

ACPF 수송용기 임계계산 비교

박창제, 강희영, 정창준, 민덕기, 이주찬, 방경식, 최우석, 서기석
한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cipark@kaeri.re.kr

1. 서론

한국원자력연구원에서 개발중인 차세대 핵주기 공정 실증시설에 사용될 운반 용기에 대해 임계계산을 수행하였다. 선원항은 17x17 경수로 핵연료 집합체로 농축도는 5.0 wt% U-235로 선정하였다. 선원항은 SCALE 5.0 시스템의 ORIGEN-S [1]를 이용하였고 감마 에너지는 18군, 중성자 에너지는 44 군을 이용하였다. 임계계산은 MCNPX [2]코드를 이용하였으며 비교를 위해 SCALE 5.0 시스템의 KENO-V[1]를 이용하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

본 연구에서 계산되는 임계도는 구성재료에 대한 민감도 비교를 위해 다음과 같은 경우에 대해 수행하였다.

- 1) 핵연료
- 2) 핵연료 + 납 차폐재
- 3) 핵연료 + 납 차폐재 + SS 구조재
- 4) 핵연료 + 납 차폐재 + 폴리에틸렌 차폐재
- 5) 핵연료 + 납 차폐재 + SS 구조재 + 폴리에틸렌 차폐재

그림 1은 임계계산을 위해 이용된 단순화된 구조의 모양을 나타내고 있다. 핵연료는 단순화하여 중심에 원기둥 형태로 배치하였다. Table 1은 계산에 이용된 재료의 자료를 나타내고 있다.

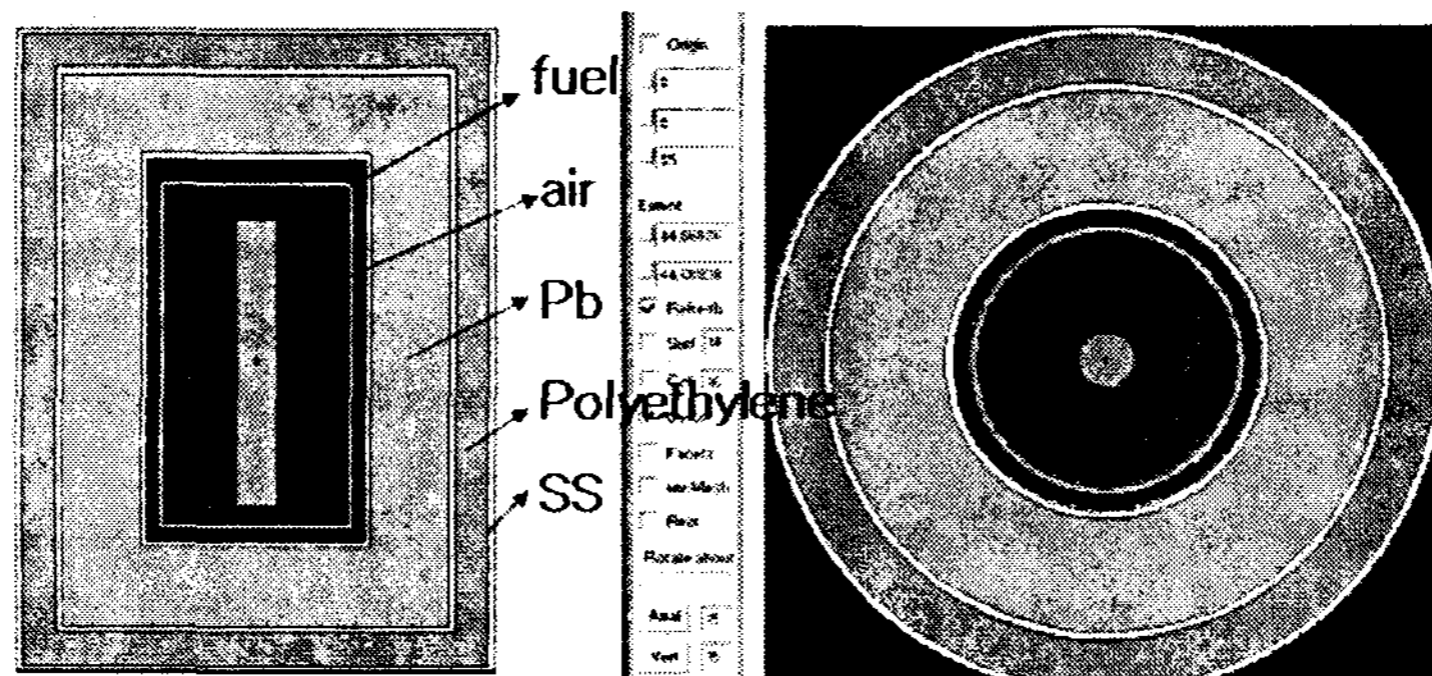


Fig. 1. Simplified configuration of the criticality calculation for the hot cell cask

Table 1 Composition of Materials for the Hot Cell Cask

	Polyethylene	Pb	S.S
Density (g/cm ³)	0.93	11.34	7.87
Composition (wt%)	H: 14.3 C: 85.7	Pb:100	C: 0.08, N: 0.1 Si: 0.75, P: 0.05 S: 0.03, Cr: 19 Mn: 2.0, Ni: 9.25 Fe: 68.74

계산 결과는 Table 2에 나타내었다. 계산에서 history 수는 500으로 하였으며, 핵연료나 핵연료와 납 차폐재 또는 스테인리스 스틸을 고려한 경우 임계도가 0.08 - 0.5 %로 거의 유사하게 산출되었다. 하지만 폴리에틸렌이 고려된 경우 약 4 - 6 %정도로 KENO가 높게 산출하였다. 이러한 요인은 폴리에틸렌에 포함된 C나 H의 산란 반응단면적의 영향으로 그 차이로 인한 민감도가 임계에 영향을 주는 것으로 판단된다. MCNPX,의 경우 ENDF-VI 라이브러리가 이용되고 있으며, KENO-V의 경우는 ENDF-V이 이용되고 있어 라이브러리 차이도 함께 고려해야 할 것이다. 운반용기 평가 시 사용후핵연료를 취급하기 때문에 임계는 충분히 만족할 것으로 판단된다.

Table 2 Criticality for Various Cases for the Hot Cell Cask

	Fuel only	Fuel + Pb	Fuel + Pb + SS	Fuel + Pb + Po	Fuel + Pb + Po + SS
MCNPX	0.08722 (0.00016)*	0.09197 (0.00017)	0.09288 (0.00016)	0.19043 (0.00063)	0.16428 (0.00052)
KENO-V	0.08767 (0.00018)	0.09163 (0.00022)	0.09295 (0.00020)	0.19724 (0.00062)	0.17387 (0.00051)
Relative Error (%)**	0.516	-0.369	0.075	3.576	5.838

* standard deviation, ** (k_KENO - k_MCNP) / k_MCNP X 100

3. 결론

ACPF 운반 용기 해석을 위한 임계 계산을 수행하였으며 MCNPX 코드와 KENO-V 코드를 이용하여 비교하였다. 재료에 대한 민감도 계산을 수행하였으며 폴리에틸렌 차폐재를 제외하고 두 코드 모두 유사한 결과를 산출함을 확인하였다. 수송용기에서는 임계 계산에서 라이브러리 및 재료에 대한 민감도 있음을 확인하였으며 충분한 정확성을 위해 보다 면밀한 계산이 필요함을 알 수 있다.

참고문헌

1. I.C. Gauld, et als., "ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms," ORNL/TM-2005/39, Version 5, Vol. II, Book 1, Sect. F7 (2005)
2. D.B. Pelowitz, ed., MCNPX User's Manual, LA-CP-05-0369, Los Alamos National Laboratory, 2005.