사용후핵연료 콘크리트 저장용기의 방사선량률 기준설정에 대한 고찰

고재훈, 정인수, 이강욱, 최규섭
(주)코네스코퍼레이션, 대전광역시 유성구 장대동 341-4번지 현대플라자 402호
kojh4@kones21.com

1. 서론

국내 원자력발전소내 사용후핵연료 임시저장 포화시점이 2016년경으로 예상되어지는 바, 사용후핵연료 관리방안으로서 중간저장시설의 운영이 요구되고 있다. 사용후핵연료 중간저장 방식은 습식과 건식으로 구분되며, 안전성이 기확보된 습식저장방식외에 건식저장방식에 대한 연구가 국·내외에서 활발히 진행되어 왔다. 건식저장방식은 공기 또는 불활성기체로 냉각하며 콘크리트 또는 금속을 사용하여 방사선을 차폐하는 방식으로써 볼트, 모듈 및 용기방식으로 분류된다. 이 중 콘크리트 저장용기 방식은 가장 많이 상용화되어 국외 여러 저장시설에서 운영중이며 경제성이 우수한 것으로 보고되고 있다.

현재 사용후핵연료 단일 저장용기에 대한 방사선 차폐해석 분야는 기술기준이 명확하게 설정되어 있지 않고 저장시설의 관리구역에 대한 정상운영 및 사고조건에 대한 기술기준만 명시되어 있다.

따라서 본 연구에서는 PWR 사용후핵연료 단일 콘크리트 저장용기에 대한 방사선 차폐평가를 수행하여 방사선량률 기준을 제시 하므로써 향후 중간저장시설 관리구역경계(Controlled Area Boundary) 설정을 위한 기초자료로 활용하고자 한다.

2. 본론

국내 PWR 사용후핵연료는 고리, 영광 및 울진원전에서 발생하고 그 형태는 WH형(14종) 및 CE형(3종)으로 구분되며 그 형태 및 특성이 다양하다. 따라서 사용후핵연료 저장을 위한 저장용기 내부의 캐니스터는 모든 형태의 연료를 수용할 수 있도록 공용으로 고려하였다.

2.1 설계기준연료 선원항

동일한 U-235 농축도에서 CE형의 PLUS7™ 연료보다 WH형의 17RFA연료가 U-metal 중량이 많기 때문에 더 많은 방사선원을 방출할 것으로 예상되어 이를 설계기준연료로 설정하였다. 설계기준연료는 4.5w/o의 U-235 농축도, 45GWD/MTU의 방출연소도 및 노심에서 방출후 10년 냉각된 특성을 갖는 것으로 가정하였다. 방사선원항 평가는 SCALE 5.1 코드의 ORIGEN-ARP 모듈로 수행하였으며, 그림 1 및 2는 유효핵연료 영역에서 방출되는 감마선 및 중성자 입자속(Flux) 분포를 에너지 구간에 따라 나타낸 것이다.

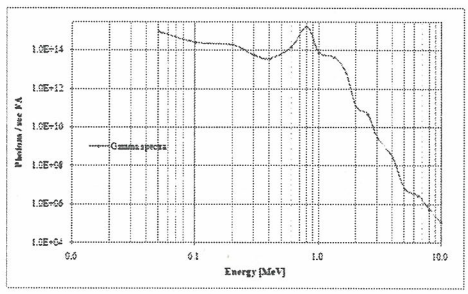

Fig. 1. Gamma spectra of Design Basis Fuel

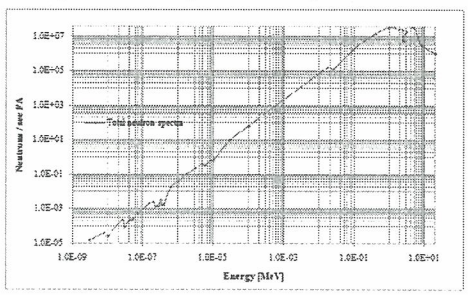

Fig. 2. Neutron spectra of Design Basis Fuel

2.2 차폐해석 모델

현재 국내에는 사용후핵연료에 대한 건식 저장용기가 전무한 상황이므로 가상의 콘크리트 저장용기를 고려하여 모델링 하였다. 측면의 콘크리트 두께는 65cm이며 모델내부에는 열 방출을 위한 공기유로 및 입·출구가 형성되어 있다. 또한 모델내부에는 21다발 사용후핵연료 저장용량의 캐니스터가 존재하며 캐니스터는 CE형(길이 : 452.8 cm) 및 WH형(길이 : 406.3cm)을 수용할 수 있는 모델이다. 이에따라 길이가 서로 상이한 두 형태의 연료집합체를 포함하기 위하여 바스켓 상부 부분이 비어 있는 상황이다. [그림 3]

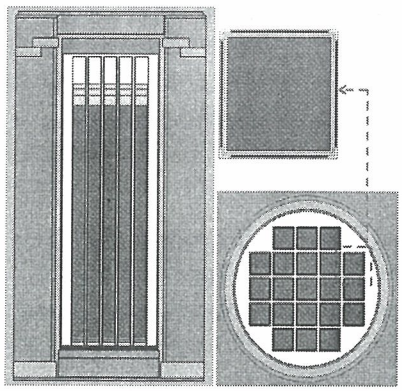

Fig. 3. Shielding Analysis Model [WH Type]

2.3 차폐해석 방법

콘크리트 저장용기 방사선차폐해석은 실효성이 검증된 MCNP5 코드로 수행하였으며 각 물질을 구성하는 핵종에 대한 반응단면적은 ENDF/B-Ⅳ 라이브러리를 이용하였다. 선속-선량률 환산인자로는 ICRP-74(1995)를 사용하여 계산결과를 선량률로 나타내었으며 감마선에 대한 방사선량률 평가시 신뢰할만한 계산결과를 얻기 위하여 분산감소기법(Geometry splitting)을 적용하였다. 또한 저장용기 측면에 대한 선량률 분포를 축방향에 대해 10cm 단위로 계산결과를 나타내도록 Fmesh tally를 사용하였다.[1][2]

2.4 차폐해석 결과

콘크리트 저장용기에 대한 표면, 표면 1m 및 2m 이격지점에서 평가된 결과를 표 1 및 그림. 4 ~6에 나타내었다.

Table 1. Dose Rates Results (Max. value)

Position	Results [mrem/h]
Cask Surface	19.72
1m away form surface	9.56
2m away form surface	6.09

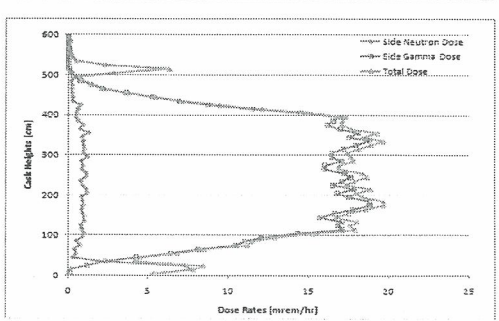

Fig. 4. Dose Rates Results [Surface]

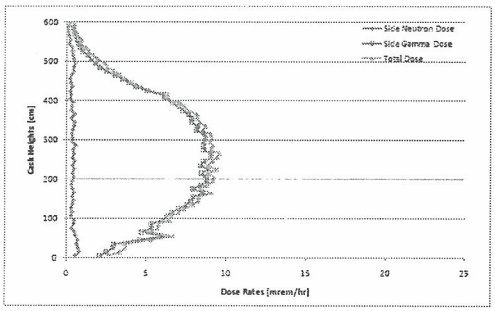

Fig. 5. Dose Rates Results [1m away from Surface]

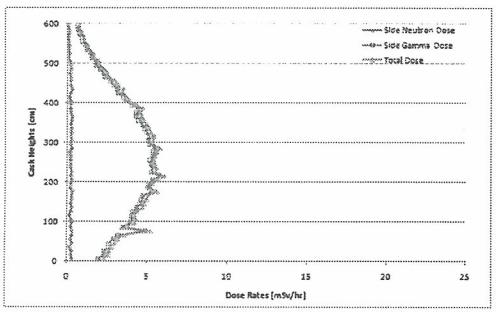

Fig. 6. Dose Rates Results [2m away from Surface]

평가결과 저장용기 표면선량률은 최대 19.7mrem/hr로서 사용후핵연료의 유효연료영역에서 나타났으며 표면 1m 및 2m 이격지점에서의 결과는 각각 9.56mrem/hr 및 6.09mrem/hr로 나타났다.

3. 결론

사용후핵연료 저장시설내에서 방사선 작업종사자는 저장용기로부터 2m 내·외 지점(육안검사 등 기준)에서 작업을 수행할 것으로 사료되어 단일 저장용기에 대한 표면, 표면 1m 및 2m 이격지점에서의 방사선량률만을 평가하였으며 저장용기 표면에서 20mrem/hr를 초과하지 않는 것으로 나타났다.

본 연구에서 이 같은 결과를 제시하므로써 추후 사용후핵연료 중간저장시설에 콘크리트 저장용기가 채택될 경우 중간저장시설내 방사선방호 관련연구에 참고할 만할 자료를 생성하였다고 사료된다.

4. 참고문헌

[1] ICRP Publication 74 : Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, 74, 1997.

[2] MCNP Version 5, Vol Ⅱ : User's Guide, 2005.