

몬테칼로모사를 이용한 고리 1 호기 감시궤슬에서의 핵반응단면적 및 고속중성자플루언스 계산

김종오, 김종경
한양대학교

요 약

고리 1 호기 원자로 감시궤슬에서의 고속중성자 플루언스를 계산하기 위하여 MCNP코드로 3차원 모델링을 하였다. 중성자선원은 MCNP에 의해 계산된 핵연료봉출력분포를 사용하였고 원자로심부터 원자로 압력용기 밖까지 1 MeV이상의 중성자를 수송시켰다. 감시궤슬은 실제의 같은 크기로 모델링하였고 감시궤슬안의 시편은 원자로 압력용기와 같은 재질의 직육면체로 가정하였다. 그리고 MCNP에 의해 감시시편내의 방사화 시료의 핵반응단면적을 계산하였다. 또한 MCNP에 의해 이론적으로 계산된 감시궤슬에서 중성자 플루언스와 기존의 감시시험에서 측정된 포화방사능으로 부터 계산된 실험적 감시궤슬 중성자 플루언스를 비교하였다. 이론적 궤슬플루언스와 실험적 궤슬플루언스의 비는 대체로 1.0에서 크게 벗어나지 않았으나 감시시험과 시편에 따라 크게 벗어나는 경우도 있었다. MCNP에 의한 유효반응단면적의 계산방법이 기존의 방법보다 모델링 및 계산의 불확실성을 최소화 할 수 있으므로 이번 연구에서 고려하지 못한 원자로심의 연소도를 고려한다면 매우 신뢰성이 높은 결과를 얻을 수 있다.

1. 서 론

원자력발전소의 안전운전을 결정하는 중요한 인자가 원자로 압력용기(reactor pressure vessel)의 건전성(integrity)이다. 중성자의 충돌로 인해 압력용기강이 손상되어 취화(embrittlement)현상이 야기되고 이는 원자로의 건전성은 물론 나아가 원자력발전소의 수

명에 결정적인 영향을 미친다. 이러한 손상을 감시하기 위하여 압력용기강의 재질의 시편(specimen)과 함께 방사화 시료(dosimeter)를 감시캡슐(surveillance capsule)에 넣어 원자로 압력용기 안쪽에 부착하고 원자로내 중성자에 의해 방사화 된 시료를 꺼내어 실험적으로 분석한 후 감시캡슐에서의 중성자에 의한 시료의 포화방사능(saturated activity)을 계산한다. 그리고 원자로내의 중성자 플루언스를 이론적으로 계산하고 이때 감시캡슐의 방사화 시료의 핵유효핵반응단면적(effective reaction cross section)을 산출한 후 유효핵반응단면적과 포화방사능에 의해 근거로 감시캡슐에서의 중성자 플루언스를 계산한다. 그리고 감시캡슐과 원자로압력용기 내벽의 중성자 플루언스의 비인 선배율(lead factor)를 이론적으로 계산하고 선배율과 실험적 캡슐의 중성자 플루언스를 이용해 원자로 압력용기의 중성자 플루언스를 계산한다.

그러므로 원자로 압력용기의 중성자조사량을 계산하기 위해서는 감시캡슐에서의 이론적인 중성자 플루언스와 유효핵반응단면적의 계산이 필수적이다. 그러나 이론적인 계산(computer-based calculation)에서는 몇가지 불확실성(uncertainty)이 내포되어 있다. 이러한 불확실성은 원자로 형태의 모델링, 선원항, 핵단면적자료, 수송이론의 방법 등이 있다. 따라서 불확실성을 최소화 할 수 있는 방안은 몬테칼로방법(Monte Carlo Method)를 사용하는 것이다. 몬테칼로방법은 거의 완벽한 원자로 형태를 모델링할 뿐만 아니라 핵연료봉 단위의 정확한 선원항을 출력분포에 맞도록 구성할 수 있다. 그리고 MCNP⁽¹⁾를 사용할 경우 연속적인 핵단면적을 사용하므로 핵단면적에 의해 있을 수 있는 불확실성을 해결할 수 있다. 또한 기존의 계산방법에서 많이 사용되던 각분할법(Discrete Ordinates Method)에서는 산란각을 근사법에 의해 나타내지만 몬테칼로방법에서는 정확한 산란식을 적용할 수 있어 중성자수송방법에 의한 불확실성도 최소화 할 수 있다.

이번 연구에서는 원자로의 핵연료봉에서 부터 핵연료 집합체, 감시캡슐 그리고 압력용기까지 세밀하게 3차원으로 모델링하였다. 그리고 원자로내의 핵연료봉 출력분포를 계산한 후 봉출력에 의한 감시캡슐에서의 중성자 플루언스 및 유효핵반응단면적을 계산하였다. 감시캡슐에서의 중성자 플루언스가 $\phi(E)$ 이때 캡슐에서의 유효핵반응단면적은 다음과 같이 정의된다.

$$\sigma_{eff} = \frac{\int_0^{\infty} \sigma(E)\phi(E)dE}{\int_{E_c}^{\infty} \phi(E)dE} \quad (1)$$

한편, 방사화 시료가 원자로로 부터 제거되었을 때(time of removal)의 방사능을 A_{TOR} 과 측정되는 방사능 A_{count} 는 다음과 같은 관계가 있다.

$$A_{TOR} = A_{count} e^{\lambda T_{count}} \quad (2)$$

여기서 λ 는 방사화 시편의 붕괴상수이고 T_{count} 은 핵주기말에서 측정될 때까지의 시간이다. 그리고 원자로 가동시의 포화방사능(saturated activity), A_{SAT} 는 다음 식에 의해 계산된다.

$$\frac{A_{TOR}}{A_{SAT}} = \sum_{j=1}^n F_j (1 - e^{-\lambda\tau_j}) e^{-\lambda\tau_d} \quad (3)$$

$$A_{SAT} = N \bar{\phi}_{E_c} \sigma_{eff} \quad (4)$$

가 된다. 여기서 τ_j 는 가동중에 중성자에 조사되는 기간이고, F_j 는 τ_j 동안의 출력을 최대 출력에 대한 비로 나타낸 것이며, τ_d 는 τ_j 와 τ_j 사이의 기간이다. 따라서 켈솔에서의 $E_c > 1.0$ MeV의 평균 중성자플루언스는 다음과 같다.

$$\bar{\phi}_{E_c} = \frac{A_{SAT}}{N \sigma_{eff}} \quad (5)$$

이다. 여기서 A_{SAT} 는 감시시험에서 측정된 것이고 σ_{eff} 는 이론적 계산에서 계산된 유효 반응단면적이나 이를 실험적으로 계산된 켈솔위치에서의 고속중성자 플루언스라고 한다. 이 값은 순수하게 이론적으로 계산된 고속중성자 플루언스와 일치하여야 한다.

2. 연구방법

이번 연구에서는 고리 1 호가의 원자로심 부분을 고리 1 호기 최종안전성분석보고서(FSAR)과 핵설계보고서(Nuclear Design Report)를 기초로 MCNP코드에 의해 3차원으로 모델링하였다. 그림 1과 같이 원자로심은 1/8, 원자로의 축방향으로는 1/2로 reflective

boundary를 이용하여 모델링하였다. 그리고 축방향의 출력분포를 적용하기 위하여 원자로를 4 segment로 등분하였다.

원자로 모델링의 검증은 고리 1 호기의 초기노심에 대해 임계도 및 붕출력분포, 핵연료집합체의 상대적 출력분포를 계산하였다. 그 결과 FSAR의 출력과 비교해 볼 때 그림 2와 같이 매우 정확한 결과를 얻었다.

MCNP코드에서의 중성자선원은 고리 1 호기의 최대출력에 대한 핵분열수와 MCNP에 의해 계산된 핵연료봉의 출력분포에 따라 샘플링되도록 하였고 샘플링되는 중성자의 에너지는 핵분열에서 생성되는 것이므로 Watt스펙트럼으로 가정하였다. 원자로심의 같은 segment내에서는 축방향에 따르는 출력분포는 균일하다고 가정하여 일정하게 샘플링되도록 하였다.

감시궤술에서 표 1 과 같은 반응에 대해서 식(1)에 의해 유효핵반응단면적을 계산하였다. 그리고 감시궤술에서의 이론적 중성자 플루언스를 계산하였다. 그리고 기존의 감시시험에서 계산된 포화방사능과 이번 연구에서 계산된 유효핵반응단면적에 의해 식(5)의 실험적 감시궤술에서의 중성자 플루언스를 계산하였다.

3. 계산결과 및 토의

이번 연구에서는 고리 1 호기 원자로심을 MCNP에 의해 세밀하게 모델링하였다. 그리고 이로부터 핵연료봉 및 핵연료집합체의 출력분포를 성공적으로 계산하였다. 그리고 같은 모델을 사용하여 감시궤술에서의 이론적 중성자 플루언스를 계산하였고 이때 이론적인 유효핵반응단면적을 동시에 계산하였다. 이론적 유효핵반응단면적과 기존의 감시시험에서의 포화방사능으로부터 감시궤술에서의 실험적 중성자 플루언스를 계산하였다. 그리고 이론적 중성자 플루언스와 실험적 중성자 플루언스의 비를 계산하였다.

표 2 는 기존의 감시시험에서 DOT에 의해 계산된 유효핵반응단면적과 이번 연구의 MCNP에 의해 계산된 유효핵반응단면적을 나타내었다. Np-237의 경우 threshold energy가 0.02 MeV 이하이므로 정확한 결과가 될 수 없다. 그리고 Cu의 경우 threshold energy가 6 MeV이므로 MCNP에서 6 MeV이상의 중성자에 대한 샘플링수가 적어서 큰 계산 오차를 나타내었다. 그외의 시료에서는 10%정도의 오차를 보여 믿을 수 있는 결과라 할 수 있다. 기존의 결과와 비교 할 때 많은 차이가 나타나고 있으나 기존의 결과 역시 서로간

의 차이가 많아 유효핵반응단면적으로는 계산의 정확성을 알 수 없다.

그리고 표 3 에는 기존의 감시시험에서 측정된 포화방사능을 나타내고 있으며 표 4는 기존의 연구에서 계산된 실험적 캡슐플루언스이다. 표 5는 이번 연구에서 계산된 실험적 캡슐플루언스를 나타내고 이론적 플루언스와 실험적 플루언스의 비를 같이 나타내었다. 계산의 결과의 대부분은 1.0에서 크게 벗어나지 않고 있으므로 정확한 계산이라고 할 수 있다. 그러나 간혹 1.0에서 많이 벗어난 결과도 있었는데 이에 대한 원인은 기존의 감시 시험에서 제시하고 있는 포화방사능의 측정에 대한 언급이 거의 없어 정확한 판단이 어렵다. 만약 정확한 포화방사능이라면 이번 연구의 결과중 큰 차이를 보이는 것은 핵연료 연소에 따른 핵분열생성물에 대한 모델링의 불확실성과 생성되는 Pu-239의 핵분열 스펙트럼에 의한 불확실성 그리고 고리 1 호기의 핵연료집합체의 장전모형 및 핵연료농축도의 변화에 의한 불확실성에 기인한다고 할 수 있다. 앞으로 이러한 불확실성을 최소화하면 정확한 감시캡슐의 중성자 플루언스를 계산할 수 있고 나아가 정확한 원자로 압력용기에서의 중성자 플루언스의 계산이 기대된다.

참고문헌

- (1) J. F. Briesmeister, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code," Version 4, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, 1993.
- (2) 김창효 외, "원자로 압력용기 중성자 조사량 평가," KINS/HR-095, 한국원자력 안전기술원, 1994.
- (3) 문복자, 이성희, "CASK, BUGLE80, BUGLE93을 이용한 원자로 압력용기 중성자 조사량 분포 비교," J. of Korean Nuclear Society, 27, No. 2, 248(1995).
- (4) W. A. Rhoads and R. L. Childs, "The DORT Two-Dimensional Ordinates Transport Code System," RSCI-CCC-484, Radiation Shielding Information Center, 1989.
- (5) 최순필 외, "원자력 1 호기 제 1 차 원자로용기 재료 감시시험," 1980.
- (6) 최순필 외, "원자력 1 호기 제 2 차 원자로용기 재료 감시시험," 1985.
- (7) 최순필 외, "원자력 1 호기 제 3 차 원자로용기 재료 감시시험(캡슐S)," 1986.
- (8) 최순필 외, "원자력 1 호기 제 4 차 원자로용기 재료 감시시험(캡슐R)," 1990.
- (9) 홍준화 외, "고리 1 호기 원자로 압력용기 건전성평가(저인성 파괴해석)," KAERI/CR-005/94, 한국원자력연구소, 1994.

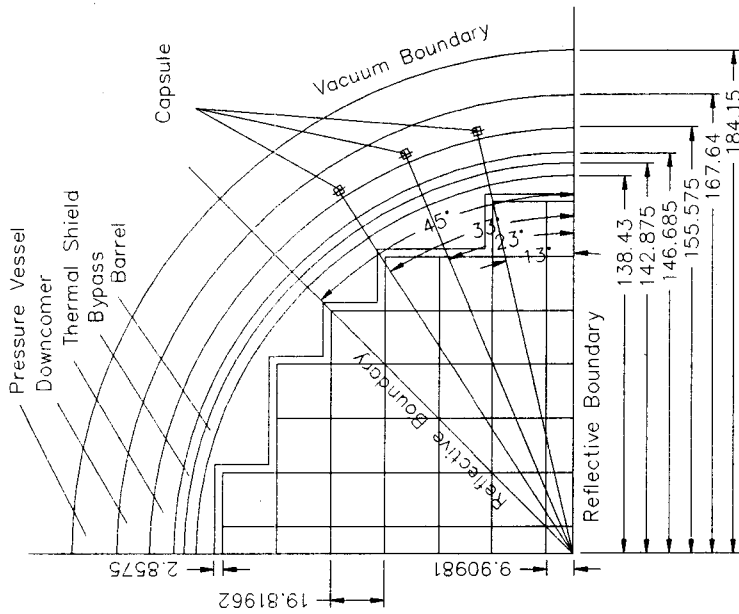


Figure 1. The Cross Sectional View of Kori Unit 1 MCNP Model

	7	8	9	10	11	12	13
C					0.722		
				1.120	1.043	0.608	
D				1.102	1.053	0.586	
				-1.607	0.959	-3.618	
E				1.179	1.062	0.778	
				1.140	1.062	0.770	
				-0.524	0.000	-1.028	
F				1.080	1.151	1.132	0.662
				1.096	1.174	1.108	0.673
				-2.377	1.998	-2.120	1.662
G				1.096	1.145	1.064	0.821
				1.118	1.134	1.053	0.839
				1.176	-0.961	-1.034	2.192
Core Center	1.081	0.986	1.105	1.096	1.145	1.064	0.821
	1.019	0.958	1.118	1.134	1.134	1.053	0.839
	-5.735	-2.840	1.176	3.467	-0.961	-1.034	2.192

Root Mean Square Error = 2.159
K Value = 1.0003

Figure 2. Axially Averaged Power Density Distribution of BOL (HYUXS Library, Core Temperature)

Table 1. Reactions, Threshold Energy, and Number Density of Radiative Dosimeter in the Capsule

Dosimeter	Reaction	Threshold Energy(MeV)	atoms/mg	Yield(%)
^{54}Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	2.5	6.2543×10^{17}	
^{58}Ni	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	2.1	7.0039×10^{18}	
^{63}Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	6.1	6.5551×10^{18}	
^{237}Np	$^{237}\text{Np}(n, f)F.P.$	< 0.02	2.5298×10^{18}	6.25 ^{137}Cs
^{238}U	$^{238}\text{U}(n, f)F.P.$	1.5	2.5404×10^{18}	5.99 ^{137}Cs

Table 2. Effective Reaction Cross Sections

Capsule at 13°	$^{54}\text{Fe}(n,p)$	$^{58}\text{Ni}(n,p)$	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$	$^{238}\text{U}(n,f)$	$^{237}\text{N}(n,f)$
First Test(1980)	7.28-2*	9.82-2	7.60-2	3.81-1	3.09
Second Test(1985)	6.28-2	8.31-2	5.41-4	3.46-1	2.70
Third Test(1986)	5.225-2	7.376-2	7.165-4	2.770-1	1.435
Forth Test(1990)	6.382	8.879-2	6.406-4	3.468-1	2.860
Report(1994)	5.097-2	7.092-2	4.806-4	3.201-1	3.226
This Work(MCNP)	5.776-2	8.151-2	3.479-4	3.422-1	1.682
Capsule at 23°	$^{54}\text{Fe}(n,p)$	$^{58}\text{Ni}(n,p)$	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$	$^{238}\text{U}(n,f)$	$^{237}\text{N}(n,f)$
First Test(1980)	-	-	-	-	-
Second Test(1985)	7.23-2	9.49-2	7.49-4	3.60-1	2.70
Third Test(1986)	5.743-2	8.049-2	8.541-4	2.880-1	1.449
Forth Test(1990)	6.913-2	9.450-2	7.495-4	3.542-1	2.804-1
Report(1994)	5.836-2	7.984-2	5.067-4	3.329-1	3.071
This Work(MCNP)	8.571-2	1.160-1	6.577-4	3.822-1	1.651
Capsule at 33°	$^{54}\text{Fe}(n,p)$	$^{58}\text{Ni}(n,p)$	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$	$^{238}\text{U}(n,f)$	$^{237}\text{N}(n,f)$
First Test(1980)	-	-	-	-	-
Second Test(1985)	-	-	-	-	-
Third Test(1986)	5.527-2	7.769-2	8.058-4	2.830-1	1.446
Forth Test(1990)	5.563-2	7.676-2	5.692-4	3.286-1	3.116
Report(1994)	3.992	3.281	3.468-1	2.787	3.469
This Work(MCNP)	6.849-2	9.381-2	4.280-4	3.352-1	1.639

* Read 7.28-2 as 7.28×10^{-2} barns

Table 3. Saturated Activities of Radiative Dosimeters

A _{SAT}	⁵⁴ Fe(n,p)	⁵⁸ Ni(n,p)	⁶³ Cu(n, α)	²³⁸ U(n,f)	²³⁷ N(n,f)
13° (First)	5060	5560	452	5350	63600
23° (Second)	3630	44300	339	3390	3270
33° (Third)	1514	4901	113	344	1726
13° (Forth)	2995	3387	215	-	-

Table 4. Experimental Capsule Fluence of Surveillance Capsule of Test Experiments

Capsule Fluence	⁵⁴ Fe(n,p)	⁵⁸ Ni(n,p)	⁶³ Cu(n, α)	²³⁸ U(n,f)	²³⁷ N(n,f)
13° (First)	1.111+11*	8.084+10	9.073+10	9.267+10	1.296+11
13° (Second)	1.288+11	9.553+10	1.275+11	1.020+11	1.436+11
23° (Second)	8.028+10	6.665+10	6.905+10	6.214+10	7.628+9
33° (Third)	8.900+10	6.870+10	5.249+10	7.588+10	7.100+10
13° (Forth)	7.504+8	5.447+10	5.124+10	-	-

Table 5. Experimental Capsule Fluence of Surveillance Capsule of MCNP Calculation

Capsule Fluence	⁵⁴ Fe(n,p)	⁵⁸ Ni(n,p)	⁶³ Cu(n, α)	²³⁸ U(n,f)	²³⁷ N(n,f)
13° (First)	1.393+11 (0.703)**	9.699+10 (1.01)	1.917+11 (0.511)	1.040+11 (0.941)	2.530+11 (0.387)
23° (Second)	6.797+10 (0.923)	5.486+10 (1.14)	7.665+10 (0.818)	5.958+10 (1.05)	1.251+10 (5.01)
33° (Third)	7.385+10 (0.787)	5.856+10 (0.992)	1.041+11 (0.558)	6.515+10 (0.892)	6.271+10 (0.927)
13° (Forth)	8.244+10 (1.19)	5.909+10 (1.66)	9.127+10 (1.07)	-	-

* Read 1.111-11 as 1.111×10^{-11} barns

** C/E : Calculated Fluence to Experimental Fluence at Capsules