

## ACPF One Batch 사용후 핵연료 선원항 계산

정창준, 민덕기, 박창제, 서기석  
 한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 1045  
[cjieong@kaeri.re.kr](mailto:cjieong@kaeri.re.kr)

### 1. 서론

한국원자력연구원에서 개발중인 차세대 핵주기 공정 실증시설에 사용될 운반 용기 차폐해석 및 열 해석을 위한 선원항을 계산하였다. 계산은 3가지 핵연료 종류, 즉, 14x14, 16x16 및 17x17 핵연료 집합체를 대상으로 각각 우라늄 20kg one batch에 수행하였다. 다음은 본 계산에 사용된 초기 농축도 및 연소도를 나타낸다.

- 1) 14x14: 3.5wt% U-235, 50000 MWd/tU
- 2) 16x16: 4.5wt% U-235, 55000 MWd/tU
- 3) 17x17: 5.0wt% U-235, 60000 MWd/tU

본 계산에서는 SCALE 5.0 시스템의 ORIGEN-S [1] 코드를 이용하고, 감마 에너지는 18군, 중성자 에너지는 44군을 사용한다. 사용후 핵연료를 2개의 구성 성분으로 나누어 선원항을 계산한다. 즉, 핵연료에 대해서는 power irradiation을 사용하고, 구조재에 대해서는 핵연료 계산시 얻은 flux 값을 사용하여 flux irradiation을 수행한다.

### 2. 계산방법 및 결과 고찰

본 연구에서 계산되는 선원항의 분류는 다음과 같다.

- 1) 구성 재료 원소별 질량
- 2) 구성 재료 원소별 방사능
- 3) 구성 재료 원소별 thermal power
  - 방사성물질에서 나오는 열(heat)
- 4) 감마선원
  - 방사성 핵분열물질의 붕괴시 방출되는 감마선
  - 중성자 포획으로 나오는 2차 감마선
  - 원자로 운전중에 방사화된 연료집합체의 구조재료에서 나오는 감마선
- 5) 중성자 선원
  - 자발핵분열에서 나오는 중성자
  - (알파,중성자) 반응에서 나오는 중성자

대상 연료에 대한 핵연료봉의 핵연료 및 구조재 무게는 표 1과 같다. 이는 참고문헌 [2]의 KN-12 용기 차폐해석 자료를 참고하였다.

Table 1 Weight of Element (kg)

	14x14	16x16	17x17
UO <sub>2</sub>	21.666	21.556	21.456
Clad	4.204	4.488	4.828
Total	25.870	26.044	26.284

계산 결과를 표 2 - 4에 요약하여 나타내었다. 17x17 핵연료 대한 결과를 살펴보면, 냉각 기간 5년이 지난 후 붕괴열  $7.073 \times 10^1$  W, 방사능  $1.971 \times 10^4$  Ci, 감마 선원  $3.712 \times 10^{14}$  photons/s, 중성자 선원  $2.913 \times 10^7$  neutros/s 등을 알 수 있다. 한편, 계산된 모든 선원항은 냉각 기간이 경과함에 따라 감소되는 것을 알 수 있다. 14x14 및 16x16 핵연료에 대한 결과를 살펴보면 모든 선원항이 17x17 핵연료에 비해 작게 나타났다. 이는 이들 핵연료의 초기 농축도와 연소도가 17x17 핵연료에 비해 낮기 때문인 것으로 판단된다. 따라서, 운반 용기 평가 시 적절한 핵연료를 선택하여 사용하는 것이 중요할 것으로 판단된다.

Table 2 Results of Source Term (14x14)

	Elements	Cooling Time					
		Discharge	1.0 y	3.0 y	5.0 y	7.0 y	10.0 y
Total Power (W)	LE	7.511E-01	4.648E-02	1.771E-02	1.035E-02	7.308E-03	4.792E-03
	AC	2.756E+03	2.424E+01	1.250E+01	1.171E+01	1.141E+01	1.101E+01
	FP	4.182E+04	2.478E+02	8.550E+01	4.638E+01	3.368E+01	2.654E+01
	totals	4.458E+04	2.721E+02	9.802E+01	5.810E+01	4.510E+01	3.756E+01
Radioactivity (Ci)	LE	1.398E+02	1.253E+01	4.072E+00	2.101E+00	1.275E+00	6.783E-01
	AC	1.021E+06	3.820E+03	3.212E+03	2.928E+03	2.682E+03	2.354E+03
	FP	3.448E+06	5.786E+04	2.180E+04	1.341E+04	1.068E+04	8.990E+03
	totals	4.470E+06	6.169E+04	2.502E+04	1.634E+04	1.336E+04	1.134E+04
Total Gamma source (Photons/s)	totals	-	1.552E+15	5.581E+14	3.069E+14	2.187E+14	1.667E+14
Total Neutron Source (Neutrons/s)	totals	-	3.212E+07	2.770E+07	2.558E+07	2.372E+07	2.118E+07

Table 3 Results of Source Term (16x16)

	Elements	Cooling Time					
		Discharge	1.0 y	3.0 y	5.0 y	7.0 y	10.0 y
Total Power (W)	LE	7.442E-01	5.031E-02	2.196E-02	1.393E-02	1.013E-02	6.704E-03
	AC	2.742E+03	2.658E+01	1.369E+01	1.288E+01	1.262E+01	1.227E+01
	FP	4.474E+04	2.634E+02	9.250E+01	5.124E+01	3.764E+01	2.984E+01
	totals	4.748E+04	2.900E+02	1.062E+02	6.413E+01	5.027E+01	4.212E+01
Radioactivity (Ci)	LE	1.363E+02	1.195E+01	3.912E+00	2.101E+00	1.325E+00	7.420E-01
	AC	1.013E+06	4.456E+03	3.762E+03	3.430E+03	3.142E+03	2.760E+03
	FP	3.670E+06	6.168E+04	2.366E+04	1.482E+04	1.190E+04	1.006E+04
	totals	4.684E+06	6.615E+04	2.743E+04	1.826E+04	1.504E+04	1.282E+04
Total Gamma source (Photons/s)	totals	-	1.656E+15	6.054E+14	3.387E+14	2.436E+14	1.865E+14
Total Neutron Source (Neutrons/s)	totals	-	3.194E+07	2.732E+07	2.522E+07	2.338E+07	2.090E+07

Table 4 Results of Source Term (17x17)

	Elements	Cooling Time					
		Discharge	1.0 y	3.0 y	5.0 y	7.0 y	10.0 y
Total Power (W)	LE	4.692E+01	6.918E-01	1.892E-01	1.289E-01	9.267E-02	5.851E-02
	AC	2.852E+03	2.992E+01	1.567E+01	1.473E+01	1.439E+01	1.395E+01
	FP	4.715E+04	2.808E+02	9.987E+01	5.587E+01	4.116E+01	3.262E+01
	totals	5.005E+04	3.114E+02	1.157E+02	7.073E+01	5.564E+01	4.663E+01
Radioactivity (Ci)	LE	9.401E+03	2.714E+02	5.886E+01	2.791E+01	1.735E+01	1.035E+01
	AC	1.051E+06	4.714E+03	3.968E+03	3.619E+03	3.316E+03	2.914E+03
	FP	3.870E+06	6.546E+04	2.540E+04	1.606E+04	1.294E+04	1.095E+04
	totals	4.930E+06	7.045E+04	2.943E+04	1.971E+04	1.627E+04	1.387E+04
Total Gamma source (Photons/s)	totals	-	1.781E+15	6.583E+14	3.712E+14	2.673E+14	2.043E+14
Total Neutron Source (Neutrons/s)	totals	-	3.675E+07	3.155E+07	2.913E+07	2.701E+07	2.413E+07

3. 결론

ACPF 운반 용기 해석을 위한 사용후 핵연료에 대한 선원항을 계산하였다. 계산 결과 선원항은 핵연료의 초기 농축도 및 방출 후 냉각 기간에 따라 크게 달라지므로 운반 용기 해석 시 적절한 핵연료의 선택이 요구된다고 할 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. Safety Analysis Report of KN-12 Shipping Cask - Chapter 5. Shielding Evaluation, GNB B 002\_2002\_Chp\_5\_02-01-25, Rev. 0 (2002).