

A Study on the Radiation Source Effect to the Radiation Shielding Analysis for a Spent-Fuel Cask Design with Burnup-Credit

연소도이득효과를 적용한 사용후핵연료 수송용기의 방사선원별 차폐영향 분석

Kyung-O KIM, **Soon Young KIM**¹⁾, Jaehoon Ko*, Gangug Lee*, Taeman Kim** and Jeonghyun Yoon**

RADCORE Co., Ltd., 783 Gwanpyeong, Yuseong, Daejeon

*Korea Nuclear Engineering & Service Corp., 341-4 Jangdaedong, Yuseonggu, Daejeon

**Korea Radioactive waste Management Corp., 848-2 Jungdong, Giheung, Yongin, Gyeonggi

김경오, **김순영**¹⁾, 고재훈*, 이강욱*, 김태만**, 윤정현**

(주)레드코어, 대전시 유성구 관평동 783

*(주)코네스, 대전시 유성구 장대동 341-4

**한국방사성폐기물관리공단, 경기도 용인시 기흥구 중동 848-2

(Received February 11, 2011 / Revised March 23, 2011 / Approved May 23, 2011)

Abstract

The radiation shielding analysis for a Burnup-credit (BUC) cask designed under the management of Korea Radioactive Waste Management Corporation (KRMC) was performed to examine the contribution of each radiation source affecting dose rate distribution around the cask. Various radiation sources, which contain neutron and gamma-ray sources placed in active fuel region and the activation source, and imaginary nuclear fuel were all considered in the MCNP calculation model to realistically simulate the actual situations. It was found that the maximum external and surface dose rates of the spent fuel cask were satisfied with the domestic standards both in normal and accident conditions. In normal condition, the radiation dose rate distribution around the cask was mainly influenced by activation source (⁶⁰Co radioisotope); in another case, the neutron emitted in active fuel region contributed about 90% to external dose rate at 1m distance from side surface of the cask. Besides, the contribution level of activation source was dramatically increased to the dose rates in top and bottom regions of the cask. From this study, it was recognized that the detailed investigation on the radiation sources should be performed conservatively and accurately in the process of radiation shielding analysis for a BUC cask.

Key words : Spent Nuclear Fuel, Transportation/Storage System, Burnup Credit, Radiation Shielding

요약

한국방사성폐기물관리공단 주관 하에 개념 설계된, 연소도이득효과 적용 대용량 수송용기에 대해 방사선 차폐 안전성을 평가하였으며 여러 방사선원들이 수송용기 주변 선량을 분포에 미치는 영향을 분석하

1) Corresponding Author. E-mail : sykim@radcore.co.kr

였다. 가능한 모든 방사선원(중성자선원, 감마선원, 방사화선원)들을 고려하였으며 보수적인 가상의 핵연료(너비: WH 17 RFA, 축방향: CE Type)를 선정, 실제 상황과 동일한 조건이 되도록 계산모델을 구축하였다. 모든 조건(정상 및 가상사고 조건)에서 표면선량률과 외부선량률이 법적기준치를 만족하고 있었으며 축방향 높이에 따라 각 선원들의 기여도가 변하고 있었지만 정상조건에서의 최대 표면선량률과 외부선량률은 방사화선원에 의한 영향이 가장 높은 것으로 확인되었다. 가상사고 조건에서는, 중성자선원의 선량률 기여도가 대략 90%에 달하고 있었으나 수송용기 끝단에서는 방사화선원에 의한 선량률이 급격하게 상승함에 따라 BUC 적용 수송용기의 방사선 차폐해석시 충분히 보수적으로 해석되도록 방사화선원을 정밀하게 분석하여 설정하여야 할 것으로 판단되었다.

중심단어 : 사용후핵연료, 수송/저장시스템, 연소도이득효과, 방사선 차폐

I. 서론

국내에서 발생된 사용후핵연료는 TRU Waste, 핵분열생성물, 그리고 연소되지 않은 핵분열성물질들을 포함하고 있어 실험실에서 취급하는 방사성물질과는 비교할 수 없을 정도의 높은 고준위 방사선원이다. 국내 20기의 상용원전에서는 매년 700톤 정도의 사용후핵연료가 발생되고 있으며 현재까지 발생된 사용후핵연료는 대략 9,420톤(2007년 12월 기준)에 이른다[1]. 이로 인해, 장기간 운영된 일부 원전에서는 소내 저장조의 용량이 포화상태에 이르러 여분의 저장능력을 보유한 인근 발전소의 저장조로 핵연료를 이동시키거나, 별도의 중간저장 시설로 수송해야할 실정이다. 따라서 대량의 사용후핵연료를 안전하게 운반할 수 있는 대용량 수송용기의 설계와 제작 또한 필요한 상황이다.

최근에는 IAEA와 OECD/NEA에서도 이 같은 문제의 심각성을 인식하고 해결을 위한 방안연구를 추진 중에 있으며 특히, 연소도이득효과(Burnup Credit, BUC) 연구와 같이 사용후핵연료 수송용기의 장전용량 향상을 통해 방사선 위험도와 경제적인 부담을 감소시키기 위한 연구를 집중적으로 수행하고 있다[2]. 연소도이득효과는, 핵연료가 연소되면서 발생하는 액티나이드 동위원소와 핵분열생성물을 핵연료 취급시설(수송용기 포함)의 입계해석에 포함시킴으로써 발생하는 이득을 의미하며 해당효과를 수송용기에 적용하기 위해서는 설계 및 제작과정에서 구조, 열, 방사선 등에 관한 충분한 안전성 확보와 어떠한 상황(정상 및 사고조건)에서도 수송용기의 건전성이 유지될 수 있도록 하는 완벽한 설계가 수행되어야 한다. 이를 위해, IAEA에서는 관련분야 전문가들을 초청하여 각국의 연구현황 및 규제방안 등에 관한 연구를 수행[3]하였으며 미국 원자력규제위원회(U.S. Nuclear Regulatory Commission)에서도 Interim Staff Guidance(ISG)-8을 제정하여 BUC 수송용기

설계지침 및 규제안을 제공하고 있다[4]. 반면, 국내에서는 원전내 습식저장조의 조밀랙 설계에만 BUC가 적용된 사례가 있으나 향후 원자력발전소 내·외부에서 사용될 대용량 수송용기의 BUC 적용연구는 매우 미비한 수준으로 진행되고 있다.

본 연구에서는, 선량계산 정확도가 매우 높은 것으로 알려져 있는 MCNP5 Ver. 1.40 전산코드[5]를 이용하여 한국방사성 폐기물관리공단 주관 하에 개념설계된 국내 최초 BUC 적용 대용량 수송용기를 대상으로 방사선 차폐해석이 우선 수행되었다. 수송용기의 모든 선원을 고려함에 있어서는 Scale 5.1 전산코드의 SAS2H 모듈[6]을 이용한 선원항 계산을 수행하였다. 또한, 보수적인 가상의 핵연료를 선정, 실제 상황과 동일한 조건이 되도록 계산모델을 구축하였고, 이를 통한 BUC 적용 대용량 수송용기의 방사선 안전성 평가시 각 선원이 주변 선량률에 미치는 영향을 분석하였다.

II. 사용후핵연료 방사선원항

BUC 적용 대용량 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐 안전성 분석을 위해서는, 첫째로 핵연료에서 방출되는 중성자와 감마선원 평가를 수행해야 하며 이후에는 방사선 수송 해석코드를 이용한 수송용기 모델링, 그리고 중성자와 감마선으로 인한 특정지점에서의 선량률을 평가해야 한다. 특히, 방사선원항은 수송용기에 대한 차폐해석 방법, 모델링의 형태 등에 비하여 방사선 차폐평가에 미치는 영향이 가장 크기 때문에 미국 NRC 규제지침에서는 사용후핵연료의 방사선원항 평가 시 핵연료의 형태, 연소도, 농축도, 냉각기간에 대하여 정확히 명시할 것을 권고하고 있다[7]. 또한, 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐평가를 위한 선원항은 크게 중성자선원과 감마선원(방사화선원 포함)으로 구분할 수 있으며 각 선원들로부터 발생하는 방사선들의 발생경로는 다음과 같다.

가. 중성자선원

- (1) 중원소의 자발 핵분열을 통해 방출되는 중성자
- (2) 핵분열로부터 방출된 알파입자의 (α, n)반응으로 발생하는 2차 중성자
- (3) 핵분열로부터 방출되는 지발중성자

나. 감마선원(방사화선원 포함)

- (1) 핵분열생성물과 Actinide계열의 중원소 붕괴로부터 발생하는 감마선
- (2) 중성자의 (n, γ)반응으로부터 발생하는 2차 감마선
- (3) 핵연료집합체 구조물의 방사화생성물(Co^{60})로부터 방출되는 감마선

본 연구에서는, 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐측면에서 가장 보수적인 결과가 도출될 수 있을 것으로 예상된 WH 17 RFA 핵연료를 대상으로 방사선원항 분석을 수행하였으며 자발핵분열 및 (α, n)반응으로부터 발생하는 중성자, 핵분열생성물과 Actinide계열의 중원소 붕괴로부터 발생하는 감마선, 그리고 핵연료집합체 구조물의 방사화생성물로부터 방출되는 감마선은 방사선원항 평가 시에 널리 사용되고 있는 SCALE 5.1 전산코드의 SAS2H 모듈을 이용하여 분석하였다. 농축도 4.5 wt %, 연소도 44.5 GWD/MTU, 냉각기간 10년인 경우의 방사선원항은, 각 선원이 수송용기 주변에 형성되는 방사선장 분포에 미치는 영향을 분석하기 위하여 평가되었으며 지발중성자 및 중성자의 (n, γ)반응으로부터 발생하는 2차 감마선은 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐계산에 고려하여 정확한 계산이 수행될 수 있도록 하였다.

방사선원항 평가의 경우, 국내 표준원전에 장전되는 핵연료 초기농축도가 4.5 wt %이며 원전에서 방출되는 사용후핵연료들의 평균연소도가 45 GWD/MTU임에 따라, 이와 거의 동일한 사양의 핵연료를 대상으로 하였다[8]. 그림 1에서는, 초기농축도가 4.5 wt %, 연소도 44.5 GWD/MTU인 경우에 핵연료영역(Active Fuel Region)에서 방출되는 중성자와 감마선속 분포를 나타내고 있다. 중성자속 분포는 0 MeV ~ 20 MeV 에너지 영역을 27그룹으로 분할하여 평가하였으며 그림 1(a)에서 확인할 수 있듯이, 1.85 MeV ~ 3 MeV 사이의 에너지를 갖는 중성자가 가장 높은 비율로 방출되고 있음을 알 수 있었다. 또한, 감마선속은 중성자속과 달리 18그룹으로 분할하여 평가하였으며 방출되는 감마선의 최대 에너지는 10 MeV까지 분석하였다. 그림 1(b)에서 확인할 수 있듯이, 0.8 MeV ~ 1 MeV 사이의 에너지를 갖는 감마선이 가장 높은 비율로 방출되는 것을 알 수 있었으며 동일 연소도에서 방출되

는 총 중성자속에 비해 감마선속은 대략 2×10^7 배 정도 많은 양이 방출되고 있었다.

사용후핵연료 집합체내에 존재하는 방사화선원은 핵분열에 의해 발생하는 중성자 및 감마선에 의한 구조물의 방사화에 의해 생성된다. 구조물의 방사화로 야기되는 방사능은 주로 $^{59}Co(n, \gamma)^{60}Co$ 반응에 의해 생성된다. Pacific Northwest Laboratory(PNL)에서는 여러 원전에서 방출된 경수로형 핵연료집합체들을 이용하여 방사화된 구조물들로부터 방출되는 방사선속을 측정하였으며 ANISN과 ORIGEN 2.2 전산코드를 이용한 검증계산을 수행하였다[9]. 분석과정에서, ORIGEN 2.2 전산코드를 이용한 계산결과와 보정인자(Flux Scaling Factor)가 도출되었으며 이는 사용후핵연료 집합체내 구조물들의 방사화선원을 계산하기 위한 용도로서 현재까지 널리 사용되고 있다. 표 1에서는, PNL에서 도출한 핵연료집합체 구조물별 보정인자를 나타내고 있으며 본 연구에서도 방사화선원을 분석하는 과정에서 해당 보정인자들을 동일하게 적용하였다. 하지만, Bottom End Cap에 관한 보정인자가 부재하며 WH 17 핵연료의 구조적 특성상, 하단부 구조물이

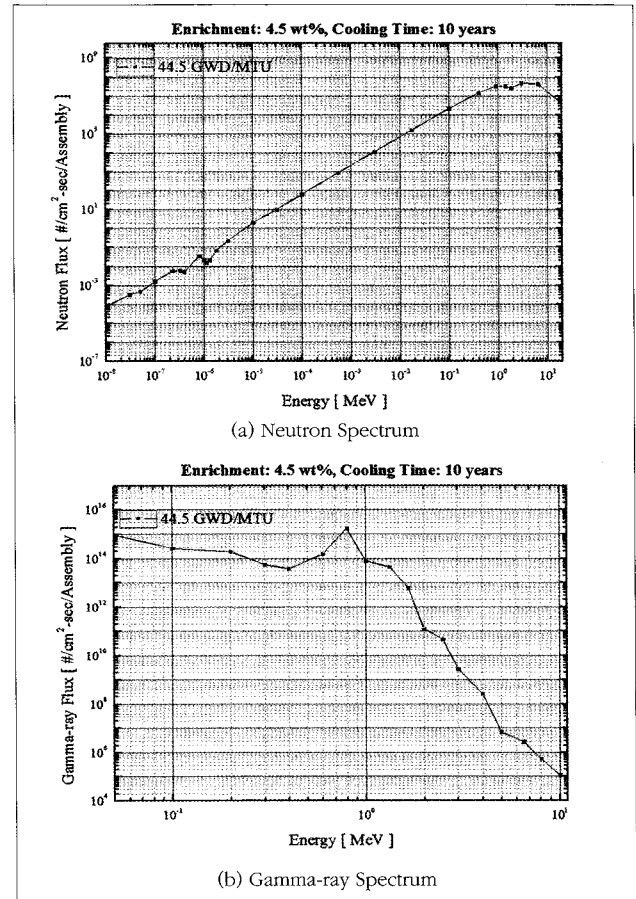


Fig. 1. Neutron & Gamma-ray Spectrum emitted from Active Fuel Region

상단부 구조물보다 짧아 고에너지의 방사선들로 인한 방사화 정도가 심할 것으로 가정하여 Top End Cap보다 높은 0.3을 보정인자로 적용하였다. 해당인자들을 적용하여 계산된 결과를 보면, 타 구조물들에 비해 Top End Fitting에서 방출되는 초당 감마선속이 대략 2 ~ 6배 정도 높았으며 해당 구조물과 Bottom End Cap에 대략 ~70%의 방사화선원이 집중되어 있는 것을 확인할 수 있었다(표 1 참조).

III. MCNP5 계산모델 및 해석방법

최근 들어, 몬테칼로 방법을 기반으로 하는 전산코드와 전산능력의 발달은 원자로 모델링, 계측기 시뮬레이션, 방사선 차폐평가 등에 있어 새로운 경향성을 제공하고 있다. 특히, MCNP 코드는 현재 가장 널리 사용되고 있는 광자·중성자 수송용 범용코드이며 기하학적 구조물을 3차원적으로 정확하게 모델링할 수 있을 뿐만 아니라 수송 알고리즘 및 핵자료 라이브러리를 지속적으로 개선시키고 있어 폭 넓은 사용자 그룹을 확보하고 있다. 따라서 본 연구에서 수행하는 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐평가 및 각 선원별 기여도 평가에서는 대표적인 몬테칼로 방법의 전산코드인 MCNP5 코드를 이용하여 분석을 수행하였다.

MCNP 계산모델에서는, 그림 2와 같이 단면은 WH 17 RFA 핵연료의 사양을, 축방향으로는 상대적으로 길이가 긴 CE Type 핵연료의 사양을 적용한 가상의 핵연료가 장전되었다고 가정하였으며, 수송용기 설계도면을 바탕으로 핵연료집합체 Active Fuel Region 및 상·하부 구조물들을 균질화하여 모델링하였다. 사용후핵연료 수송용기는, 핵연료집합체가 측면으로 Boron Plate, SUS SA-516 Plate, Epoxy Resin의 순서대로 싸여지도록 설계되어 있으며 위쪽과 아래쪽은 SUS SA-516 Plate, Epoxy Resin으로 구성되어 있다. 또한, 상·하부에는 SUS SA-240(외피)과 Balsa Wood(내피)로 구성된 충격완충제(Impact Limiter)가 설계되어 있어 수송용기가 외부충격으로부터 보호될 수 있도록 하고 있다. 그림 3에서는, 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐를 평가하기 위한 MCNP 계산모델

을 보여주고 있으며 방사선 차폐해석에 거의 영향을 미치지 않을 것으로 예상된 Support Rod를 제외하고는 실제로 면과 동일하게 모사되었다.

일반적인 사용후핵연료 축방향 연소도 분포를 분석해 보면, 상단부가 평평한 Cosine 분포와 흡사하며 최대지점의 값은 해당 핵연료의 평균연소도 보다 10 ~ 20% 정도 높은 값, 끝단에서의 값은 평균연소도의 50 ~ 60% 정도를 나타내고 있다[10]. 해당분포는 사용후핵연료 수송용기의 입체·차폐 안전성 분석에 필수적으로 포함되어야 하며 본 연구에서는, 미국내 5개 원전에서 측정된 3,169개의 측정 자료들 중

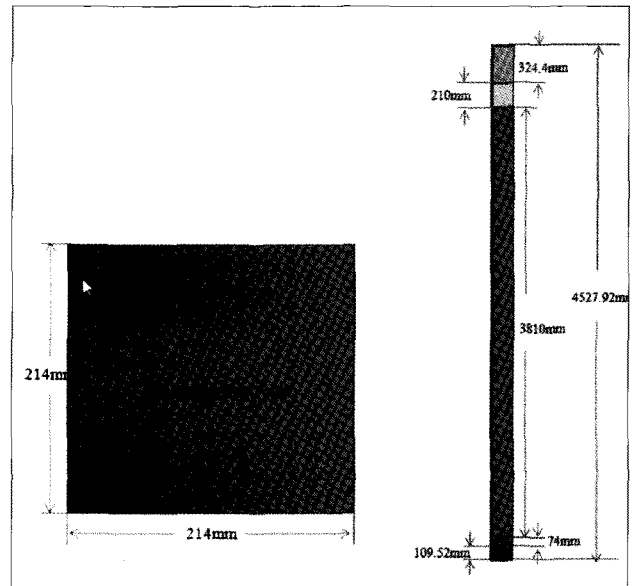


Fig. 2. Specifications of Imaginary Nuclear Fuel

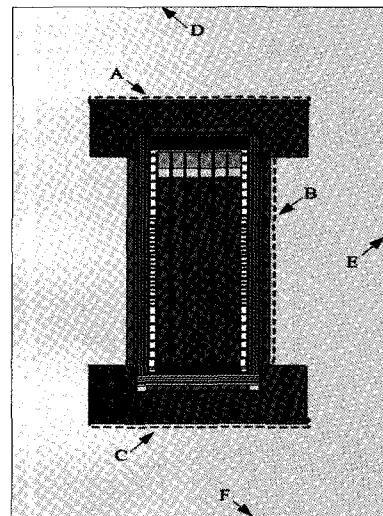


Fig. 3. MCNP5 Calculation Model to evaluate the Radiation Safety in Normal Condition (Surface Dose Rate: A, B, C Position, External Dose Rate: D, E, F Position)

Table 1. Flux Scaling Factors and Gamma-ray Flux emitted Activation Source (⁶⁰Co) in the Fuel Hardware

	Flux Scaling Factor		Gamma-ray Flux (#/sec · Assembly)
	PNL	This Work	
Top End Fitting	0.1	0.1	1.1233 × 10 ¹³
Top End Cap (Plenum Region)	0.2	0.2	2.7714 × 10 ¹²
Active Fuel Region	1.0	1.0	3.4484 × 10 ¹²
Bottom End Cap	-	0.3	8.0290 × 10 ¹²
Bottom End Fitting	0.2	0.2	3.2113 × 10 ¹²

에서 WH 17×17과 CE 16×16에 관한 자료들만을 비교/분석하여 연소도 구간별 대표적인 축방향 연소도 분포를 도출/적용하였다(표 2 참조). 특히, NUREG CR-6802에서 제시한 대로 중성자선원은 선원강도가 연소도의 4제곱에 비례한다는 가정을 적용하고 감마선원인 경우에는 연소도에 비례하게 적용하였다[11]. MCNP 코드를 이용한 중성자와 감마선 수송 계산에서는 ENDF-B/VI 단면적자료를 사용하였으며 실제상황에서 발생 가능한 (γ, n) 광학반응도 계산에 고려될 수 있도록 mpn 카드를 사용하였다. 또한, 정상조건과 사고조건에서 수송용기의 방사선 차폐 안전성 평가지점인 외부표면과 외부표면으로부터 2m 지점, 그리고 외부표면으로부터 1m 지점에서의 선량률을 분석하기 위해 특정 면을 지나는 입자의 방사선속을 계산할 수 있는 F2 Tally 카드를 사용하였다. 그리고 특정 면에서의 선량률을 도출하기 위해서는 측정된 방사선속에 선량환산인자(Flux to Dose Conversion Factor)를 반영해야 하는데 본 연구에서는 1996년에 발표된 ICRP-74의 중성자와 감마선 선량환산인자를 적용하였다[12].

IV. 방사선원별 기여도

사용후핵연료 수송용기는, 어떠한 상황(정상 및 사고조건)에서도 방사선 차폐의 확보가 필수적이므로 국내에서 요구되고 있는 방사선량률 기준치와 평가위치를 표 3에 나타내었다. 설계된 사용후핵연료 수송용기가 1) 이 같은 법적기준치를 충족시키는지 평가하고 2) 각 선원들이 수송용

기 주변에 형성되는 방사선량률 분포에 미치는 영향을 분석하기 위하여, 농축도 4.5 wt%, 연소도 44.5 GWD/MTU의 사용후 핵연료집합체 26다발이 수송용기에 모두 장전되었다고 가정하였다. 그리고 위에 기술된 MCNP 계산모델과 해석방법을 적용하여 일련의 계산들을 수행하였으며 정상조건에서의 표면선량률과 표면으로부터 2m 지점의 외부선량률을 총 6개 지점에서 측정하였다(그림 3 참조). 외부선량률을 평가한 D, E, F면 외부공간은 공기를 적용하여 실제와 동일한 정상조건이 될 수 있도록 하였다.

표 4에서는, 정상조건에서 각 선원들에 의한 수송용기 상·하부 면과 측면에서의 표면선량률, 그리고 수송용기 각 표면으로부터 2m 지점에서의 외부선량률을 나타내고 있다. 계산결과를 보면, 표면선량률과 외부선량률이 법적기준치를 모두 만족하고는 있었지만 수송용기 측면에서의 선량률이 상대적으로 매우 높게 도출되고 있었다. 그리고 타 선원들에 비해 방사화선원에 의한 영향이 가장 높은 것으로 확인되었으며 이를 보다 정확하게 분석하기 위하여 B면과 E면을 축방향으로 각각 20개, 31개로 분할하였다. 그림 4(a)에 나타난 축방향 표면선량률 분포를 보면, 수송용기 중심부에서는 방사화선원의 선량률 기여도가 매우 낮은 반면 타 선원들에 의한 영향은 거의 비슷한 수준으로 전체적인 선량률이 낮고 일정하게 유지되는 경향이 있었다. 하지만, 수송용기 상·하부 끝단으로 이동할수록 타 선원들의 선량률 기여도는 서서히 감소하는 반면 방사화

Table 2. Conservative Axial Burnup Distribution

Fraction of Axial Height	Average Burnup (GWD/MTU)			
	30 - 34	34 - 38	38 - 42	42 - 46
0.028	0.73221	0.7164	0.74698	0.71815
0.083	0.96945	0.9752	0.96531	0.96558
0.139	1.07932	1.07935	1.07763	1.06851
0.194	1.11107	1.11142	1.09112	1.08916
0.25	1.12247	1.11963	1.10383	1.10562
0.306	1.12119	1.11668	1.09191	1.08885
0.361	1.11648	1.11119	1.09744	1.1011
0.417	1.11143	1.10556	1.09564	1.09912
0.472	1.10659	1.1004	1.08613	1.07577
0.528	1.10219	1.09561	1.08985	1.09239
0.583	1.0981	1.09247	1.08752	1.07436
0.639	1.0941	1.08997	1.08855	1.07799
0.694	1.08889	1.08758	1.08799	1.07985
0.75	1.08152	1.08372	1.08219	1.06999
0.806	1.06404	1.06619	1.06231	1.05631
0.861	1.02477	1.02334	1.01821	1.01978
0.917	0.91696	0.91303	0.90875	0.915
0.972	0.68042	0.69107	0.69619	0.67478

Table 3. Radiation Shielding Regulations for Spent Fuel Cask Design

	Evaluation Position	Technical Regulation
	Normal Condition	Cask Surface
2m Distance from Cask Surface		0.1 mSv/hr
Accident Condition	1m Distance from Cask Surface	10 mSv/hr

Table 4. Maximum External and Surface Dose Rates of the Spent Fuel Cask (Normal Condition)

Position	Neutron Dose Rate (mSv/hr)	Gamma-ray Dose Rate (mSv/hr)			Total (mSv/hr)
		(n, γ) Reaction	γ-ray Source (Fuel Region)	Activation Source	
<i>Maximum Dose Rate on Each Cask Surface</i>					
Top (A)	0.0000 (±4.54E-6)	0.0008 (±2.14E-5)	0.0001 (±8.79E-5)	0.0009 (±8.42E-5)	0.0018 (±1.98E-4)
Side (B)	0.0654 (±5.10E-4)	0.0629 (±2.08E-4)	0.0750 (±4.96E-3)	0.4886 (±2.05E-3)	0.6919 (±7.73E-3)
Bottom (C)	0.0001 (±9.13E-6)	0.0029 (±2.82E-5)	0.0002 (±5.22E-5)	0.0052 (±1.54E-4)	0.0084 (±2.24E-4)
<i>Maximum External Dose Rate at 2m Distance from Each Cask Surface</i>					
Top (D)	0.0005 (±6.58E-5)	0.0010 (±2.83E-5)	0.0003 (±1.35E-4)	0.0006 (±5.50E-5)	0.0024 (±2.84E-4)
Side (E)	0.0130 (±7.67E-5)	0.0172 (±3.09E-5)	0.0271 (±1.54E-3)	0.0358 (±2.11E-4)	0.0931 (±1.85E-3)
Bottom (F)	0.0001 (±6.04E-6)	0.0008 (±9.43E-6)	0.0004 (±3.43E-4)	0.0013 (±4.63E-5)	0.0026 (±4.05E-4)

선원에 의한 영향은 급격하게 상승하여 측면 최하단부에서 최대선량률을 나타내고 있었다. 수송용기 측면으로부터 2m 이격지점의 축방향 선량률 분포를 보면, 수송용기 중심부에서는 중성자선원에 의한 영향이 상대적으로 크게 작용을 하고 있었지만 상·하부 끝단으로 갈수록 표면선량률 분포와 같이 방사화선원에 의한 영향이 매우 크게 나타나고 수송용기 측면 상단부에서 최대선량률을 나타내고 있었다.

가상사고 조건에서는, 수송용기가 사고로 9m 높이에서 낙하되어 상·하부에 위치한 충격완충제 및 중성자 차폐체가 유실되었다고 가정하였다. 그림 5에서는 가상사고 조건에서의 수송용기 모델링 상황을 나타내고 있으며 차폐 안전성 평가대상인 수송용기가 사고조건에서 규제요건을 만족시키는지 분석하기 위해 표면으로부터 1m 지점의 선량률을 3개 위치(A, B, C 지점)에서 평가하였으며 해당 면들의 외부공간은 공기로 가정하였다. 수송용기 각

표면으로부터 1m 지점에서의 외부선량률을 측정된 결과, 표 5에 나타난 바와 같이 선량률이 법적기준치(10 mSv/hr)를 만족하고는 있었지만 정상조건과 마찬가지로 수송용기 측면에서의 선량률이 상대적으로 매우 높게 도출되고 있었다. 국부선량 및 각 선원별 선량기여도를 분석

Table 5. Maximum External Dose Rates of the Spent Fuel Cask (Accident Condition)

Position	Neutron Dose Rate (mSv/hr)	Gamma-ray Dose Rate (mSv/hr)		Total (mSv/hr)	
		(n, γ) Reaction	γ-ray Source (Fuel Region) Activation Source		
<i>Maximum External Dose Rate at 1m Distance from Each Cask Surface</i>					
Top (A)	0,1710 (±2,82E-3)	0,0002 (±2,42E-5)	0,0110 (±8,64E-3)	0,0445 (±2,59E-3)	0,2267 (±1,41E-2)
Side (B)	3,0042 (±3,61E-3)	0,0042 (±2,28E-5)	0,2493 (±8,33E-3)	0,0356 (±5,73E-4)	3,2933 (±1,25E-2)
Bottom (C)	0,4157 (±2,62E-3)	0,0007 (±2,38E-5)	0,0094 (±6,80E-4)	0,2854 (±3,60E-3)	0,7112 (±6,92E-3)

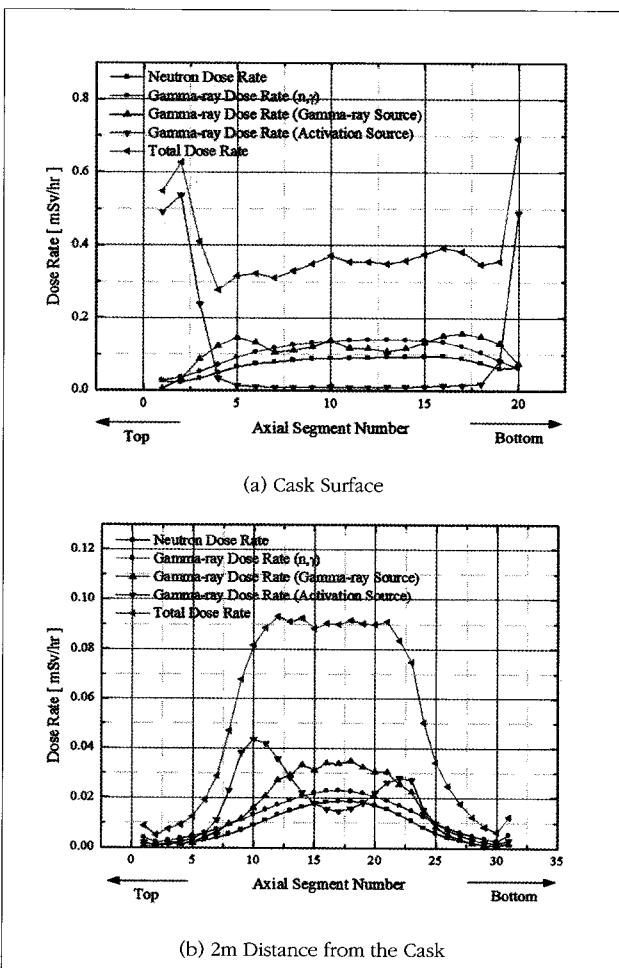


Fig. 4. Axial Dose Rate Profile at the Surface and 2m Distance from the Cask (Normal Condition)

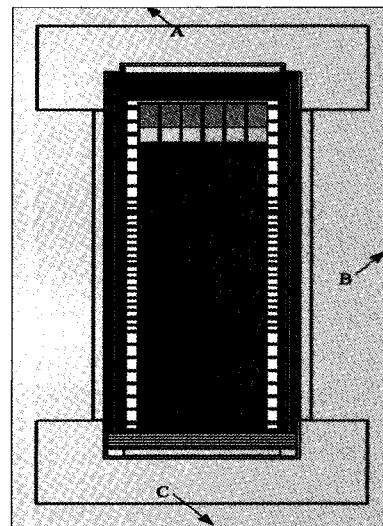


Fig. 5. MCNP5 Calculation Model to Evaluate the Radiation Safety in Accident Condition (External Dose Rate: A, B, C Position)

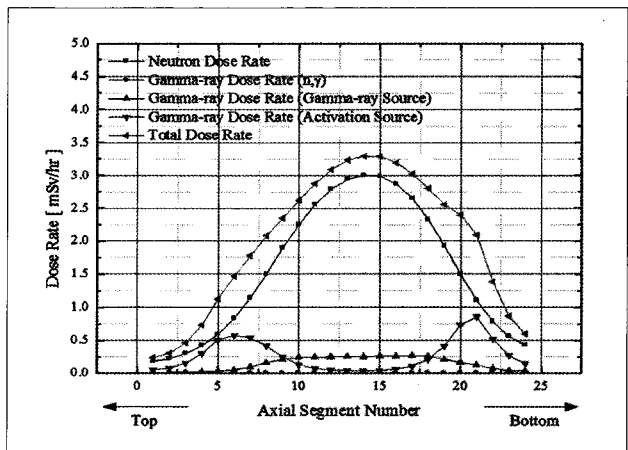


Fig. 6. Axial Dose Rate Profile at 1m Distance from the Cask (Accident Condition)

해 보기 위하여 해당 면을 24개로 분할하였으며 이는 그림 6에 나타내었다. 측면에 위치한 중성자 차폐체의 유실로 수송용기 중심부에서의 선량률이 가장 높았으며 중성자선원의 선량률 기여도가 대략 90% 정도에 달함을 확인할 수 있었다. 하지만, 타 선원들에 비해 방사화선원에 의한 선량률도 매우 높아 수송용기 차폐 안전성 평가과정에서는 해당선원에 의한 영향을 필수적으로 고려해야 함을 알 수 있었다.

V. 결론

한국방사성폐기물관리공단 주관 하에 개념 설계된, 국내 최초 BUC 적용 대용량 수송용기의 방사선 차폐안전성을 평가하였으며 각 방사선원들이 수송용기 주변의 방사선량률 분포에 미치는 영향을 분석하였다. 정확한 분석을 위하여, 가능한 모든 방사선원(중성자선원, 감마선원, 방사화선원)들을 고려하였으며 각 선원들의 축방향 방출세기를 연소도 구간별 대표적인 축방향 연소도 분포로부터 도출/반영될 수 있도록 하였다. 또한, 차폐계산에 보수적인 가상의 핵연료(너비: WH 17 RFA, 축방향: CE Type)를 반영하였으며 실제 상황과 동일한 조건이 되도록 MCNP5 계산모델을 구축하여 수송용기 방사선 차폐해석을 수행하였다.

초기농축도 4.5 wt%, 연소도 44.5 GWD/MTU의 사용후 핵연료집합체 26다발이 수송용기에 모두 장전되었다고 가정하여 방사선 차폐해석을 수행한 결과, 모든 조건(정상 및 가상사고 조건)에서 표면선량률과 외부선량률이 법적기준치를 만족하고는 있었지만 수송용기 측면에서의 선량률이 상대적으로 높게 나타난다. 그리고 수송용기 측면의 선량률 측정 면을 분할하여 국부선량을 분석한 결과, 축방향 높이에 따라 선원들의 기여도는 차이가 있었지만 정상조건에서의 최대 표면선량률과 외부선량률은 방사화선원에 의한 영향이 가장 높은 것으로 확인되었다. 그리고 수송용기가 9m 높이에서 낙하되어 상·하부에 위치한 충격완충제와 중성자 차폐체가 유실된 가상사고 조건에서는, 중성자선원의 선량률 기여도가 대략 90%에 달하는 것으로 나타났다. 하지만, 수송용기 양끝에서는 방사화선원의 선량률 기여도가 ~40% 정도로 높게 나타나 방사화선원의 중요성을 확인할 수 있었다. 본 연구를 통하여, 향후에 설계·제작될 BUC 적용 대용량 수송용기의 방사선 차폐 안전해석에서는, 방사선원별 특성에 기반을 둔 효율적인 차폐해석이 가능할 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 지식경제부 방폐물관리기술개발 중장기기획과제(2009T100200033)의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템, <http://wacid.kins.re.kr/SNF/snf10.aspx>
- [2] International Atomic Energy Agency, Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems, IAEA-TECDOC-1241 (2001).
- [3] International Atomic Energy Agency, Practices and Developments in Spent Fuel Burnup Credit Applications, IAEA-TECDOC-1378 (2003).
- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Interim Staff Guidance(ISG)-8 Rev. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2002).
- [5] Gye-Hong Kim, Woon-zin Oh, Kune-woo Lee, and Bum-Kyoung Seo, "Fabrication and Estimation of the Plastic Detector for Measuring the Contamination for Beta-ray Level of the Kind of Duct Waste," J. of the Korean Radioactive Waste Society, 3(3), pp. 159-165 (2005).
- [6] Oak Ridge National Laboratory, Benchmark of SCALE(SAS2H) Isotopic Predictions of Depletion Analyses for San Onofre PWR MOX Fuel, ORNL/TM-1999/326 (2000).
- [7] U. S. Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan for Transportation Packages for Spent Nuclear Fuel, NUREG-1617 (2000).
- [8] Dong-Keun Cho, Seok-Kyun Yoon, Heui-Joo Choi, Jongwon Choi, and Won Il Ko, "Reference Spent Nuclear Fuel for Pyroprocessing Facility Design," J. of the Korean Radioactive Waste Society, 6(3), pp. 225-232 (2008).
- [9] Pacific Northwest Laboratory, Spent Fuel Assembly Hardware: Characterization and 10CFR61 Classification for Waste Disposal, PNL-6906 (1989).
- [10] U.S. Department of Energy, Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages, DOE/RW-0472 (1998).

- [11] Oak Ridge National Laboratory (ORNL),
Recommendations for Shielding Evaluations for
Transport and Storage Packages, NUREG/CR-6802
(2002).
- [12] ICRP, Conversion Coefficients for Use in
Radiological Protection Against External
Radiation, ICRP-74 (1996).