

SCALE-6 코드를 이용한 건식재가공전환체의 방사능 특성 분석

박창제, 강권호, 나상호, 양재환, 김영희
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045
cipark@kaeri.re.kr

1. 서론

SCALE-6 코드는 ORNL에서 개발하여 2009년초부터 OECD/NEA Data Bank에 공개되었다. 여러 가지 새로운 특징이 있는데, 그중에서 몬테칼로 임계코드인 KENO-VI까지 이용할 수 있으며 CE 핵자료 및 238 군 ENDF/B-VI.8 버전과 ENDF/B-VII.0 버전의 핵자료를 다루고 있다. 그리고 몬테칼로 방법에서 자동적으로 분산감소 기법을 도입하였다. 또한 결정론적인 수송계산코드인 TRITON/NEWT 코드의 기능을 향상시켰으며 민감도 평가코드인 TSUNAMI 를 KENO-VI 와 연계시켜 구동하게 하였다. 또한 반응도 민감 해석 도구인 TSAR을 포함하고 있으며 사용자 인터페이스가 강화되었다.

이러한 SCALE-6 코드를 이용하여 사용후핵연료를 재가공한 산화물 건식전환체의 특성을 분석하여 후행핵연료주기 공정 등의 선원향으로 제공하고자 한다. 기준 핵연료의 농축도는 4.0 wt% 이며, 연소도는 55 GWD/tU이고 10년 냉각된 상태이다. 이러한 기준 핵연료의 연소계산은 ORIGEN-ARP 로 수행하였으며 장전된 노심의 라이브러리는 17X17 type을 선정하였다. 또한 기존 SCALE-5 코드의 결과와 비교 계산도 수행하였으며, 중성자 및 감마 스펙트럼도 생산하였다. 붕괴계산시 중성자 및 감마 에너지 라이브러리는 각각 44ENDF5 와 18SCALE 을 이용하였다. SCALE6의 경우 추가로 중성자의 경우 200ENDF6, 감마의 경우 47ENDF6 라이브러리를 이용하여 계산을 수행하였다.

2. 계산방법 및 결과 고찰

SCALE6 코드와 중성자 및 감마 스펙트럼의 변화는 그림 1에 나타내었다. 같은 라이브러리를 이용하였는데도 불구하고 중성자 스펙트럼의 경우 비록 낮은 에너지에서 약 40% 차이가 나지만 전반적으로 10% 정도의 이내에서 비교적 잘 일치하는 것으로 나타났다. 그리고 저에너지 영역의 경우 상대적으로 영향이 작을 것으로 예상된다. 감마의 경우도 유사하며 최대 9% 이내에서 잘 일치하는 것으로 나타났다. 표 1은 건식재가공전환체의 핵종별 방사능 변화를 나타내고 있다. 여기서 SCALE6의 경우 ENDF6의 라이브러리를 이용한 경우 거의 차이가 없어 생략하였다. Cs-137의 경우 SCALE6에서는 1.39E+5 Ci를 나타내었으며, SCALE5의 경우는 1.41E+05 Ci를 나타내어 약 1.5%의 상대오차를 보였다. 액티나이드 핵종중에서 가장 높은 방사능을 보이는 Pu-241의 경우는 그 오차가 더 커져 약 13% 차이를 보였다. 전체 방사능의 경우 SCALE6의 경우 6.27E+05 Ci, SCALE5의 경우 6.48E+05 Ci를 보여 약 3.3%의 상대오차를 나타내었다. 이용된 노심 라이브러리의 차이로 인해 액티나이드 핵종에서 보다 큰 차이를 나타내는 것으로 확인되었다.

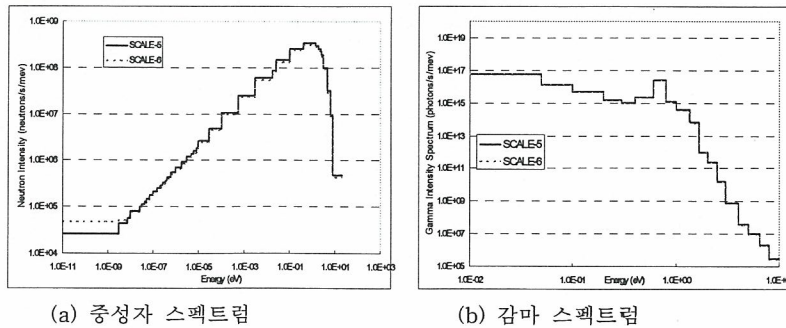


그림 1. 중성자 및 감마 스펙트럼 비교 (4.5 wt%, 55 GWD/tU, 10 yr cooling)

표 1. 건식재가공전환체의 방사능 비교

	Activity (Ci/MTU)		Relative Error (%)
	SCALE6	SCALE5	
Cs137	1.39E+05	1.41E+05	1.52E+00
Ba137m	1.31E+05	1.33E+05	1.53E+00
Pu241	1.07E+05	1.22E+05	1.34E+01
Y90	9.50E+04	9.52E+04	2.84E-01
Sr90	9.49E+04	9.52E+04	2.95E-01
Cs134	1.03E+04	1.06E+04	3.11E+00
Pm147	1.44E+04	1.42E+04	-1.46E+00

3. 결론

SCALE6 코드를 이용하여 건식재가공핵연료에 대한 기본적인 방사능 특성 계산을 수행하였다. SCALE5 코드와 비교한 결과 스펙트럼에서는 약 10% 정도 이내에서 잘 일치하였으며 방사능의 경우 액티나이드 핵종에서 약 13% 정도로 높은 차이를 보였다. 추후 상세한 계산을 수행할 예정이며, 이러한 자료를 바탕으로 공정 물질에 대한 전반적인 선원향을 생산할 수 있을 것으로 기대된다.

References

- [1] I.G. Gauld, S.M. Bowman, J.E. Horwedel, and L.C. Leal, ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing for Spent Fuel Depletion, Decay, and Source Term Analysis, ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R7, 2004.
- [2] I.G. Gauld, O.W. Hermann, R.M. Westfall, 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, 2005.