

몬테칼로 코드를 이용한 KN-12 사용후핵연료 운반용기  
방사선 차폐 및 핵임계 안전성 평가

Radiation Shielding and Criticality Safety Assessment for KN-12 Spent  
Nuclear Fuel Transport Cask Using Monte Carlo Simulation

김기환, 신창호, 김종경, \* 최호신  
한양대학교, \* 한국원자력안전기술원

요 약

KN-12 사용후핵연료 운반용기는 2000년 한국원자력환경기술원에 의해 경수로용 사용후핵연료 12기 장전 용량으로 설계되어 현재 인·허가 대기상태에 있다. 본 연구에서는 대표적인 몬테칼로방법을 사용하는 코드인 MCNP 코드를 이용하여 KN-12 사용후핵연료 운반용기의 방사선 차폐 및 핵임계도 계산을 수행하였고, 방사선 차폐 계산을 위한 선원항 평가에는 SCALE4.4a 코드 시스템에 포함된 ORIGEN-S 코드를 이용하였다. 계산 결과 방사선 차폐 계산에서 정상운반조건의 경우 운반용기 표면에서의 최대선량률은 국·내외 제한치의 27.9%, 표면으로부터 2 m 지점에서의 최대선량률은 제한치의 87.1%, 사고시 운반조건의 경우 최대선량률은 제한치의 25.1%로 안전운반 규정을 만족하였다. 그리고 핵임계도 계산에서도 유효증배계수가 평가 권고안의 96.95%로 역시 그 기준에 만족하였다.

Abstract

KN-12 spent nuclear fuel transport cask was designed for transportation up to 12 assemblies and is in standby status for being licensed in accordance with Korea Atomic Energy Act. In this study, radiation shielding and criticality safety analysis for this cask was carried out using the Monte Carlo transport code, MCNP4B, and the source term for radiation shielding analysis was evaluated using ORIGEN-S module within SCALE4.4a code package. The calculational result from normal transport conditions showed the maximum dose rates of 27.9% and 87.1% of the limits on the cask surface and at 2m from the cask surface, respectively. On the other hand, the result from hypothetical accident conditions revealed the maximum dose rate of 25.1% of the limit. All of these values satisfy the regulation guide for safe transportation of spent nuclear fuel transport cask. It is appeared that the calculated  $k_{eff}$  also satisfies the regulation guide with the level of 94.6% of the limit.

## 1. 서 론

사용후핵연료의 저장 및 운반은 사용후핵연료의 처리 과정에서 매우 중요한 요소이다. 원자력발전소 내의 저장고에서 사용후핵연료의 저장이 가능하지만 그 용량에는 한계가 있으므로 발전소 밖의 별도의 저장고를 요구하게 된다. 물론 사용후핵연료의 재처리에도 필연적으로 그 운반이 필요하다. 사용후핵연료는 다양한 동위원소 형태의 많은 양의 방사성 물질을 포함하며 이러한 고준위 방사성 물질의 적절한 차폐를 위해서 복잡한 형태의 운반용기가 요구된다. IAEA Safety Standard Series No. ST-1[1]과 미국 10 CFR part 71[2] 그리고 국내 원자력법[3]에서는 사용후핵연료 운반용기의 안전운반을 위해 정상운반조건에서 운반용기 표면에서의 최대 선량률이 2 mSv/hr, 운반용기 표면으로부터 2 m 지점에서의 최대 선량률이 0.1 mSv/hr를 넘지 않도록 하고 있으며, 사고시 운반조건에서는 운반용기 표면으로부터 1 m 지점에서의 최대 선량률이 10 mSv/hr를 넘지 않도록 하고 있다. 책임계도 평가와 관련하여 미국의 규제 권고안인 NUREG-1617[4]에서는 사용후핵연료 운반용기의 책임계도 평가시 신뢰도 95%의 범위 내에서 유효증배계수가 0.95를 넘지 않도록 할 것을 권고하고 있다.

KN-12 운반용기는 PWR 사용후핵연료 집합체 12기를 장전하여 운송할 수 있는 운반용적용 갖도록 설계하여 2000년 한국원자력환경기술원에서는 방사선 차폐에 대해서 U-235 농축도 4.5w/o를 가지고 연소도 50GWD/MTU과 7년의 냉각기간을 거친 핵연료를 기준으로 하여 평가를 수행하였고, 책임계도에 대해서 U-235 농축도 5.0w/o의 신 핵연료를 이용하여 평가를 수행하였다. 당시 평가 코드로는 사용후핵연료 선원항 계산에 ORIGEN2.1, 방사선 차폐 계산에 대해 MCNP-4B 코드를 사용하였고 책임계도 계산에서는 SCALE4.4a 코드 시스템 내의 KENO-V.a를 사용하였다 [5].

KN-12 운반용기는 전체적인 형태는 12개의 사용후핵연료를 둘러싼 원통형이다. 운반용기 몸체는 Stainless Steel 합금의 광자 선원 차폐체로 구성되어있으며 그 속에 Polyethylene 붕이 원주방향으로 2열로 나열되어 중성자 선원 차폐 역할을 한다. 상·하부에 역시 Stainless Steel 재질의 운반용기 뚜껑과 하부판, 그리고 Polyethylene 판이 위치하고 있으며 각각 그 외부로 물리적인 충격에 대비한 나무 재질의 충격흡수체가 부착되어 이 역시도 차폐체역할을 일부 수행하도록 되어있다.

KN-12 운반용기는 앞서 언급한 바와 같이 3차원 코드를 이용하여 방사선 안전성 분석을 수행한 바 있지만 이의 인·허가를 위한 검증을 위하여 본 연구에서 몬테칼로방법인 MCNP-4B 코드[6]를 이용하여 방사선 차폐 및 책임계도 계산을 수행하였다.

## 2. 방사선 차폐 안전성 평가

### 2.1 사용후핵연료 선원항 계산

본 연구에서 사용후핵연료 선원항 평가를 위하여 사용한 ORIGEN-S 코드[7]는 SCALE 코

드 패키지에서 모듈로 사용될 수 있도록 원래의 ORIGEN 코드를 부분적으로 수정한 코드로서 방사성 물질의 Build-up, Decay, Processing 계산을 위해 널리 사용되어져 오고 있으며 가장 중요한 역할은 핵분열에 의한 생성물질의 예측이라고 할 수 있다. KN-12 안전성 분석보고서에서는 ORIGEN2.1 코드를 이용하였다. 그러나 이 버전에서 원래의 반응단면적은 33 GWD/MTU 이상에서는 적합하지 않은 것으로 평가되어 50 GWD/MTU의 연소도에서 사용 가능한 별도의 자료를 생산하여 계산하였다[4]. 사용후핵연료의 모델은 경수로용 Westinghouse 17×17을 사용하였다. 방사선 차폐 계산을 위해서는 사용후핵연료에 대해 최대 방사선원항을 가지는 연소조건을 가정해야 하는데, 본 연구에서는 KN-12 안전성 분석보고서에서 가정한 U-235 4.5w/o의 농축도를 가지고 평균 42 MW/MTU의 Specific Power로 50 GWD/MTU 연소 후 7년의 소내 냉각기간을 거친 사용후핵연료의 조건을 타당하다고 판단하여 동일한 조건으로 가정하였다. 이는 농축도, 연소도 그리고 냉각기간에 대한 최적의 조합으로 최대 방사선원항을 가지는 것으로 평가되었다.

사용후핵연료 선원항 평가 결과 광자 선원항의 경우 총 생성률은  $6.5777 \times 10^{15}$  photons/sec로 KN-12 안전성분석 보고서에서 계산된 생성률  $6.804 \times 10^{15}$  photons/sec보다 약 3.3% 정도 낮게 계산되었으나 거의 차이가 없는 것으로 평가된다. 그리고 중성자 선원항의 경우 총 생성률은  $3.670 \times 10^8$  neutrons/sec로 KN-12 안전성분석 보고서의  $2.977 \times 10^8$  neutrons/sec보다 23% 정도 높게 계산되었다. 이는 두 평가에서 이용한 코드의 반응단면적과 코드 버전의 차이에서 주로 기인한 것으로 판단되며, 보수적 계산 관점에서 본 연구에서 ORIGEN-S 코드에 의한 결과를 사용하는데 무리가 없는 것으로 평가된다.

## 2.2 방사선 차폐 계산

사용후핵연료 운반용기는 핵연료의 냉각조건에 따라 공냉식인 건식(Dry Type)과 수냉식인 습식(Wet Type)으로 나눌 수 있다. KN-12 운반용기는 건식 혹은 습식 형태로 사용할 수 있도록 설계되어졌다. 방사선 차폐 안전성 분석에 있어 계산결과의 보수성을 위하여 건식으로 가정하고 계산을 수행하였다.

KN-12 운반용기는 전체적으로 사용후핵연료 집합체를 Boral Plate, Stainless Steel로 둘러싸는 형태로 되어 있고 중성자 차폐를 위해 직경 9 mm와 9.5 mm의 Polyethylene 봉들이 운반용기 몸체 내에 2열로 배치되어 있다. 위쪽과 아래쪽은 Stainless Steel 재질의 몸체, 바닥판과 운반용기 뚜껑, 그리고 역시 중성자 차폐를 위한 Polyethylene 판으로 구성되어 있고 각각 바닥과 뚜껑에 물리적 충격 흡수를 위한 나무재질의 Impact Limiter가 붙어 있다. 그리고 운반용기의 Cavity에는 Stainless Steel 재질의 Support와 Reinforcing Plate들이 핵연료 바스켓을 지탱하기 위한 구조물로 포함되어있다. Stainless Steel은 납보다는 광자 차폐율이 떨어지나 납을 사용할 경우 그 중량으로 인하여 대용량 운반용기로의 활용이 어려우므로 용량과 중량을 함께 고려할 때 Stainless Steel을 이용한 광자 차폐가 효율적일 것으로 판단되며 Polyethylene은 현재 가장 효율적인 중성자 차폐체로 알려져 있다. 정상 운반 조건에서는 이러한 조건들이 완전히 갖추어진 상태에서의 표면 및 운반용기 표면으로부터 2 m 떨어진 지점에서의 방사선량을 계산하였고 사고시 조건에 대해서는 운반용기에 대한 물리적 충격으로 인한 충격흡수체의 유실 그리고 Polyethylene의 유실을 가정하여 운반용기 표면으로부터 1 m 지점에서의 방사선량을 계산하였다.

MCNP-4B 코드를 이용한 계산에서는 KN-12 운반용기와 같이 복잡한 기하학적 구조도 정확히 모사가 가능하다. 따라서 MCNP-4B 계산시 Cavity 내의 구조물을 포함하여 KN-12 운반용기 설계도면과 동일한 형태로 모델링 하였다. MCNP-4B 계산모델은 KN-12 운반용기의 대칭성을 이용하여 운반용기의 원주방향으로 1/4 모델링을 하였는데 대칭면은 반사체 경계조건을 적용하였다. 그림 2.1에서 그림 2.3까지 MCNP-4B 코드를 이용한 정상운반조건 및 사고시 운반조건에서의 KN-12 운반용기의 축방향과 반경방향 모델링 결과를 나타낸 것이다.

MCNP-4B 코드를 이용한 계산에 필요한 원자수밀도는 KN-12 안전성 분석보고서에 있는 값을 이용하였다. MCNP-4B 코드 입력문에 필요한 광자 선원항은 ORIGEN-S 코드로 계산된 에너지별 생성률을 사용하였고, 중성자 선원항은 중성자 발생 핵종에 따라 MCNP-4B 코드내에 내장되어 있는 Maxwell Fission Spectrum 혹은 Watt Fission Spectrum을 이용하였다. 그리고 핵연료 집합체의 축방향에 대한 광자 및 중성자에 대한 첨두인자(Peaking Factor)도 고려하여 선원항 묘사를 수행하였다.

운반용기의 안전성평가 기준인 정상운반조건에서 표면과 표면으로부터 2 m 떨어진 지점, 사고시 운반조건에서 표면으로부터 1 m 떨어진 지점에서의 선량을 계산하기 위하여 측정면을 지나가는 입자의 방사선속(flux)을 측정할 수 있는 MCNP-4B 코드내의 F2 Tally 카드를 이용하였다. 또한 각각의 지점에서 축방향과 측면방향 위치의 변화에 따른 선량분포를 계산하기 위하여 MCNP-4B 코드내의 Tally Segment 카드도 이용하였다. 각 측정면에서 운반용기의 축방향으로 정상운반조건에서 16개, 사고시 운반조건에서 14개의 영역으로 나누었고 운반용기의 원주방향으로는 4° 간격으로 23개의 영역으로 나누었다.

MCNP-4B 계산결과는 에너지별 방사선속이 된다. 따라서 측정면에서 선량률을 구하기 위해서는 계산된 방사선속에 선량환산인자(Flux to Dose Conversion Factor)를 곱하여야 한다. 본 연구에서 이용한 선량환산인자는 KN-12 안전성 분석보고서에서 사용한 ANSI 6.1.1을 사용하는 대신에 1996년에 발표된 ICRP 74[8]에서 권고하는 값을 사용하였다.

## 2.2 계산 결과

표 2.3과 표 2.4는 본 연구에서 계산한 운반용기 표면과 표면으로부터 2 m 떨어진 지점(정상운반조건)에서, 표 2.5는 운반용기 표면으로부터 1 m 떨어진 지점(사고시 운반조건)에서의 최대 선량률을 KN-12 안전성 분석보고서의 결과와 비교하여 나타낸 것이다. 그림 2.4와 그림 2.5는 본 연구에서 계산한 정상운반 조건에서 측면방향 표면과 표면으로부터 2 m 떨어진 지점에서의 선량률의 분포를 나타낸 것이고, 그림 2.6은 사고시 운반조건에서 표면으로부터 1 m 떨어진 지점에서의 측면의 선량률 분포를 각각 나타낸 것이다.

본 연구에서 수행한 계산 결과 정상운반조건에서, 운반용기 표면의 경우 측면에서 0.557 mSv/hr로 계산되었다. 이는 그림 2.5에서 나타내었듯이 측면의 중하단쪽에서 나타난 선량률이다. KN-12 안전성 분석보고서에서는 운반용기 표면에서의 최대 선량률이 0.445 mSv/hr로 본 연구에서의 결과보다 약간 낮은 값을 가진다.

KN-12 안전성 분석보고서에서 계산된 값은 운반용기 측면의 상부에서 도출된 값으로서 이는 측면 상부에서 높게 평가된 광자에 의한 기여로 인한 것이다. 반면에 본 연구에서 도출된 최대

선량률은 측면 상단에서의 광자의 기여도가 보고서에서의 값보다 약간 낮게 평가되었고 따라서 상대적으로 중성자의 기여도가 더 높은 측면 중하단에서 최대값을 가지는 것으로 평가되었다. 광자 선원에 의한 선량이 보고서보다 약간 낮은 것은 보고서와는 달리 비균질 모델링으로 인한 핵연료의 밀도차에 의한 것으로 판단된다. 최대 선량률이 약간 높게 평가되어진 것은 선원항 계산 결과 보고서에서 계산한 결과보다 약 23% 높게 평가된 중성자 선원의 영향에 기인한 것으로 평가된다.

운반용기 상·하부에서의 최대 선량률은 본 연구에서 도출한 값과 보고서의 계산 값이 상당한 차이를 보이고 있다. 이는 두 가지 요인으로 분석할 수 있는데, 첫째는 모델링의 차이로 본 연구에서는 비균질 핵연료집합체 모델링을 수행한 반면 보고서에서는 핵연료집합체를 균질화하여 모델링을 수행하였다. 그 결과 균질 핵연료집합체의 경우 밀도가 약 1/3이상 줄어들게 되므로 광자에 대한 핵연료 자체의 차폐 효과가 상대적으로 덜 고려됨으로 해서 비균질 모델이 더 높은 값을 가지는 결과를 낳게 된다. 그리고 본 연구에서는 운반용기 Cavity와 뚜껑, 그리고 상·하부에 부착된 Polyethylene 띠를 실제적으로 모델링 한 반면 보고서에서의 계산에서는 이를 고려하지 않은데 따라 중성자 선원에 대한 차폐가 실제보다 덜 고려된 것으로 볼 수 있다. 두 번째는 본 연구에서는 ENDF-B/VI에 기반한 반응단면적 라이브러리를 사용한 반면 보고서에서는 ENDF-B/V에 기반한 반응단면적 라이브러리를 사용하였는데 ENDF-B/VI에서는 충격흡수체의 주 구성물질인 H와 O의 데이터가 새 기초자료를 이용하여 수정됨에 따라 이에 기인한 차이로 판단할 수 있다. 이 외에도 ANSI6.1.1의 선량환산인자가 ICRP 74의 선량환산인자보다 환산율이 다소 큰 면도 적용한 것으로 판단된다.

운반용기 하부에서의 선량이 상부보다 높은 것은 핵연료집합체의 장전이 사용후 형태 그대로 이루어지므로 실제 연료부분은 아래쪽으로 처져서 장전되기 때문이다. 운반용기 표면에서의 선량분포를 볼 때 측면 상·하부에서 높은 값을 가지는 것은 충격흡수체를 장착하는 부분의 광자 차폐체(Stainless Steel)가 운반용기 중앙부보다 얇기 때문에 광자에 의한 선량률이 높게 평가되는 것에 기인한다.

운반용기 표면으로부터 2 m 떨어진 지점에서의 최대 선량률은 측면 중앙부에서 0.0871 mSv/hr로 계산되었다. 이 값은 보고서에서 계산된 0.0910 mSv/hr와 비슷한 결과이다. 표면에서의 선량률이 다소 차이를 나타내는데 비해 2 m 지점에서의 선량이 비슷한 경향을 보이는 것은 표면에서 광자 및 중성자의 최대 선량률이 운반용기 측면 중앙에서 나타나지 않고 측면 상·하부에서 나타나 2 m 지점의 최대 선량률이 나타나는 측면 중앙부로의 기여도가 크지 않기 때문이다. 그러나 표면에서와 마찬가지로 운반용기 상·하부표면으로부터 2 m 떨어진 지점에서의 최대 선량은 본 연구에서 도출된 값과 보고서에서의 값이 상당한 차이를 나타내는데 이는 앞서 운반용기 표면에서의 선량률에 대해 언급한 것과 동일한 이유에 의한 것으로 판단된다. 운반용기 표면과 2 m 지점에서의 선량률의 거리에 따른 감소 경향은 본 연구나 보고서 모두 비슷한 경향을 띠고 있는 것으로 보여진다. 정상운반조건에서의 KN-12 사용후핵연료 운반용기의 방사선 차폐 계산 결과 운반용기 표면과 표면으로부터 2 m 떨어진 지점 모두 제한치를 넘지 않는 결과를 도출하였다.

사고시 운반조건인 경우 운반중 사고에 대해 운반용기에 두 가지 물리적인 가정을 두었다. 첫째는 외부 충격으로 인한 충격흡수체의 유실이고 둘째는 Polyethylene의 유실이다. 이에 따라 계산 모델에서도 이를 그대로 적용하여 상·하부의 충격흡수체를 모두 제거하고 Polyethylene이

차지하고 있는 부분을 모두 공기로 대체하였다. 운반용기 표면으로부터 1 m 지점에서의 계산 결과 측면 중하단에서 최대선량률 2.5144 mSv/hr로 평가되었다. 보고서에서 도출된 값은 2.7960 mSv/hr로 10% 높은 결과를 나타내었다.

운반용기 상·하부에서의 결과는 본 연구에서의 계산 결과와 보고서에서의 계산 결과가 약간 차이를 나타내고 있으며 이 역시 정상운반조건에서와 같은 원인이다.

본 연구에서 MCNP4B 코드를 이용하여 KN-12 사용후핵연료 운반용기 방사선 차폐 계산을 수행한 결과 정상운반조건에서 운반용기의 표면과 표면으로부터 2 m 떨어진 지점에서의 최대 선량률, 그리고 사고시 운반조건에서 운반용기 표면으로부터 1 m 떨어진 지점에서의 최대 선량률 모두 제한치를 만족하였다.

### 3. 핵임계도 안전성 평가

#### 3.1 핵임계도 계산

사용후핵연료 임계도 계산은 최근 KENO 코드와 함께 핵임계도 계산에 많이 이용되고 있는 MCNP-4B 코드내 KCODE 옵션을 이용하여 수행하였다.

핵임계도 계산은 KN-12 안전성 분석보고서와 동일한 조건으로 농축도 5.0 w/o U-235의 신핵연료집합체를 대상으로 계산을 수행하였다. 방사선 차폐 안전성 평가에서는 사용후핵연료 운반용기를 건식을 가정하였다. 그러나 핵임계 안전성 평가에서는 수송용기 내의 물이 감속재 역할을 하므로 핵임계 평가의 보수성을 고려하여 습식으로 가정하였다. 그리고 계산의 보수성을 위해 보고서 계산에서 가정한 것과 동일한 조건, 즉 Cavity 내에 물이 80% 가량 들어있는 모델을 사용하고 Boral Plate 내 B-10의 양을 20% 감소시켜 계산을 수행하였다.[9] 중성자 차폐체인 Polyethylene은 고려하지 않고 운반용기 몸체와 같은 재질로 간주하였는데 이는 핵임계도 관점에서 보수적인 가정이다. 사고시 운반조건에 대해서는 Cavity 내의 물이 소실되는 경우 핵임계도를 감소시키는 결과를 낳으므로 따로 고려하지 않았다.

MCNP-4B를 이용한 핵임계도 계산에서는 습식 모델로 계산하기 때문에 Cavity내의 물의 양이 계산에 많은 영향을 끼친다. 따라서 MCNP 모델링 시에도 물의 양에 대한 오차를 줄이기 위해 Cavity 내의 구조물에 대해 방사선 차폐 계산시보다 더 자세하게 표현하였다. 그림 3.1과 3.2는 MCNP 코드를 이용한 모델링 결과이다. 방사선 차폐 계산 때와는 달리 운반용기 전체 모델링을 하였고 핵연료 집합체 바스킷에 대해 매우 구체적으로 모델링 한 것을 볼 수 있다. 계산의 보수성을 위해 운반용기의 보관시 인접한 운반용기에 의한 영향을 고려하여 운반용기의 최외곽 면에 대해 반사체경계면을 적용하였다. 본 연구에서는 핵임계도 계산의 오차를 충분히 낮출 수 있도록 KCODE 한 Cycle당 중성자 추출수 3000, 총 실행 Cycle 500, 초기 임계도 1.0을 가정하여 계산하였다.

#### 3.2 계산 결과

본 연구에서 수행한 MCNP-4B에 의한 유효증배계수 ( $k_{eff}$ )는  $0.92098 \pm 0.00065$ 로, 보고서에서 수행한 KENO-V.a 코드계산 결과인  $0.93940 \pm 0.0004$  보다 약 2% 정도 낮은 결과를 보였다. 이는 두 코드에서의 기하학적 구조 묘사, 특히 Cavity 내 모델링의 미미한 묘사에서의 차이점도 물의 양에 직접적으로 영향을 주게 됨에 따라 이로 인한 차이, 그리고 ENDF-B/VI 라이브러리를 이용한 MCNP-4B 계산과 ENDF-B/V 라이브러리를 사용한 KENO-V.a 코드에 따른 차이 등이 유효증배계수값 차이의 원인인 것으로 판단된다. Cask 내의 모델링의 차이를 볼 때 KN-12 안전성 분석보고서에서는 핵연료의 Plenum을 묘사하지 않고 기타 핵연료 Hardware를 물과 혼합하여 계산을 수행한 반면 본 연구에서는 Grid를 묘사하지 않은 차이점이 있다. 이 외 모델링 방법이 틀림에 따라 물의 양 또는 핵연료의 위치 등에서 다소간의 차이가 있는 것으로 판단된다.

본 연구에서 도출한 유효증배계수값이나 KN-12 안전성 분석보고서에서 도출한 값 모두 임계치에 도달하고 있지 못할뿐더러 평가 권고값인 신뢰도 95% 이상에서 유효증배계수 0.95를 넘지 않았다.

#### 4. 결 론

KN-12 사용후핵연료 운반용기의 정상운반조건에 대한 계산 결과, 운반용기 표면에서의 최대 선량률은 운반용기 측면에서  $0.557 \text{ mSv/hr}$  로 제한치인  $2 \text{ mSv/hr}$  의 27.9%에 해당하고 운반용기 표면으로부터 2 m 지점에서의 최대 선량률은 역시 측면에서  $0.0871 \text{ mSv/hr}$ 로 제한치인  $0.1 \text{ mSv/hr}$  의 87.1% 에 해당하는 값으로 두 조건 모두 제한치에 만족한다. 사고시 운반조건에 대한 계산 결과, 운반용기 표면으로부터 1 m 지점에서의 최대 선량률은 운반용기 측면에서  $2.5144 \text{ mSv/hr}$  로 제한치인  $10 \text{ mSv/hr}$  의 25.1%에 해당한다.

핵임계도 계산 결과 유효증배계수 ( $k_{eff}$ )는  $0.92098 \pm 0.00065$  로 계산되었다. 이 계산결과는 KN-12 안전성 분석보고서에서 수행한 계산결과인  $0.93940 \pm 0.0004$  보다 높게 나타났는데 이것은 KN-12 운반용기 자체가 매우 복잡한 기하학적 형태를 가지는데 따라 완전히 동일한 기하학적 묘사가 힘들고 반응단면적에서도 차이가 나므로 발생할 수 있는 차이로 판단된다. 계산 결과는 미국 NRC에서 권고한 핵임계도 평가시 제한 권고값인 유효증배계수 0.95 (신뢰도 95% 이상) 이하를 만족한다.

본 연구에서의 방사선 차폐 및 핵임계도 계산에서 KN-12 운반용기 안전성 분석보고서에서 수행한 방사선 안전성 평가와의 모델링 및 활용 자료에 의한 차이는 있으나 두 계산 모두 계산을 위한 가정과 계산 결과에서 적절한 마진을 가지고 있으므로 방사선 안전성에 대해 KN-12 사용후핵연료 운반용기는 국내·외 규제 지침 및 평가 권고안을 만족한다.

#### 감사의 글

본 연구는 한국원자력 안전기술원 및 한국과학재단 지정 우수연구센터인 방사선안전기술 연구센터의 지원에 의해 수행되었음.

## 참 고 문 헌

1. International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standard Series No. ST-1, 1996
2. National Archives and Records Administration, "Packaging and Transportation of Radioactive Materials," Code of Federal Regulations, Title 10, Part 71, 1992.
3. 과학기술부, 원자력법시행령, 1999.
4. "Standard Review Plan for Transport Package for Radioactive Materials," NUREG/SR-1617, U. S. Nuclear Regulatory Commission, March, 2000.
5. R. Diersch and R. Laug, "CASTOR KN-12 Transport Cask Preliminary Safety Analysis Report," GNB, 2000.
6. J. F. Breismeister, "MCNP—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B," LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1997
7. O. W. Hermann and R. M. Westfall, "ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Term," ORNL/NUREG/V-2/R6, March, 2000.
8. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation, ICRP PUBLICATION 74, Volume 26 No. 3/4, 1996.
9. E. F. Trumble and T. G. Williamson, "Criticality Code Validation for Borated Plates," PHYSOR 2000 Proceedings, Pittsburgh, PA, May 7-12, 2000.
10. H. R. Dyer and C. V. Parks, "Recommendations for Preparing the Criticality Safety Evaluation of Transportation Packages," NUREG/CR-5661(ORNL/TM-11936), Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge TN, 1997.
11. "Standard Review Plan for Spent Fuel Storage Facilities," NUREG/SR-1567, U. S. Nuclear Regulatory Commission, February, 2000,
12. J. W. McConnel, Jr., A. L. Ayers, Jr. and M. J. Tyacke, "Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety," NUREG/CR-6407, U. S. Nuclear Regulatory Commission, January, 1996.
13. 도만석, " 몬테칼로방법을 이용한 KSC-7 사용후핵연료 수송용기의 차폐해석 연구," 석사학위 논문, 한양대학교 원자력공학과, 1995년 12월.
14. 김종길, "사용후핵연료 대용량 수송용기 설계에 관한 연구," 석사학위 논문, 한양대학교 원자력공학과, 1996년 12월.

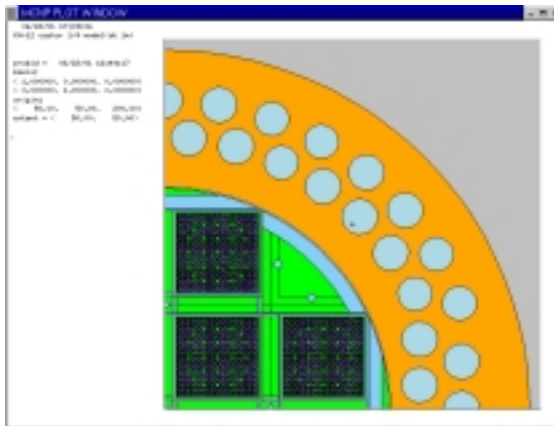


표 2.1 사용후핵연료 에너지 별 광자 생성률

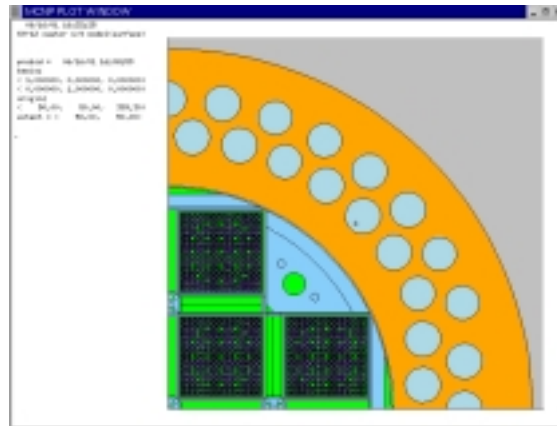
에너지	photons/sec
1.00E-02	1.34920E+15
5.00E-02	1.25720E+15
1.00E-01	3.47640E+14
2.00E-01	2.66240E+14
3.00E-01	7.69920E+13
4.00E-01	5.06260E+13
6.00E-01	4.42490E+14
8.00E-01	2.35030E+15
1.00E+00	2.12750E+14
1.33E+00	1.77830E+14
1.66E+00	4.45750E+13
2.00E+00	3.63690E+11
2.50E+00	4.92090E+11
3.00E+00	2.17260E+10
4.00E+00	2.72910E+09
5.00E+00	1.30200E+07
6.50E+00	5.22530E+06
8.00E+00	1.02500E+06
1.00E+01	2.17620E+05
<b>Total</b>	<b>6.57670E+15</b>

표 2.2 사용후핵연료 중성자 생성률

$(\alpha, n)$ 반응		자발 핵분열	
핵종	neutrons/sec	핵종	neutrons/sec
TH232	1.87E-08	PU240	1.35E+06
U233	1.14E-02	CM242	4.08E+04
U234	3.08E+02	CM244	3.67E+08
U235	3.27E+00	CF252	4.82E+05
U236	7.13E+01		
U238	4.10E+01		
NP237	1.18E+02		
PU238	2.30E+06		
PU239	1.24E+05		
PU240	2.03E+05		
PU241	8.13E+02		
PU242	8.73E+02		
AM241	7.95E+05		
AM242M	2.37E+01		
AM243	1.61E+04		
CM242	8.16E+03		
CM244	2.81E+06		
CM245	2.68E+02		
CM246	7.89E+01		
Sub-Total	6.278E+06	Sub-Total	3.724E+08
<b>Total</b>	<b>3.67E+08</b>		



(a) 일반적인 단면



Reinforcing Plate 면

그림 2.1 방사선 차폐 계산을 위한 KN-12 운반용기 반경방향 단면



표 2.5 KN-12 운반용기 표면으로부터 1 m 지점에서의 선량률-사고시 운반조건  
Unit: mSv/hr

	Top		Bottom		Side	
	H. Y. U.	보고서	H. Y. U.	보고서	H. Y. U.	보고서
Neutron	0.1903	0.2120	0.8927	0.4310	2.2423	2.5090
Gamma	0.0218	0.2090	0.2079	0.2810	0.2721	0.2870
Total	0.0012	0.4210	1.1005	0.7130	2.5144	2.7960

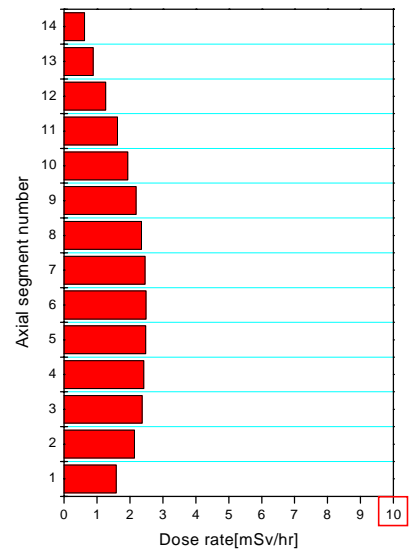
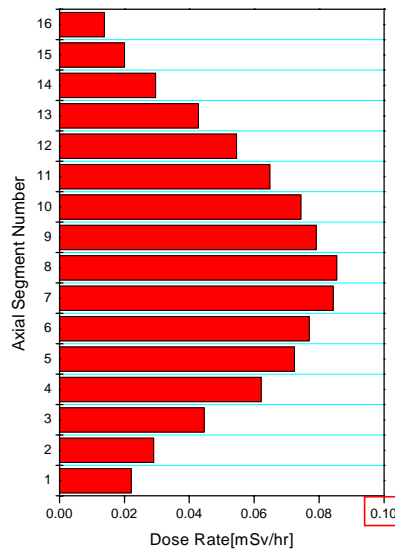
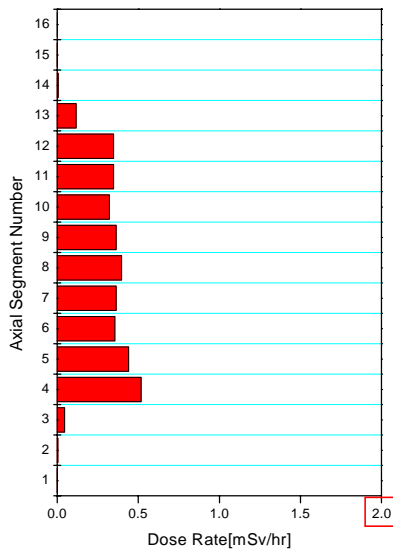
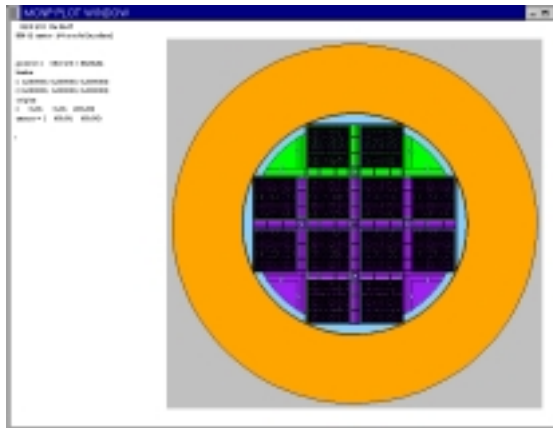
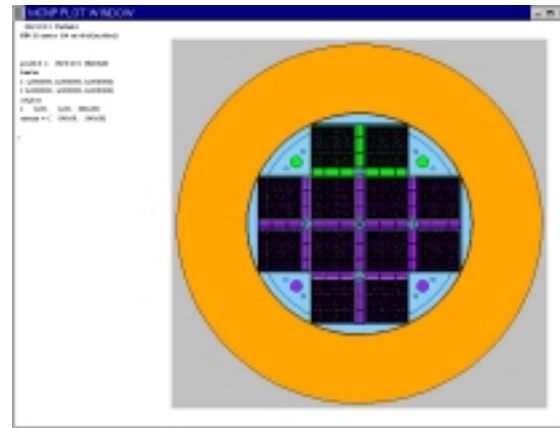


그림 2.4 측면방향 표면에서의 선량분포      그림 2.5 표면으로부터 2 m 지점에서의 선량 분포      그림 2.6 1 m 떨어진 지점에서  
의 선량 분포(사고시)



(a) 일반적인 단면



(b) Reinforcing Plate 면

그림 2.7 핵심계도 계산을 위한 KN-12 운반용기의 반경방향 단면

표 3.1 핵심계도 계산결과

	유효증배계수, $k_{eff}$
H.Y.U.(MCNP-4B)	$0.92098 \pm 0.00065$
보고서(KENO-V.a)	$0.93940 \pm 0.00040$