집저장용기 운반용 overpack(이하 밀집저장용기)으로 구성된다. 밀집저장용기는 내부의 저장튜브에 감마 및 베타 폐밀봉선원을 함유한 특수형 방사성물질인 캡슐의 효율적인 밀집저장과 안전한 운반을 위한 용기로서, IAEA Safety Standards Series No. ST-1[1], US 10 CFR Part 71[2] 및 과학기술부 고시 제96-38호[3] 등 국내외 관련규정의 방사성물질 A형 운반용기(Type A package)에 대한 기술기준에 따라 방사선차폐해석을 수행하였다.

현재 국내 관련 법규에서는 동위원소의 저장에 대한 정량적인 방사선량을 규제치가 없고 단지 방사선작업종사자의 연간 혹은 분기별 피폭선량제한도로써 제한하고 있다. 따라서 밀집저장용기의 방사선차폐해석은 밀집저장용기의 용도가 RI폐기시설내 폐밀봉선원의 저장뿐만 아니라 폐밀봉선원의 해체나 밀집저장작업을 위하여 핫셀로의 이송 등도 포함하여야 하는 점을 고려하여 기술기준이 비교적 정량적인 운반 및 포장에 대한 방사선량률 기준치를 적용하였다. 밀집저장용기의 운반에 적용되는 방사선량률의 기준은 표면에서 $2,000 \mu\text{Sv/hr}$ 이며 표면에서 1m 지점에서는 $100 \mu\text{Sv/hr}$ 로 규정하고 있다. 본 차폐해석에서는 Co-60, Cs-137, Ir-192등 주요 동위원소들이 A_1 값에 해당하는 방사능을 가졌을 때 규정된 선량률을 만족하는 지 여부를 3차원 MCNP4b 전산코드로 실제용기와 같이 묘사하여 평가하였다. RI폐기시설 바닥구조의 하중설계기준은 1ton/m^2 로 아주 작게 설정되어 있다. 이러한 작은 설계하중으로 인해 밀집저장용기의 적재시 중량증가를 고려하여야 한다. 또한 방사선의 방출에너지가 큰 Co-60의 운반을 위해서는 덧포장(Overpack)을 고려하여 외부 방사선량률을 최대한 낮출 수 있도록 하였다.

2.1 방사선원항

폐밀봉선원 밀집저장용기의 방사선차폐해석시 선원항은 Co-60 4.07×10^{-1} TBq, Cs-137 2.22×10^0 TBq, Ir-192 1.11×10^0 TBq로 하였다. 이는 A형 운반용기의 운반요건에서의 핵종별 허용방사능량보다 다소 큰 값으로 폐밀봉선원 캡슐의 불확실도와 운반뿐만 아니라 저장에서의 안전성평가를 위해 설정되었다. A형 운반용기의 운반요건에서 주요핵종별 최대 허용방사능량은 표 1에 나타내었으며, 동위원소별 감마선 에너지와 에너지별 fraction은 표 2에 나타내었다. 표 2에 나타난 것처럼 Co-60은 1.18MeV와 1.34MeV의 고에너지를 갖는 감마선을 각각 100%씩 방출하고 있고, Cs-137은 Co-60보다 낮은 0.662MeV를 갖는 감마선을 85% 방출한다. Ir-192의 경우 0.206~0.604사이의 비교적 낮은 에너지군의 감마선을 방출한다. 이들은 밀집저장용기에 각각 한 종류의 핵종만 포함하는 것으로 선원항을 고려하였다.

표 1 A형 운반용기의 운반요건에서 주요핵종별 최대 허용방사능량

| 핵종 | Co-60 | Sr-90 | Tc-99 | Cs-137 | Ir-192 |
|-----------|--------------------|--------------------|--------------------|-----------------|-----------------|
| 방사능량(TBq) | 4×10^{-1} | 3×10^{-1} | 4×10^{-1} | 2×10^0 | 1×10^0 |

표 2 동위원소별 감마선 에너지와 방출율

| 핵종 | 에너지(MeV) | 방출율(%) |
|--------|----------|--------|
| Co-60 | 1.18 | 100 |
| | 1.33 | 100 |
| Cs-137 | 0.662 | 85 |
| Ir-192 | 0.206 | 3.3 |
| | 0.296 | 29 |
| | 0.308 | 30 |
| | 0.317 | 83 |
| | 0.468 | 48 |
| | 0.485 | 3.2 |
| | 0.604 | 8.2 |

2.2 차폐해석모델

폐밀봉선원 밀집저장용기의 방사선차폐해석을 위한 기하학적모델은 MCNP 코드에 적용할 수 있도록 3차원 모델로 구성하였다. 그림 1 과 그림 2는 안쪽에 위치하는 분리형 포켓으로서 Sus304로 구성되어 있고, 그림 3과 그림 4는 컨테이너 차폐체로 주재료는 납이다. Co-60의 경우는 고에너지의 감마선을 방출하므로 컨테이너 외부에 그림 5의 콘크리트로 구성된 overpack이 추가되었다. 동위원소의 source는 그림 1의 분리형 포켓내 9개 홀에 위치하며 중앙의 홀에는 그림 6 원편의 지름 4cm인 저장튜브의 내부에 3cm 높이까지, 그 주

위의 8개의 홀에는 그림 6 오른쪽의 지름 2.9cm인 저장튜브의 내부에 3cm 높이까지 채워진다고 가정하였다. 즉, 방사선원의 형태가 높이가 3cm 이고 지름이 일정한 원주형 체적선원 (volumetric source)으로 모델링 하였다. 주차폐체의 납두께는 하부는 7.1cm, 상부는 7.4cm 그리고 용기 측면의 중앙부위는 7.3cm 이다. MCNP 코드에 적용할 용기의 모델링은 가능하면 실제의 용기와 유사하도록 자세하게 모델링 하였다. 내부 캡슐과 분리형 포켓 사이의 공간과 분리형 포켓과 컨테이너 사이의 공간을 모두 묘사하였으며, 컨테이너 뚜껑과 몸체를 연결하는 볼트(bolt)와 볼트홀(bolt hole)은 하나의 형태로 구성하였다.

방사선량을 원자력법시행규칙의 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙에 의거하여 운반에서의 기준인 운반물의 표면과 표면에서 1m 떨어진 위치 그리고 표면에서부터 2m 떨어진 거리에서 얻도록 하였다. MCNP 계산은 F2 tally를 사용하여 선량이 가장 높은 용기 중앙부분의 평균선량을 구하였고, 상대오차를 5% 이내로 줄이기 위해서 100,000,000이상의 nps를 주었다. MCNP에서 계산되어 나온 결과는 각 에너지구간별 입자속으로 표현되는데 이를 실제 방사선량률로 환산하기 위해서는 이 결과치에 입자속-선량률 환산인자 (Dose-to-Flux Conversion Factor)를 곱하여야 한다. 이 선량을 환산인자는 비교적 보수적인 ANSI/ANS-6.1.1(1977판)[4]을 적용하였으며 표 3에 나타내었다.

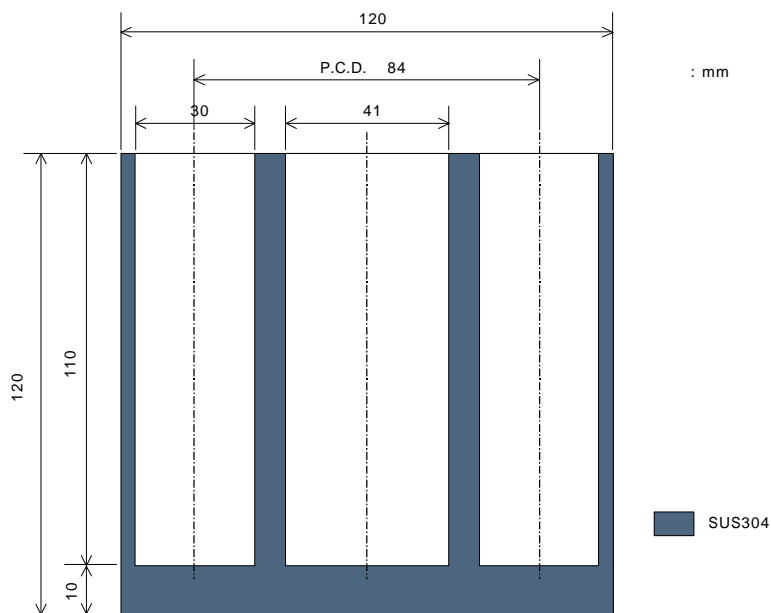


그림 1 폐밀봉선원 밀집저장용기 MCNP 모델
(분리형 포켓)

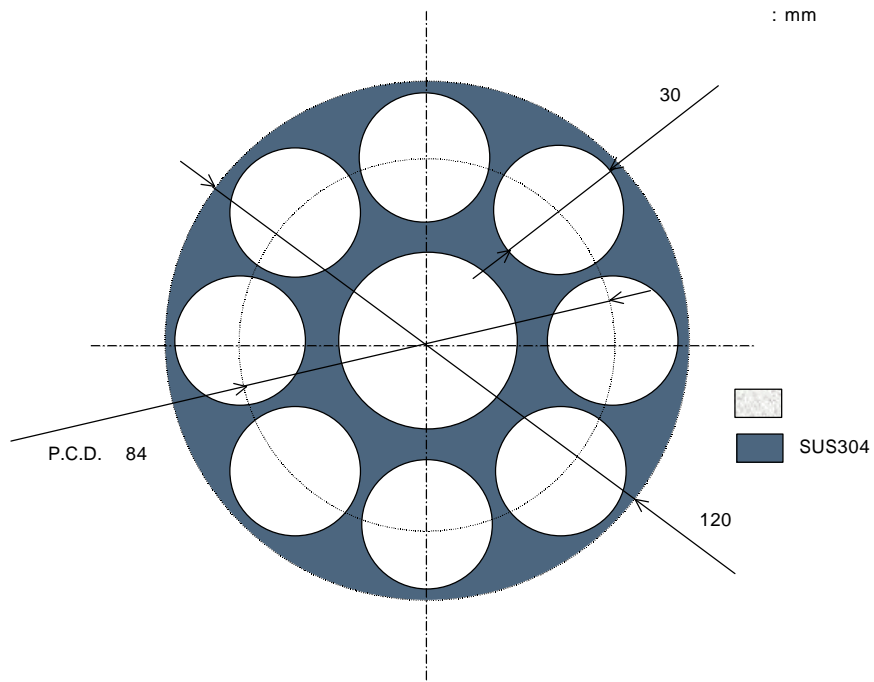


그림 2 폐밀봉선원 밀집저장용기 MCNP 모델 (분리형 포켓) Top view

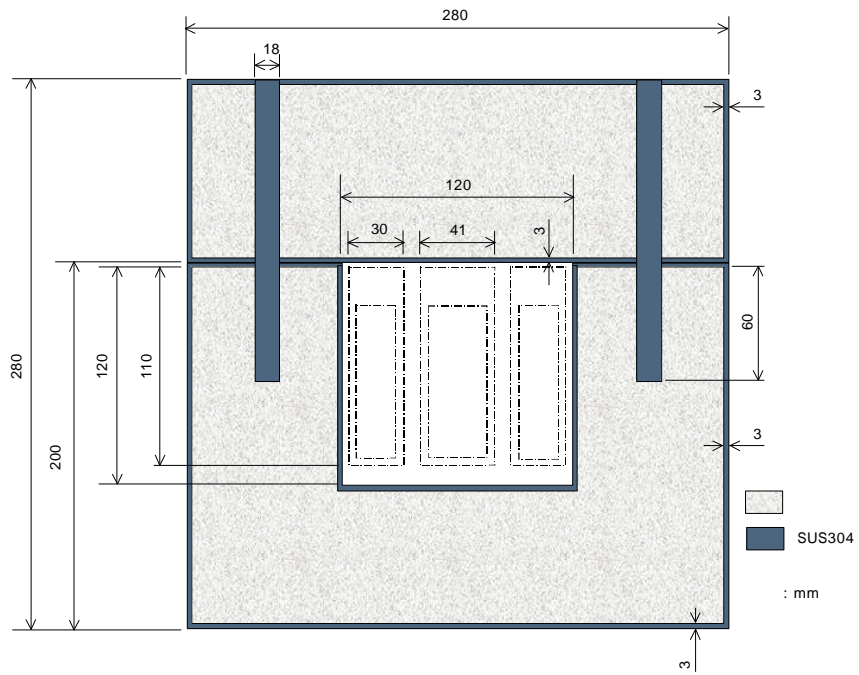


그림 3 폐밀봉선원 밀집저장용기 MCNP 모델 (컨테이너)

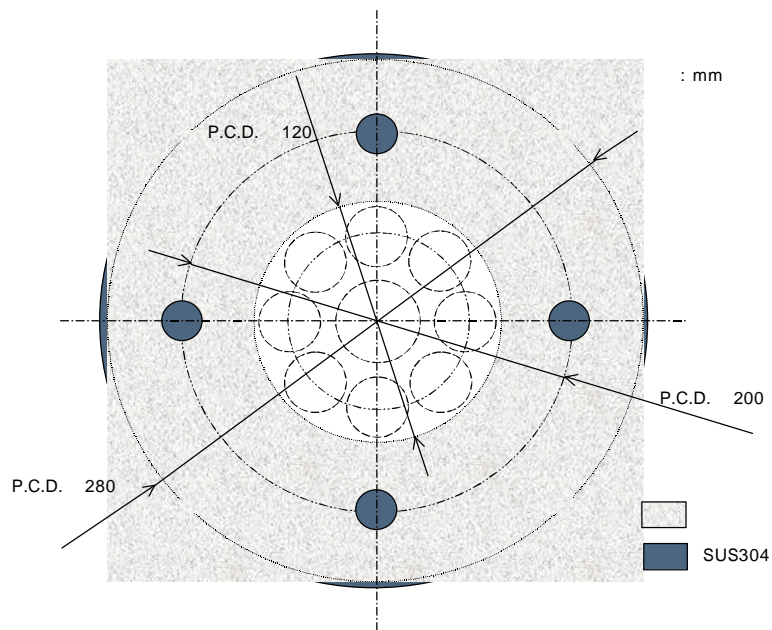


그림 4 폐밀봉선원 밀집저장용기 MCNP 모델
(컨테이너) Top view

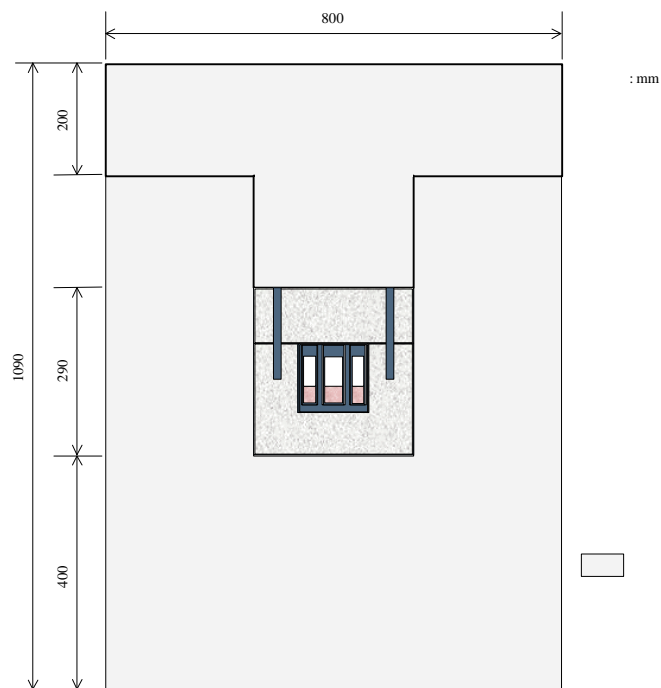


그림 5 폐밀봉선원 밀집저장용기 Overpack
(Co-60 용)

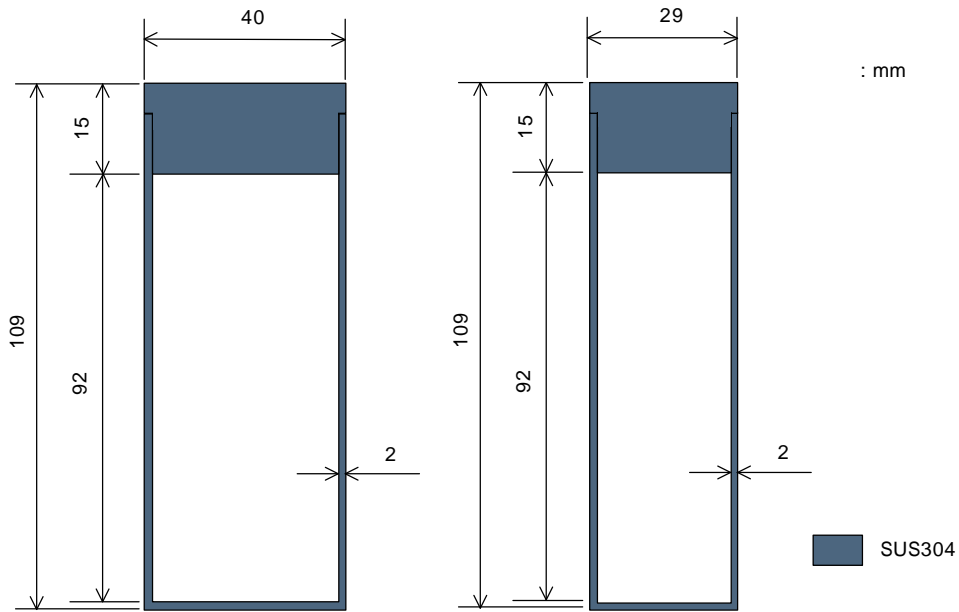


그림 6 폐밀봉선원 밀집저장용기 Source 저장튜브

표 3 Flux-to-Dose Conversion Factor

| Gamma-ray Energy(Mev) | Dose Conversion Factor | Gamma-ray Energy(Mev) | Dose Conversion Factor |
|-----------------------|------------------------|-----------------------|------------------------|
| 1.00E-2 | 3.96E-06 | 4.50E-1 | 1.08E-06 |
| 3.00E-2 | 5.82E-07 | 5.00E-1 | 1.17E-06 |
| 5.00E-2 | 2.90E-07 | 5.50E-1 | 1.27E-06 |
| 7.00E-2 | 2.58E-07 | 6.00E-1 | 1.36E-06 |
| 1.00E-1 | 2.83E-07 | 6.50E-1 | 1.44E-06 |
| 1.50E-1 | 3.79E-07 | 7.00E-1 | 1.52E-06 |
| 2.00E-1 | 5.01E-07 | 8.00E-1 | 1.68E-06 |
| 2.25E-1 | 6.31E-07 | 1.00E+0 | 1.98E-06 |
| 3.00E-1 | 7.59E-07 | 1.40E+0 | 2.51E-06 |
| 3.50E-1 | 8.78E-07 | 1.80E+0 | 2.99E-06 |
| 4.00E-1 | 9.85E-07 | | |

2.3 해석결과 및 분석

Co-60, Cs-137 및 Ir-192 폐밀봉선원을 저장하는 밀집저장용기의 방사선차폐해석은 방사선원 및 해석모델로서 MCNP-4b 코드를 사용하여 수행하였다. 차폐해석의 결과

는 표 3에 나타내었다. 방사선량율은 원자력법시행규칙의 방사선안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙에 의하면 운반물의 방사선량율은 외부표면과 외부표면으로부터 1m 떨어진 지점에서의 허용치와 비교해야 하며, 운반에서의 방사선량율은 운반수단의 외부표면과 외부표면으로부터 1m 거리에서의 허용기준치와 비교하여 안전성을 분석해야 한다.

해석결과는 표 4에 거리와 동위원소별로 정리하였으며, 밀집저장용기 측면 중앙부위, 상부, 하부표면에서의 선량율은 Co-60 일 때 각각 3.70×10^{-2} , 3.26×10^{-3} , 9.69×10^{-3} mSv/hr, Cs-137 일 경우 각각 2.63×10^{-2} , 1.09×10^{-2} , 6.26×10^{-2} mSv/hr 그리고 Ir-192의 경우 각각 7.91×10^{-4} , 4.06×10^{-4} , 2.05×10^{-3} mSv/hr 으로 나타났다. 이는 표면에서의 허용치 2mSv/hr 보다 훨씬 낮은 값이다. 또한 표면으로부터 1m 거리에서는 Co-60의 경우 각각 2.95×10^{-3} , 3.68×10^{-4} , 9.39×10^{-4} mSv/hr, Cs-137 일 경우 각각 2.99×10^{-4} , 2.73×10^{-4} , 7.54×10^{-4} mSv/hr 그리고 Ir-192의 경우 각각 8.51×10^{-6} , 4.53×10^{-6} , 2.71×10^{-5} mSv/hr 라는 결과치를 보였으며, 이것은 허용치 0.1mSv/hr 보다 훨씬 낮은 값이다. 이 결과로서 폐밀봉선원 밀집저장용기의 방사선차폐성능은 보장되며 저장뿐만 아니라 운반시에도 용기의 방사선적 안전은 충분히 입증된다고 판단할 수 있다.

표 4 MCNP에 의한 밀집저장용기 방사선량율 계산결과

| 핵종 | | 방사선량율(mSv/hr) | | | |
|-------|----------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| | | Co-60 (Overpack) | Cs-137 | Ir-192 | |
| 측정위치 | 용기 측면 중앙 | 표면 | 3.70×10^{-2} | 7.89×10^{-2} | 7.57×10^{-4} |
| | 1m | 2.95×10^{-3} | 8.97×10^{-4} | 7.64×10^{-6} | |
| | 2m | 9.83×10^{-4} | 2.46×10^{-4} | 2.29×10^{-6} | |
| 용기 상부 | 표면 | 3.26×10^{-3} | 3.27×10^{-2} | 3.44×10^{-4} | |
| | 1m | 3.68×10^{-4} | 8.19×10^{-4} | 9.78×10^{-6} | |
| | 2m | 1.32×10^{-5} | 3.12×10^{-4} | 2.22×10^{-6} | |
| 용기 하부 | 표면 | 9.69×10^{-3} | 1.88×10^{-1} | 1.81×10^{-3} | |
| | 1m | 9.39×10^{-4} | 2.26×10^{-5} | 2.97×10^{-5} | |
| | 2m | 3.23×10^{-4} | 3.96×10^{-4} | 7.51×10^{-6} | |

3. 결론

내부의 저장튜브에 감마 및 베타 폐밀봉선원을 함유한 특수형방사성물질인 캡슐의 효율적인 저장과 안전한 운반을 위한 밀집저장용기의 안전성을 분석한 결과, IAEA Safety Standards Series No. ST-1, US 10 CFR Part 71 및 과학기술부 고시 제96-38호 등 관련 규정의 방사성물질 A형 운반용기에 대한 방사선량률을 충분히 만족시키는 것으로 나타났다.

밀집저장용기는 방사선이 외부로 방출되는 감마선원용기를 Co-60, Cs-137 그리고 Ir-192 방사성핵종의 A_1 값에 해당하는 방사능이 포함된 형태로 3차원 모델링하여 밀집저장용기 표면 및 표면에서 1m 지점에서의 방사선량률을 계산한 결과 A형 운반용기의 기술기준을 만족하는 것으로 나타났다.

방사선차폐해석 결과로 판단할 때 밀집저장용기는 RI 폐기시설내의 저장은 물론 폐기시설로부터 다른 장소로 이송시 운반에 대하여도 A형 운반기술기준을 만족하며 개발된 밀집저장용기가 폐밀봉선원의 저장공간 부족을 하기 위한 밀집저장의 소기목적을 충분히 만족한다고 할 수 있다..

참고문헌

- [1] IAEA Safety Standards Series No. ST-1, "*Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*", 1996
- [2] US 10 CFR Part 71, "*Packaging and Transportation of Radioactive Material*", 1997
- [3] 과학기술부고시 제96-38호, "*방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정*", 1996
- [4] MCNP-4b "Monte Carlo N-Particle Transport Code System Version 4B, ORNL, 1997.
- [5] ANSI/ANS-6.1.1, "*Neutron and Gamma-Ray Fluence-to-Dose Factors*", 1977.