

Current Status and Characterization of CANDU Spent Fuel for Geological Disposal System Design

심지층 처분시스템 설계를 위한 중수로 사용후핵연료 현황 및 선원항 분석

Dong-Keun Cho, Seung Woo Lee, JeongHun Cha, Jongwon Choi, Yang Lee* and Heui-Joo Choi

Korea Atomic Energy Research Institute, Daedeokdaero 1045, Yuseong-gu, Daejeon

dkcho@kaeri.re.kr

조동건, 이승우, 차정훈, 최종원, 이양*, 최희주

한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

*SK건설, 서울시 종로구 관훈동 192-18

(Received March 25, 2008 / Revised June 2, 2008 / Approved June 5, 2008)

Abstract

Inventories to be disposed of, reference burnup, and source terms for CANDU spent fuel were evaluated for geological disposal system design. The historical and projected inventory by 2040 is expected to be 14,600 MtU under the condition of 30-year lifetime for unit 1 and 40-year lifetime for other units in Wolsong site. As a result of statistical analysis for discharge burnup of the spent fuels generated by 2007, average and stand deviation revealed 6,987 MWD/MtU and 1,167, respectively. From this result, the reference burnup was determined as 8,100 MWD/MtU which covers 84% of spent fuels in total. Source terms such as nuclide concentration for a long-term safety analysis, decay heat, thermo-mechanical analysis, and radiation intensity and spectrum was characterized by using ORIGEN-ARP containing conservativeness in the aspect of decay heat up to several thousand years. The results from this study will be useful for the design of storage and disposal facilities..

Key words : spent nuclear fuel, source term, geological disposal system, high-level waste, reprocessing, radioactive waste

요약

후행 핵연료주기 경제성 평가는 추정 비용의 불확실성, 평가 대상기간의 장기성, 적용 할인율에 따른 계산결과의 변동성 등 많은 불확실성을 내포하고 있기 때문에 평가기관 또는 평가자에 따라 그 결과가 서로 상이하다. 본고에서는 지금까지 수행된 주요 경제성 평가 연구들을 조사

/분석하여 그 특징과 한계를 알아봄으로써 현재 국내에서 추진되고 있는 사용후핵연료 공론화 및 후행 핵연료주기 정책연구 추진에 기초자료로 활용될 수 있도록 하고자 하였다. 분석 결과 사용후핵연료 재활용 옵션에 비해 직접처분 옵션이 유리하나, 입력 자료로 사용된 파라미터 값에 따라 결과의 불확실성이 많이 나타나 이 부분에 대한 추가적인 연구가 필요하다는 사실을 알 수 있었다.

중심단어 : 사용후핵연료, 선원항, 심지층 처분시스템, 고준위폐기물, 재처리, 방사성폐기물

I. 서론

2008년 3월 현재, 20기의 원자력발전소가 우리나라에서 운영중이며, 이로부터 매년 약 700톤의 사용후핵연료가 발생한다. 2007년 12월 기준으로 총 사용후핵연료 발생량은 9,420톤(이중 중수로 사용후핵연료 5,092톤)에 달하고 있다. 이처럼 많은 사용후핵연료에 대한 장기관리 방안을 마련하기 위해 다각적으로 정부 및 학계에서 노력중이나[1,2], 현재까지 사용후핵연료 장기관리를 위한 확고한 국가정책은 정해지지 않은 상태이다.

2007년 1월, 제254차 원자력위원회에서 심의 의결한 '제3차 원자력진흥종합계획' [3,4]은 지속가능발전을 위한 안정적인 원자력 에너지 공급이라는 정책목표 하에 소듐냉각고속로 등 핵비확산성 원자로와 사용후핵연료의 효과적 관리를 위한 파이로프로세싱(pyroprocessing) 핵심기술을 개발한다는 연구방향을 설정하고 있다. 이는 가압경수로에서 발생한 사용후핵연료는 건식처리(pyroprocessing)하여 초우라늄 계열은 고속로에 장전하여 연소시키고 세슘 및 스트론튬은 분리하여 저장냉각후 처분하며, 나머지 폐기물은 안정화하여 처분한다는 개념을 기반으로 하고 있는 것이다. 이렇게 함으로써 자원활용성을 높이고, 심지층처분해야 할 물량을 감소시킬 수 있기 때문이다 [5]. 중수로 사용후핵연료는 재활용 가치가 적으므로 현재로서는 직접처분이 타당해보이며, 한국원자력연구원에서는 '고준위폐기물 장기관리 기술개발' 연구의 일환으로 중수로 사용후핵연료에 대해 심지층 직접처분을 전제로 처분효율을 높이기 위한 연구를 진행 중에 있다[6].

심지층 처분시스템 설계를 위해서는 열해석, 방사선차폐해석, 구조해석, 처분장 배치분석 등이 필수적이며, 이를 위해서는 처분대상 물량, 폐기물의 열발생률, 방사선세기 및 스펙트럼 정보 등의 분석이 선행되어야 한다. 이런 배경 하에 본 연구에서는 중수로 사용후핵연료를 대상으로 처분시스템 설계에 기본적으로 필요한 처분대상 물량, 방출연소도 현황 등을 분석하고, 이를 바탕으로 중수로 기준사용후핵연료에 대하여 핵종농도, 열원항 및 방사선원항 등을 도출하였다.

II. 사용후핵연료 현황

가. 사용후핵연료 발생량 추이

현재 가압경수로 16기와 중수로 4기가 운영 중이며, 정부에서 확정 고시한 2020년까지의 제3차 전력수급기본계획[7]을 반영하면, 2016년까지 1,000 MW급 경수로원자로 4기, 1,400 MW급 경수로원자로 4기가 순차적으로 건설 완료될 예정이나, 중수로 원전에 대한 신규건설계획은 없다. 월성 1호기에 대해서는 2009년에 설비개선을 수행하여 전력생산에 기여할 예정이다.

전력수급기본계획을 근거로 중수로 4기를 대상으로 사용후핵연료 연도별 발생량 및 누적량을 추정하였다. 처분물량 발생량은 네 가지 시나리오에 대해 추정하였다. 첫 번째 시나리오(Case 1)는 월성 1호기는 30년 운전, 그 외 호기는 40년 운전기간을 가정한 경우이며, 두 번째, 세 번째, 네 번째 시나리오는 모든 호기에 대해 각각 40년(Case 2), 50년(Case 3) 및 60년(Case 4) 운전기간을 가정한 경우이다. 첫 번째 시나리오는 현재까지 인허가된 운전허가 연수를 가

정한 경우이며, 그 외 시나리오는 설비개선 후 지속적 연장운전을 가정한 경우이다.

각 호기별 사용후핵연료 누적량(MtU) 예측 모델은 식 (1)을 사용하였다. 식 (1)에서 C_f^k 는 k호기에 대한 최종 사용후핵연료 발생 누적량을 의미하며, C_c^k 는 기준연도까지의 사용후핵연료 발생 실제 누적량, L_c^k 는 노심을 구성하는 핵연료 총장전량, n =기준연도부터 폐로 시까지 향후 운전기간(연)을 의미한다.

$$C_f^k = C_c^k + \sum_{i=1}^n D_{avg}^k + L_c^k \dots\dots\dots (1)$$

여기서, D_{avg}^k =k호기의 연평균 사용후핵연료 발생량을 의미하며, 본 연구에서는 (주)한수원에서 제공한 값인 97.3 MtU/yr을 적용하였다[8]. 그림 1은 이 모델을 이용하여 평가한 각 경우에 대한 사용후핵연료 발생량 추이를 나타내고 있다. Case 1의 경우 2040년에 약 14,600톤을 나타냈으며, Case 3의 경우 2050년에 약 19,500톤을 나타냈다.

나. 연소도 분포

사용후핵연료의 연소도는 붕괴열량과 밀접한 관계를 갖고 있고, 붕괴열량은 단위면적당 우라늄 처분량으로 표기되는 처분밀도와 밀접한 관계를 가지므로 이에 대한 분석은 처분시스템 설계에 매우 중요하다.

2007년까지 발생한 중수로 사용후핵연료를 대상

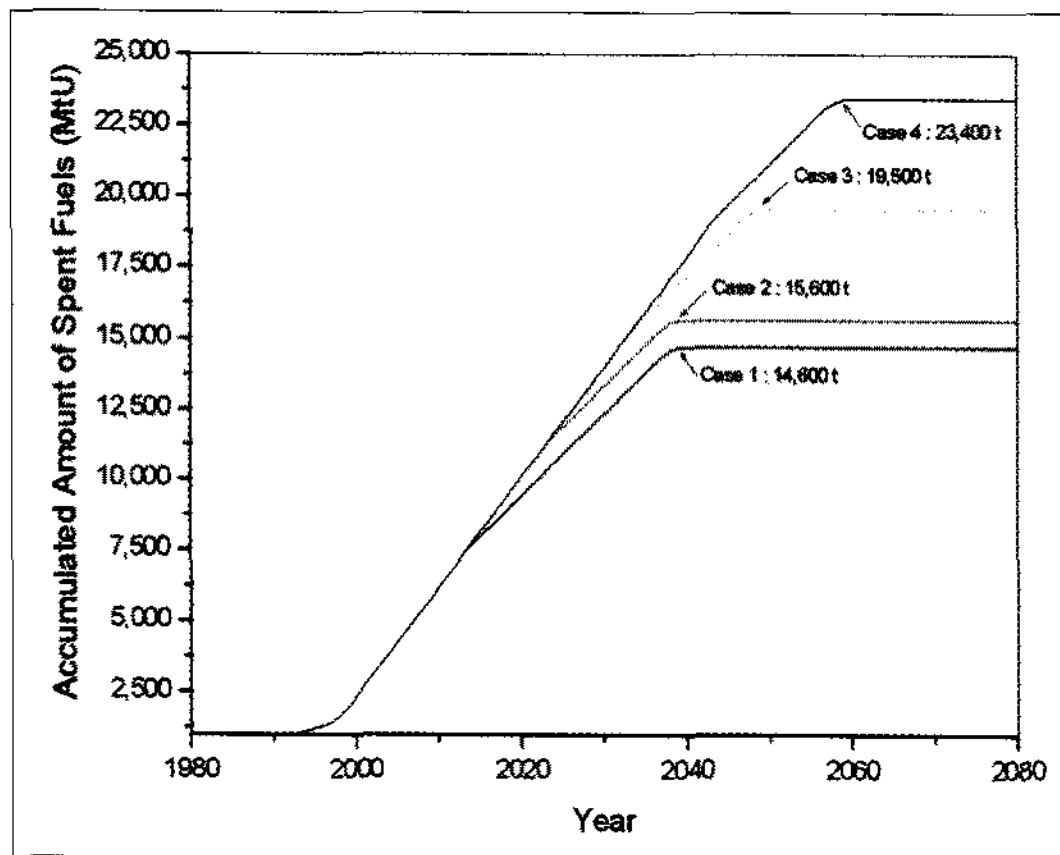


Fig. 1. Accumulated Amount of Spent Fuels as a Function of Time

으로 방출연소도에 대한 통계분석을 수행하였다[9]. 그림 2는 월성 1호기에서 각 연도별로 발생한 사용후핵연료를 대상으로 방출연소도 현황을 통계분석한 그래프이다. 그래프에서 보는 바와 같이, 방출연소도에 있어 증가추세 또는 감소추세 같은 특이한 경향은 없는 것을 볼 수 있다. 월성 2, 3, 4호기에서 발생한 사용후핵연료에 대해서도 같은 경향을 나타냈다. 월성원전 전호기를 대상으로 분석한 결과, 방출연소도의 평균값은 6,987 MWD/MtU, 표준편차는 1,167로 나타났다. 표 1에는 각 호기 및 월성 전호기를 대상으로 통계분석한 방출연소도의 평균 및 표준편차가 기재되어 있다.

사용후핵연료 처분시스템 설계를 위해서는 기준 사용후핵연료에 대한 대표연소도 선정이 필요한데, 평균값에서 단일방향으로 1σ 유의수준(one-sided tolerance)을 설정하면 기준사용후핵연료는 84%를 대표할 수 있으므로 대표 연소도는 8,100 MWD/MtU로 선정하였다. 이렇게 설정할 경우 이 값을 초과하는 사용후핵연료 즉, 16%의 물량은 대표연소도보다 낮은 값을 갖는 84%의 사용후핵연료와 함께 처분용기에

Table 1. Burnup Distribution for Spent Fuels in Wolsong Units

Wolsong Unit	Discharge Burnup Distribution (MWD/MtU)	
	Mean	Standard Deviation
Unit 1	6,923	941
Unit 2	7,005	1,123
Unit 3	6,858	1,249
Unit 4	7,010	1,188
Total	6,987	1,167

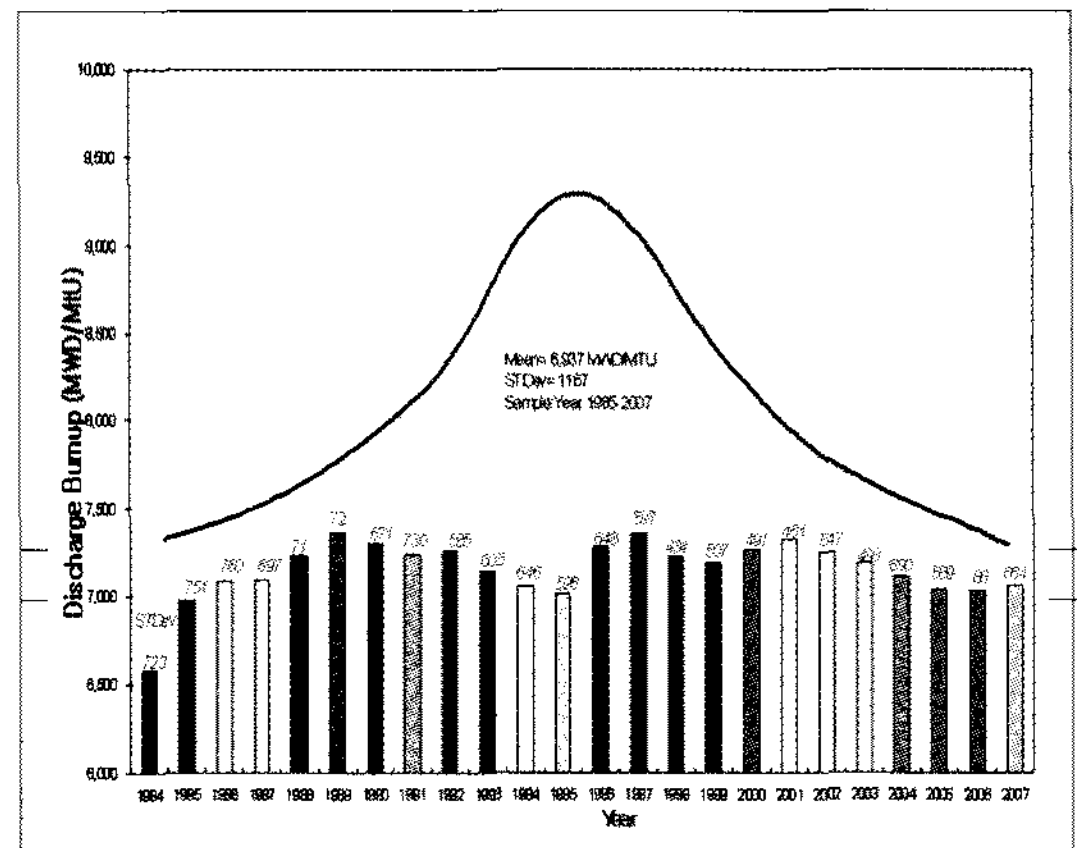


Fig. 2. Burnup Distribution for Wolsong Unit 1.

장전하면 사용후핵연료 평균연소도는 충분히 대표연소도 이하로 유지시킬 수 있을 것으로 판단된다.

III. 사용후핵연료 특성 분석

가. 해석방법론

① 해석체계

처분대상이 되는 중수로 사용후핵연료에 대한 선원항 특성분석을 위해서는 원자로내에서의 핵분열 및 중성자 흡수에 의한 핵종생성(buildup)을 추적해야 하며, 원자로 방출 후 각 핵종들의 자연붕괴에 의한 핵종생성 및 소멸을 모사해야 한다. 사용후핵연료 성능평가 코드로 ORIGEN2 및 ORIGEN-ARP을 사용할 수 있다. 그런데, 처분시스템 설계시 가장 중요한 붕괴열 측면에서 상호 코드 계산 값을 비교한 결과, 처분관점에서 중요한 수십에서 수천 년 사이에서 ORIGEN-ARP이 5%정도 높게 예측하고, 이는 처분공의 간격에 영향을 미치는 것으로 나타나, 본 연구에서는 ORIGEN-ARP을 사용하였다. 그림 3은 ORIGEN2와 ORIGEN-ARP으로 각각 평가한 붕괴열을 비교한 그래프이며, 그림 4는 열원차가 처분공 간격에 미치는 영향을 무시할 수 없음을 보여주고 있다. 그림 4는 5%의 열원차가 약 10% 정도의 처분공 간격변화를 초래함을 보여주고 있으며, 이는 굴착량에 큰 영향을 주므로 처분시스템 설계에서 매우 중요하다. 그림 4의 열원 변화에 따른 처분간격변화 평가

시 기준모델은 한국형처분시스템[10]을 사용하였으며, 벤토나이트의 최대온도가 100℃가 되는 시점에서 처분공 및 터널 간격을 평가하였다. 평가코드는 NISA[11] 코드를 사용하였다. 중수로 사용후핵연료 처분을 위한 한국형처분시스템은 처분공 간격 4m, 처분터널 간격 40m이며, 102cm의 외경, 483cm 길이를 갖는 처분용기가 처분공 안에 거치되며 처분공 내 벽과 처분용기 사이에는 벤토나이트 완충재가 채워지는 설계안이다.

② 해석방법론 및 가정

본 연구에서 사용한 ORIGEN-ARP에서 취급하고 있는 시간 t에서의 연소 및 냉각에 따른 핵종 변화율을 모사하는 지배방정식은 식 (2) 과 같다. 식 (2)는 핵종 i의 변화율은 타핵종의 붕괴와 타핵종의 중성자 흡수반응에 의한 생성률과 자신의 붕괴와 중성자 흡수반응에 의한 손실률의 차와 같음을 의미한다.

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \delta_{ij} \lambda_j N_j + \sum_k f_{ik} \sigma_k \Phi N_k - (\lambda_i + \sigma_i \Phi) N_i \dots\dots (2)$$

여기서, N_i = 핵종 i의 수밀도,

λ_i = 핵종 i의 붕괴상수,

σ_i = 스펙트럼이 가중된 핵종 i의 중성자 흡수단면적,

δ_{ij} = 핵종 j에서 i로의 방사성 붕괴분율,

f_{ik} = 핵종 k의 중성자흡수로 인한 i로의 변환 분율,

Φ = 스펙트럼 및 공간에 대해 평균된 중성자속을 의미한다.

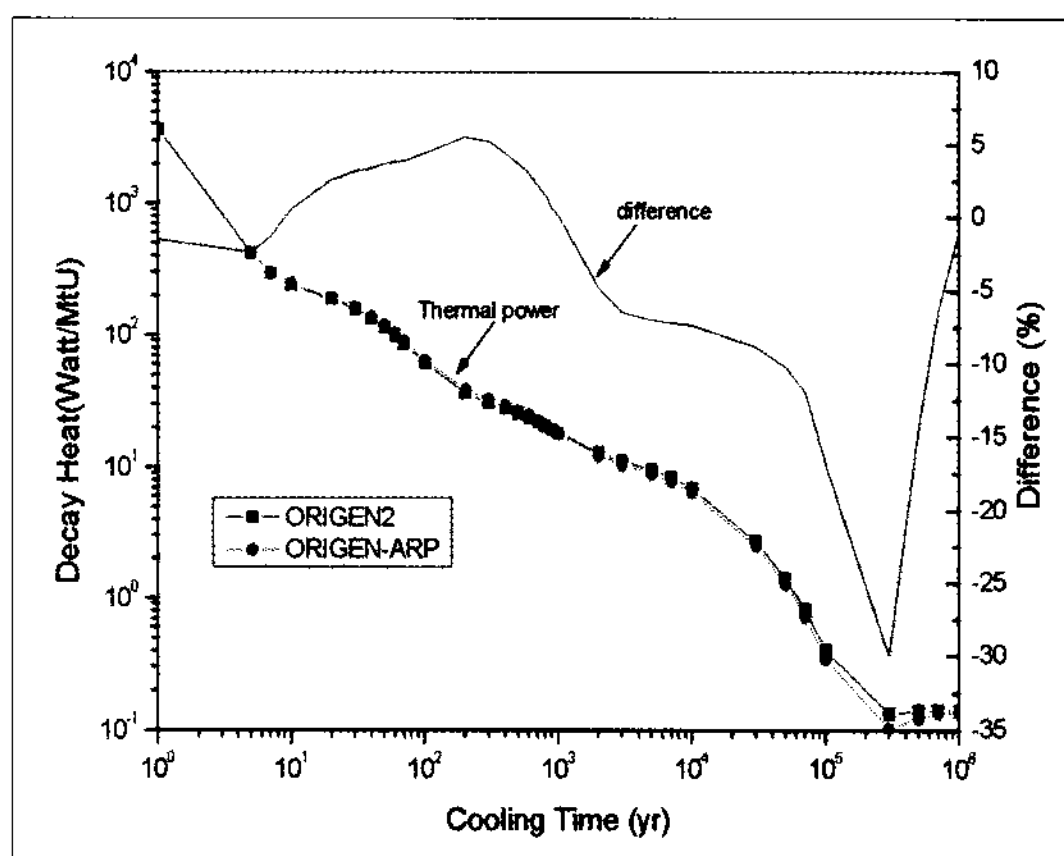


Fig. 3. Difference of Decay Heat from Each Analysis Code

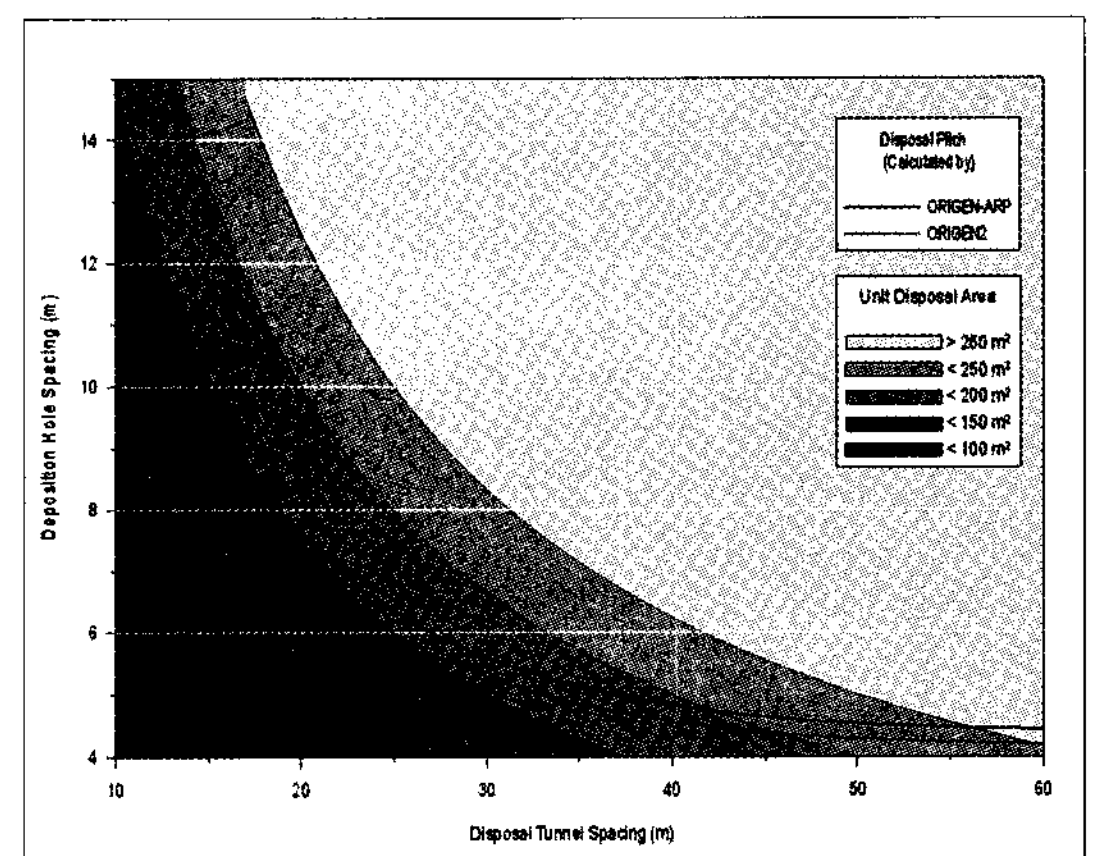


Fig. 4. Disposal Hole and Tunnel Spacing for Each Decay Heat

식 (2)에서 중성자속이 존재하는 항은 원자로내 연소반응 해석시만 기여하며, 원자로 방출후 냉각 계산시는 중성자에 의한 반응은 무시할 수 있으므로 기여하지 않게 된다. 본 연구에서 식 (2)를 각 핵종별로 해석하기 위해 필요한 핵반응단면적라이브리리는 중수로 핵연료가 원자로 내에 장전되어 연소되는 조건에서의 중성자스펙트럼이 가중되어 생성된 중수로 사용후핵연료 내장라이브리리를 사용하였다.

연소조건에서의 비출력은 평균값인 25.5 W/gU를 적용하였으며, 방출연소도 8,100 MWD/MtU에 상응하는 318일 동안 원자로 정지없이 연소시켰다. 사용후핵연료 1MtU을 기준으로 도출하였으며, 계산시 이에 상응하는 구조재의 양도 고려하였다.

나. 사용후핵연료 선원항 분석

① 핵종농도

처분안전성 평가시 입력자료로 활용하기 위하여 사용후핵연료 내에 존재하는 액티나이드 및 핵분열 생성물을 도출하였다. 일반적으로 안전성평가코드 내에 붕괴사슬을 갖고 있어 처분시점에서 존재하는 핵종량을 입력해주면 시간에 따른 핵종변화를 추적하므로 여기서는 입력값으로 활용할 수 있도록 처분시점인 20년에서 50년까지 도출하였다.

우선 방출후 10년 시점에서의 사용후핵연료내에 존재하는 자원의 양은 ²³⁵U의 경우 0.2 wt.% Pu의 경우 0.4 wt.%로 자원의 가치는 미미한 것으로 확인되었다. 냉각기간 10~50년 시점에서의 주요 액티나이

드의 변화를 보면 10년 추가냉각시마다 ²³⁷Np, ²⁴¹Am의 경우, 각각 8%, 10% 증가를 나타냈으며, ²³⁸Pu, ²⁴¹Pu의 경우, 각각 8%, 60% 정도의 감소추세를 갖는 것으로 나타났다.

표 2 및 표 3에는 처분안전성 평가시 중요한 핵종에 대해서만 연도별로 핵종농도를 나타내었다. 이 값은 처분측면에서 중수로 사용후핵연료 특성 파악 및 안전성 평가시 유용하게 활용될 것이다.

② 붕괴열

처분시스템 설계시 열해석 및 구조해석에 필요한 열원항을 도출하기 위하여 8,100 MWD/MtU의 대표연소도에 대하여 붕괴열원을 도출하였다. ORIGEN-ARP을 이용하여 원자로 방출 후, 냉각시간에 따른 붕괴열

Table 2. Actinide Concentration at Different Cooling Time

Nuclide	Cooling Time after Discharge (yr)			
	20	30	40	50
²³⁴ U	7.958E-01	1.129E+00	1.438E+00	1.723E+00
²³⁵ U	2.008E+03	2.009E+03	2.010E+03	2.010E+03
²³⁶ U	7.761E+02	7.772E+02	7.783E+02	7.794E+02
²³⁸ U	9.847E+05	9.847E+05	9.847E+05	9.847E+05
U	9.875E+05	9.875E+05	9.875E+05	9.875E+05
²³⁷ Np	3.314E+01	3.611E+01	3.952E+01	4.317E+01
²³⁸ Pu	4.444E+00	4.107E+00	3.796E+00	3.509E+00
²³⁹ Pu	2.597E+03	2.596E+03	2.595E+03	2.594E+03
²⁴⁰ Pu	1.086E+03	1.085E+03	1.084E+03	1.083E+03
²⁴¹ Pu	1.035E+02	6.385E+01	3.938E+01	2.429E+01
²⁴² Pu	7.708E+01	7.708E+01	7.708E+01	7.708E+01
Pu	3.868E+03	3.826E+03	3.799E+03	3.782E+03
²⁴¹ Am	1.681E+02	2.048E+02	2.258E+02	2.372E+02
^{242m} Am	3.436E-02	3.271E-02	3.114E-02	2.965E-02
²⁴³ Am	3.582E+00	3.579E+00	3.576E+00	3.572E+00
Am	1.717E+02	2.084E+02	2.294E+02	2.408E+02

Table 3. Fission Products Concentration at Different Cooling Time

Nuclide	Cooling Time after Discharge (yr)			
	20	30	40	50
¹⁴ Cs	1.467E-01	1.465E-01	1.463E-01	1.462E-01
³⁶ Cl	3.296E-01	3.296E-01	3.296E-01	3.296E-01
⁷⁹ Se	1.228E+00	1.228E+00	1.228E+00	1.228E+00
⁹⁰ Y	2.065E-02	1.614E-02	1.262E-02	9.863E-03
⁹⁰ Sr	7.945E+01	6.211E+01	4.855E+01	3.795E+01
⁹⁴ Nb	1.452E-04	1.452E-04	1.451E-04	1.451E-04
⁹⁹ Tc	2.106E+02	2.106E+02	2.105E+02	2.105E+02
¹⁰⁷ Pd	6.184E+01	6.184E+01	6.184E+01	6.184E+01
¹²⁶ Sn	5.572E+00	5.571E+00	5.571E+00	5.570E+00
¹²⁶ Sb	2.647E-07	2.647E-07	2.647E-07	2.646E-07
¹²⁹ I	4.775E+01	4.775E+01	4.775E+01	4.775E+01
¹³⁵ Cs	3.002E+01	3.002E+01	3.002E+01	3.002E+01
¹³⁷ Cs	1.970E+02	1.564E+02	1.241E+02	9.850E+01

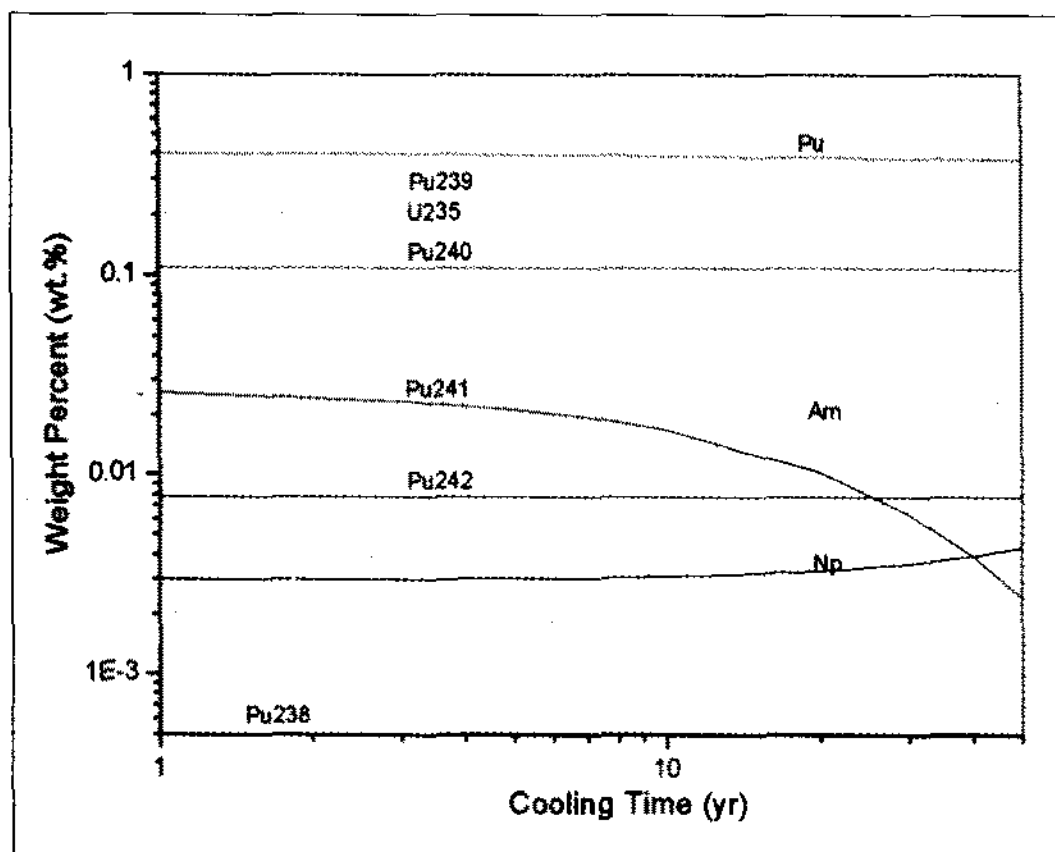


Fig. 5. Variation of Major Actinides as a Function of Cooling Time.

량을 구하고, 향후 열해석 시 처분용기내 열발생 입력 값으로 사용할 수 있도록 통계분석을 수행하여 회귀식을 산출하였다. 도출된 회귀식은 식 (3)과 같다.

$$y = C1 \text{EXP}(-A1 t) + C2 \text{EXP}(-A2 t) + C3 \text{EXP}(-A3 t) + y_0 \quad (3)$$

여기서,

y : 붕괴열 (Watts/MtU)

t : 원자로 방출 후 냉각시간(yr)을 나타내며, 그 외는 상수 값을 나타낸다.

냉각시간대별 붕괴열 감소 경향이 다르므로 냉각시간대 별로 회귀식의 상수를 도출하였다. 회귀상수는 표 4에 기재된 바와 같으며, 붕괴열의 변화는 그림 6에서 보는 바와 같다. 그림 6에서 보듯이, 처분시스템 설계시 약간의 보수성을 갖도록 하기 위하여 회귀식으로 평가된 붕괴열량 값이 ORIGEN-ARP의 계산을 통해 산출된 값보다 1년 시점에서의 값만을 제외하고 모두 약간 높은 값을 갖도록 산출하였다.

붕괴열 측면에서 20~50년 시점에서의 냉각 특성을 살펴보면, Cs, Sr의 딸핵종인 Ba 및 Y가 총붕괴열의 60% 정도를 차지하는 것으로 나타났으며, 이 네

Table 4. Coefficient for Regression Formula corresponding to Each Time Span

냉각기간	C1	A1	C2	A2	C3	A3	Y0
$1 \leq t \leq 100$	251.12	0.02442	5,431.4	0.71648	0	0	47.23
$100 \leq t \leq 1E+6$	11.50	5.96E-05	33.255	0.00154	218.60	0.02183	0.71

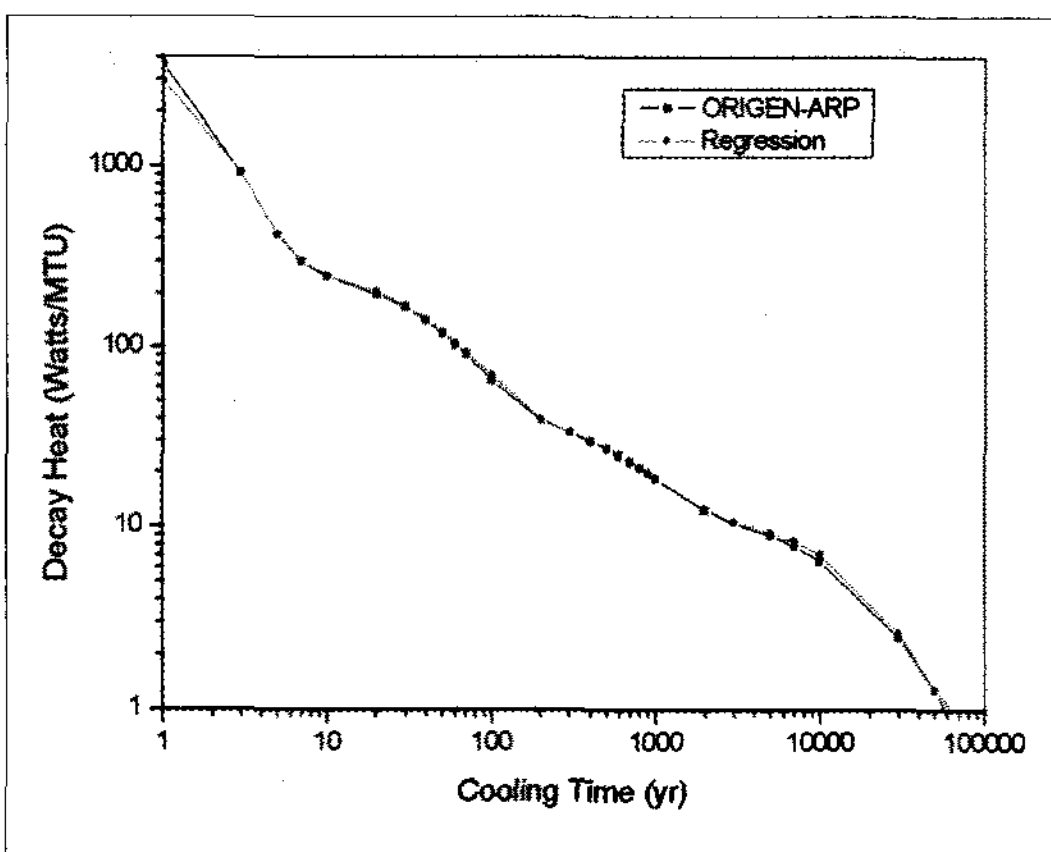


Fig. 6. Variation of Decay Heat Estimated from ORIGEN-ARP and Regression Formula

가지 핵종 모두로부터 발생하는 열량은 80~65%를 차지하는 것으로 나타났다. Am, Pu도 20년 이후부터는 약 20% 정도 기여하며, 냉각시간이 길어짐에 따라 기여도는 점점 증가하여 50년 시점에서는 35% 정도 기여하는 것으로 나타났다. 그림 7은 주요핵종에 대한 붕괴열 변화를 보여준다.

③ 방사능세기 및 스펙트럼

처분용기의 두께 및 방사선적 안전성 평가를 위해서는 방사선차폐해석이 수반되어야 한다. 처분용기 표면에서의 흡수선량률이 1 Gy/hr을 초과하면, 방사분해(radiolysis)가 일어나 산화물을 만들고 이 산화물은 처분용기를 부식시킨다. 따라서 처분용기는 흡수선량률이 제한치 이하로 유지되도록 설계되어야 한다.

평가결과, 냉각기간 20~50년의 기간중 중성자의 경우 지발중성자에 의한 선원의 세기는 미미하였으며, 총중성자 선원의 세기중 자발핵분열에 의한 중성자 세기가 시간이 지남에 따라 70~50%(20년 시점에서 70%, 50년 시점에서 50%)를 차지하였으며, (α, n) 반응에 의한 중성자 세기는 30~50%를 차지하는 것으로 나타났다.

(α, n) 반응에 의한 중성자 세기 중 ^{241}Am 의 (α, n) 반응이 60% 정도, ^{240}Pu , ^{239}Pu 의 (α, n) 반응이 각각 15%, 20% 정도를 차지하는 것으로 나타났다. 자발핵분열에 의한 선원의 세기는 ^{244}Cm 가 시간이 지남에 따라 50~25%, ^{240}Pu 이 약 40~65% 정도를

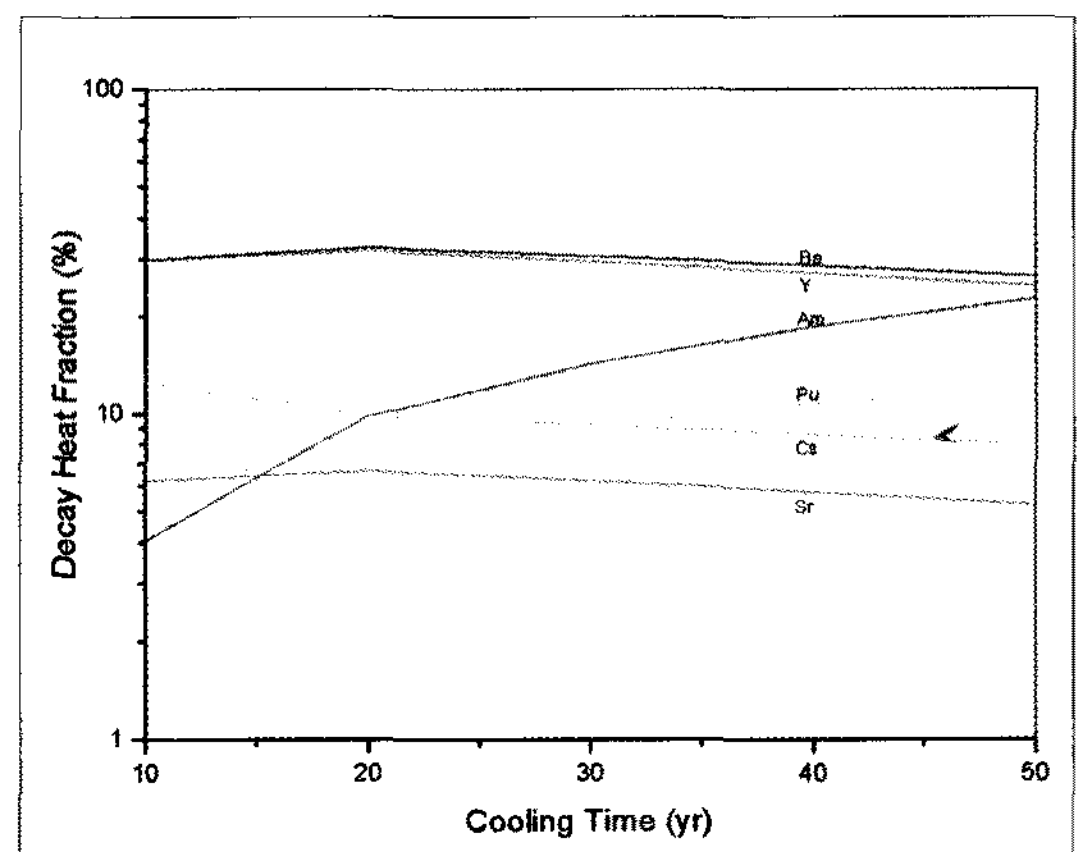


Fig. 7. Dominant Nuclides in Decay Heat for CANDU Spent Fuel

Table 5. Photon Spectra and Intensity at Different Cooling Time

	Energy range (MeV)	Cooling Time after Discharge (yr)			
		20	30	40	50
	0.0E+00 - 2.0E-02	1.764E+16	1.402E+16	1.120E+16	8.995E+15
	2.0E-02 - 3.0E-02	6.990E+15	5.482E+15	4.339E+15	3.447E+15
	3.0E-02 - 4.5E-02	6.183E+15	4.816E+15	3.775E+15	2.967E+15
	4.5E-02 - 7.0E-02	2.576E+15	2.144E+15	1.798E+15	1.520E+15
	7.0E-02 - 1.0E-01	1.278E+15	9.894E+14	7.717E+14	6.034E+14
Spectra	1.0E-01 - 1.5E-01	6.507E+14	4.919E+14	3.779E+14	2.928E+14
(photons/	1.5E-01 - 3.0E-01	2.185E+14	1.695E+14	1.321E+14	1.031E+14
sec · MeV)	3.0E-01 - 4.5E-01	9.316E+13	7.155E+13	5.578E+13	4.359E+13
	4.5E-01 - 7.0E-01	2.515E+13	1.991E+13	1.580E+13	1.254E+13
	7.0E-01 - 1.0E+00	1.924E+13	1.068E+13	6.997E+12	4.888E+12
	1.0E+00 - 1.5E+00	8.810E+12	4.128E+12	2.202E+12	1.313E+12
	1.5E+00 - 2.0E+00	4.456E+11	2.492E+11	1.506E+11	9.798E+10
	2.0E+00 - 2.5E+00	2.863E+09	2.201E+09	1.719E+09	1.343E+09
	2.5E+00 - 3.0E+00	8.959E+06	4.224E+06	3.816E+06	3.460E+06
	3.0E+00 - 4.0E+00	5.262E+05	2.767E+05	2.453E+05	2.238E+05
	4.0E+00 - 6.0E+00	6.860E+04	5.880E+04	5.207E+04	4.746E+04
	6.0E+00 - 8.0E+00	7.851E+03	6.715E+03	5.937E+03	5.404E+03
	8.0E+00 - 1.1E+01	5.998E+02	5.124E+02	4.526E+02	4.117E+02
Total intensity	(neutron/sec · MtU)	1.337E+15	1.055E+15	8.375E+14	6.672E+14

Table 6. Neutron Spectra and Intensity at Different Cooling Time

	Energy range (MeV)	Cooling Time after Discharge (yr)			
		20	30	40	50
	1.00E-11 - 1.00E-08	1.566E+02	1.399E+02	1.284E+02	1.206E+02
	1.00E-08 - 3.00E-08	2.425E+02	2.073E+02	1.833E+02	1.669E+02
	3.00E-08 - 5.00E-08	3.319E+02	2.817E+02	2.475E+02	2.240E+02
	5.00E-08 - 1.00E-07	4.453E+02	3.768E+02	3.300E+02	2.979E+02
	1.00E-07 - 2.25E-07	7.905E+02	6.898E+02	6.209E+02	5.738E+02
	2.25E-07 - 3.25E-07	1.093E+03	9.614E+02	8.713E+02	8.097E+02
	3.25E-07 - 4.00E-07	1.217E+03	1.066E+03	9.626E+02	8.918E+02
	4.00E-07 - 8.00E-07	1.487E+03	1.293E+03	1.160E+03	1.070E+03
	8.00E-07 - 1.00E-06	1.770E+03	1.531E+03	1.368E+03	1.257E+03
	1.00E-06 - 1.13E-06	1.903E+03	1.644E+03	1.466E+03	1.345E+03
	1.13E-06 - 1.30E-06	2.015E+03	1.738E+03	1.549E+03	1.419E+03
	1.30E-06 - 1.77E-06	2.232E+03	1.921E+03	1.708E+03	1.562E+03
Spectra	1.77E-06 - 3.05E-06	2.727E+03	2.338E+03	2.072E+03	1.890E+03
(neutrons/	3.05E-06 - 1.00E-05	4.285E+03	3.651E+03	3.218E+03	2.921E+03
sec · MeV)	1.00E-05 - 3.00E-05	7.332E+03	6.217E+03	5.455E+03	4.934E+03
	3.00E-05 - 1.00E-04	1.444E+04	1.271E+04	1.149E+04	1.064E+04
	1.00E-04 - 5.50E-04	3.118E+04	2.715E+04	2.435E+04	2.240E+04
	5.50E-04 - 3.00E-03	7.225E+04	6.268E+04	5.603E+04	5.141E+04
	3.00E-03 - 1.70E-02	1.731E+05	1.508E+05	1.353E+05	1.245E+05
	1.70E-02 - 1.00E-01	4.083E+05	3.556E+05	3.190E+05	2.934E+05
	1.00E-01 - 4.00E-01	7.560E+05	6.554E+05	5.856E+05	5.372E+05
	4.00E-01 - 9.00E-01	9.730E+05	8.407E+05	7.491E+05	6.855E+05
	9.00E-01 - 1.40E+00	9.926E+05	8.637E+05	7.740E+05	7.113E+05
	1.40E+00 - 1.85E+00	9.678E+05	8.651E+05	7.919E+05	7.397E+05
	1.85E+00 - 3.00E+00	8.849E+05	8.341E+05	7.942E+05	7.630E+05
	3.00E+00 - 6.43E+00	2.086E+05	1.878E+05	1.726E+05	1.616E+05
	6.43E+00 - 2.00E+01	3.320E+03	2.644E+03	2.182E+03	1.867E+03
Total intensity	(neutron/sec · MtU)	1.337E+15	1.055E+15	8.375E+14	6.672E+14

차지하는 것으로 나타났다.

표 5 및 6에는 감마 및 중성자 선원의 세기 및 스펙트럼 정보를 나타내고 있다. 중성자 선원정보는 방사분해에 미치는 영향은 적은 것으로 나타나, 작업자 보호를 위한 차폐설계시만 주로 활용될 것으로 예상되며, 감마선은 작업자 보호 및 앞서 언급한 처분용기의 성능유지를 위한 차폐설계에 유용하게 활용될 것이다.

IV. 결과 요약 및 결론

중수로 사용후핵연료 처분시스템 설계를 위해 필수적으로 필요한 처분물량, 처분대상 핵연료의 대표 연소도, 열원 및 방사선원향을 도출하였다.

처분물량은 중수로 운전기간이 월성1호기 30년, 그 외 호기 50년을 가정하였을 경우, 2040년에 14600 톤을 나타냈다. 월성원전 전호기에서 발생한 사용후 핵연료를 대상으로 방출연소도 현황을 분석한 결과, 평균값은 6,987 MWD/MtU, 표준편차는 1,167로 나타났다으며, 이를 고려하여 대표연소도는 8,100 MWD/MtU로 선정하였다. 처분시스템 설계를 위한 선원향도 도출하였는데, 평가코드는 열원향 측면에서 보수적인 ORIGEN-ARP을 사용하였으며, 안전성 평가를 위한 주요 핵종농도, 열·구조해석을 위한 붕괴열원향, 방사선 차폐설계를 위한 선원의 세기 및 스펙트럼 등을 산출하였다. 본 연구를 통해 얻어진 결과는 향후 처분시스템 또는 저장시설 설계시 유용하게 이용될 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부가 시행한 원자력 중장기 연구사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 이근재, 박성원, 송명재, 김창락, 오원진, 이홍영, 최병일, 박현수, 박상훈, 박원재, 송종순, 사용후핵연료에 관한 사회적 공론화 방안 연구 -

- 공론화 대상 선정 향후 추진방향에 대하여 -, 한국방사성폐기물학회(2005).
- [2] 황용수, 김연옥, 한지웅, 정미선, 강철형, 사용 후핵연료 관리 공론화 방안 연구, 한국원자력연구원, KAERI/RR-2845/2007(2007).
 - [3] 제3차 원자력진흥종합계획, 제254차 원자력심의위원회(2007)
 - [4] 과학기술부 보도자료('07. 1. 30), 2011년까지 원자력진흥종합계획 수립(2007)
 - [5] 고원일, 권은하, 윤지섭, 박성원, 핵연료주기 시스템 분석 (II), 한국원자력연구원, KAERI/TR-3413/2007(2007).
 - [6] 이종열, 이양, 조동건, 최희주, 최종원, “심지층 처분환경에서의 CANDU 사용후핵연료 처분용기 열/구조 해석,” 한국방사성폐기물학회 '07추계학술발표회논문집, 11.15~16, 2007, 부산.
 - [7] 제3차 전력수급기본계획(2006~2020), 산업자원부 공고 제2006-349호(2006).
 - [8] 최병일, 저장용량 산출을 위한 중수로원전 입력자료, e-mail (2008).
 - [9] 사용후핵연료 현황 정리 자료, KINAC(2007).
 - [10] 최희주, 이종열, 조동건, 이양, 김성기, 최종원, “고준위폐기물 한국형처분시스템 특성,” 한국방사성폐기물학회 '06춘계학술발표회논문집, 6.15~16, 2006, 서울.
 - [11] EMRC, NISA User's Manual, Engineering Mechanics Research Corporation(1998).