

용융염 원자로를 이용한 핵변환

Neutron-Induced Transmutation in Molten Salt Reactors

이영준, 소순규, 신동훈, 유극중, 김진성, 오세기

아주대학교

요약

현재 아주대학교에서 개념 설계중인 AMBIDEXTER 용융염 원자로를 응용하여 이슈가 되고 있는 사용후 핵연료 처분 방법인 핵변환로를 설계하였다. ORIGEN2-HELIOS-SQUID 코드 체계를 이용하여 노심을 구성하였으며 사용된 핵연료 물질은 LWR에서 발생한 Pu 벡터와 MA(Minor Actinide)이다. LiF-BeF₂보다 중성자 스펙트럼을 경화할 수 있는 NaF-ZrF₄를 기저물질로 선정하였으며 감속재로는 흑연을 사용하였다. 250MW의 출력 발생 시 약 257g/day의 actinide 물질이 소모되었으며 장시간 운전시 초우란 원소들의 변화를 계산하였다.

Abstract

The Neutron-induced transmutation is one of the most promising methods of reducing the radio-toxicity of nuclear spent fuel for the long-term HWR management aspect. In this research, we investigate the effectiveness of a molten-salt reactor for transmutation. A molten salt reactor can operate with continuous feeding of and removing of the FPs. Basic approach for developing design characteristics adopt the AMBIDEXTER concept which had been conceptually designed at Ajou Univ. The ORIGEN2-HELIOS-SQUID code system was developed for the lattice and core design analyses. As the reference fuel material concentration of Pu and Minor Actinides were chosen from 33000MWD/teU PWR spent fuel. Because NaF-ZrF₄ based fuel has harder neutron spectrum than LiF-BeF₂, that was selected as bare material of fuel salt. Results of the simulation, demonstrate that 250MW AMBIDEXTER-based transmutation reactor could remove 257g/day of actinide. We also computed transient of TRU mass fraction, removal and product rates.

1. 서론

높은 열효율과 CO₂ 등의 오염원 발생이 매우 적은 원자력 발전은 부존자원이 빈약한 국내 현실에서 주요 에너지원이다. 현재 18기의 원자로가 운전중이며 10기가 건설 중이거나 계획 중으로 국내 전력 생산량의 27%이상을 차지하고 있다. 이러한 원자력 산업이 안고 있는 가장 큰 문제 중 하나는 사용 후 핵연료의 처분으로서 그 중 초우란원소(TRU) 및 장반감기 핵분열물질(Fission Products)들의 처리이다.

현재 사용후 핵연료의 가장 손쉬운 처분 방식으로는 지하 심층 처분방식이 있으나 장반감기 핵분열물질의 붕괴 시간이 수백만 년에 이르므로 안전성 여부에 논란이 많다. 또한 지질 문제 및 주민들의 거부감 등 기술 외적인 문제가 따른다.

사용 후 핵연료의 근원적인 처분을 위해 다양한 연구가 진행되고 있으며 그중 가장 주목받는 기술이 핵변환이다. 핵변환 기술로는 ADS(Accelerated Driven System) 등의 여러 방법이 있으나 온라인 핵연료 주입 및 정화를 통해 초장주기 운전이 가능하며 핵분열 물질들을 최소화 할 수 있는 장점을 가진 용융염 원자로를 연구의 모델로 선정하였다.

따라서 본 연구에서는 현재 아주대학교에서 개념 설계 중인 용융염 원자로(AMBIDEXTER)를 기반으로 하여 핵변환 특성 및 성능을 계산했다. 사용된 코드는 AMBIDEXTER 원자로에 적용한 것과 동일한 ORIGEN2-HELIOS-SQUID 코드체계를 사용하였다. ORIGEN2 코드는 1점 1군 연소코드로 핵연료의 주입 및 제거를 고려하여 핵종 농도 계산에 사용되었으며, 이를 HELIOS에 입력하여 격자 구조 설정을 통한 균정수의 핵적 특성 계산을 한 후 SQUID를 통해 노심 계산을 수행하였다.

위의 계산 코드를 사용하여 용융염 핵연료의 기저 물질로 사용될 물질을 선정 후 최적 격자를 설정하여 임계를 이루는 노심을 구성하였다. 핵연료로는 LWR 사용 후 핵연료의 Pu 벡터와 MA (Minor Actinide)를 사용하였으며 연소가 진행됨에 따른 초우란원소들의 변화와 제거율을 계산하여 핵변환 원자로로서의 성능을 평가하였다.

2. 개념 설계

2.1. 용융염 핵연료 물질 선정

용융염 물질을 선정하기 위하여 기존에 연구되어진 LiF-BeF₂-PuF₃와 NaF-ZrF₄-PuF₃의 특성을 비교하였다. 이때 동일한 규격 및 운전 조건의 노심 격자에서 노물리 및 열수력학 특성이 핵변환로 설계요건에 따라 평가하여 핵연료 물질 선정하여야 한다.

우선 핵연료로 사용되는 사용후 핵연료 물질은 Pu 벡터와 MA 물질이므로 각 기

저물질에서의 actinide 물질의 용해도(Solubility)를 고려하였다. NaF-ZrF₄ 기반의 경우 550℃에서 PuF₃의 한계용해도는 1.56 mol%이며 600℃에서 AcF₃의 한계용해도는 2 mol%이다.¹ LiF-BeF₂ 기반의 경우에는 502℃에서 최소의 한계용해도를 가지며 그 값은 0.169 mol%이다.²

각 물질의 농도비 설정은 BeF₂와 ZrF₄의 양이 많을수록 무한증배계수가 커지나 석출 및 점성 문제로 BeF₂와 ZrF₄의 농도 몰비를 각각 48 mol%와 25.0 mol%로 고정하였다. 위의 두 물질을 결정한 후 유사한 무한증배계수를 가지도록 Pu 벡터의 양을 조절하여 핵연료를 구성하였다. 이때 PuF₃의 양은 NaF-ZrF₄ 기반과 LiF-BeF₂ 기반에서 각각 0.03 mol%와 0.11mol%로 앞서 언급한 한계용해도 범위 안에 있다.

이때 물질 밀도는 농도 구성 및 온도에 따라 다르기 때문에 각각에 해당하는 상관식을 사용하였다. LiF-BeF₂의 밀도 계산에 사용한 상관식은 930K~1130K의 온도 범위에서 49.8-50.2 mol%의 구성을 가질 때 온도에 따른 식으로 다음과 같다.³

$$\rho = 2.349 - 0.000424 \times T$$

NaF-ZrF₄의 밀도 계산에 사용한 상관식은 1050℃의 환경에서 사용된 것으로 ZrF₄의 몰 퍼센트에 따른 밀도 변화에 온도 보정식을 통해 계산되었다. 이에 해당하는 식은 다음과 같다.⁴

$$\rho_{1050} = -2.95x^2 + 2.81x + 1.915 \quad x : ZrF_4 \text{ mol \%}$$

$$\rho = \rho_{1050} - 0.00057(T - 1050)$$

무한 노심의 기본 격자는 그림 1과 같이 AMBIDXTER에서 사용된 육각형의 흑연감속재 중심에 반경 1.5cm의 용융염 핵연료 찬널이 자리 잡은 모양이다.⁹

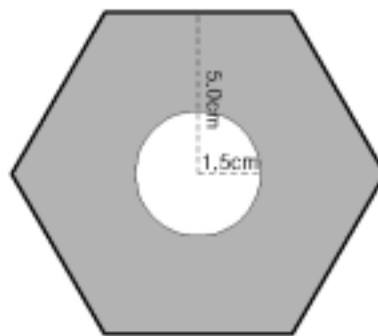


그림 1 기본 격자 구조

이를 통해 구성된 각 격자의 중성자 스펙트럼과 특성을 계산하여 그림 2와 표 1에 나타내었다.

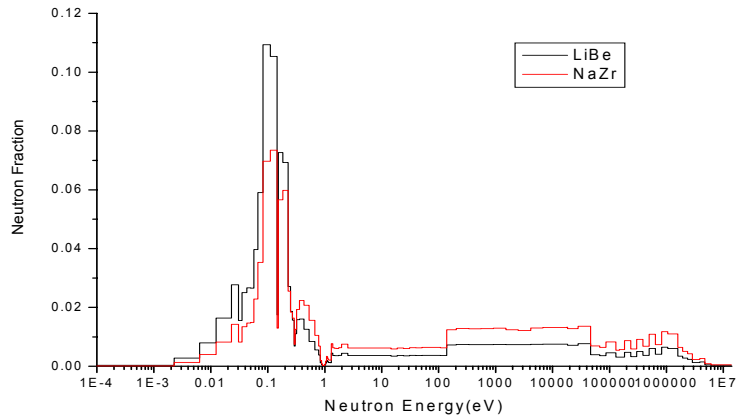


그림 2 격자 별 중성자 스펙트럼

표 1 LiF-BeF₂-PuF₃와 NaF-ZrF₄-PuF₃ 노심격자의 특성 비교

LiF-BeF ₂ -PuF ₃ 와 NaF-ZrF ₄ -PuF ₃ 노심격자의 특성 비교특성 파라미터	LiF-BeF ₂ -PuF ₃ 격자	NaF-ZrF ₄ -PuF ₃ 격자
- 혼합비, mole %	51.97-48-0.03	74.88-25-0.11
- 핵연료 채널 내경, cm	1.50	1.50
- 용융염 밀도, g/cm ³	2.14	2.65
- 점도, centipoise	101	22.7
- 융점, °C	500	434
- 출력밀도, w/cm ³	50	50
- 무한 증배계수, k _∞		
0 MWh/kgH.E.	1.247	1.243
640 MWh/kgH.E.	1.207	1.206
- 최대 중성자속, x 10 ¹³ nv		
열중성자속(E≤1.0ev)	2.488 x 10 ¹⁴	1.113 x 10 ¹⁴
속중성자속(E≥ 50kev)	2.509 x 10 ¹³	2.060 x 10 ¹³
- 출력당 생성율, #/cm ³ /MWh		
희토류	5.590 x 10 ¹¹	5.587 x 10 ¹¹
- 출력당 Pu 소멸율, #/cm ³ /MWh		
²³⁸ Pu	1.605 x 10 ¹⁰	1.502 x 10 ¹⁰
²³⁹ Pu	1.681 x 10 ¹²	1.701 x 10 ¹²
²⁴⁰ Pu	2.021 x 10 ¹¹	2.510 x 10 ¹¹
²⁴¹ Pu	-5.041 x 10 ¹¹	-5.732 x 10 ¹¹
²⁴² Pu	-5.324 x 10 ¹⁰	-5.060 x 10 ¹⁰
- 출력당 MA 생성율, #/cm ³ /MWh	2.372 x 10 ¹⁰	2.509 x 10 ¹⁰

고에너지의 중성자는 잠재핵분열성 물질(Fertile material)과도 핵분열 반응을 일으키고 MA 물질 생성을 유발하는 흡수반응이 일어날 확률이 상대적으로 작다. 핵연료 선정을 위한 비교 계산 결과 상대적으로 무거운 원소들로 구성되어 있는 NaF-ZrF₄-PuF₃의 중성자 스펙트럼이 LiF-BeF₂-PuF₃보다 경화되어있음을 알 수 있다. 또한 잠재핵분열성 물질인 ²⁴⁰Pu와 ²⁴²Pu의 출력당 소멸율이 NaF-ZrF₄-PuF₃ 핵연료로 구성된 격자에서 비교적 크며 주 핵종인 ²³⁹Pu의 소멸율도 LiF-BeF₂-PuF₃ 핵연료로 구성된 격자보다 20%가량 높은 것으로 계산되었다.

흑연 감속재를 사용하는 원자로의 경우 흑연의 속중성자에 의한 연화로 인한 건전성이 운전 주기를 결정하는 하나의 요인이 된다. NaF-ZrF₄-PuF₃ 핵연료로 구성된 격자에서의 속중성자속은 LiF-BeF₂-PuF₃의 것보다 절대량이 비교적 낮아 약 20% 정도 긴 흑연 감속재의 교체주기를 가질 것으로 예상된다.

위의 결과를 통해 동일한 격자 구조와 무한증배계수에서 두 핵연료 물질의 특성을 중성자의 흡수 반응에 의한 재생산성, 대상 핵종의 소멸율, 속중성자에 의한 흑연 감속재 건전성 등의 측면으로 봤을 때, 이를 종합적인 요인에서 평가하면 NaF-ZrF₄-PuF₃ 핵연료가 LiF-BeF₂-PuF₃보다 효과적인 것으로 판단된다.

2.2. 격자 구조

다음으로 앞서 선정된 NaF-ZrF₄-PuF₃를 핵연료로 사용하여 최적의 actinide 물질의 소멸율을 이룰 수 있는 기본 노심 격자를 구성하였다. 이때 사용되는 MA 불화염 물질들은 Pu와 유사한 3가 불화염과 동등한 열역학, 재료공학 및 유체역학적 특성을 갖는 것으로 가정하였다.

격자 구조 설계를 위한 변수로 면간 거리가 10cm인 육각형의 흑연감속재 안에 위치한 핵연료 채널의 반경을 변화시킴으로서 노심 격자 구조에 변화를 주었다. 노심 격자 구조의 변화에 따른 무한 증배계수 및 actinide 원소들의 거시핵분열반응 확률과 거시흡수반응확률의 비의 변화는 그림 3과 같이 나타났으며 흑연감속재와 핵연료의 비에 따라 중성자 감속율이 달라지므로 무한증배계수와 반응확률 비가 변함을 알 수 있다. actinide 원소들의 소멸과 재생산성 비를 나타내는 거시핵분열반응확률과 거시흡수반응확률의 비의 경우 핵연료 채널 반경이 커짐에 따라 줄어들었다. 그러므로 앞서 선정한 NaF-ZrF₄-PuF₃ 핵연료로 구성된 노심 격자 구조는 무한증배계수가 가장 최적화된 1.5cm의 채널 반경을 가지는 격자로 결정되었다.

참고로 LiF-BeF₂-PuF₃ 노심격자에서 최적화된 핵연료 채널 반경은 2.5cm이다. 이때 각각의 핵연료를 기반으로 하여 최적화된 노심격자에서 거시핵분열반응확률과 거시흡수반응확률의 비의 값을 비교하여도 NaF-ZrF₄-PuF₃ 핵연료 노심 격자가 더 적합함을 확인할 수 있다.

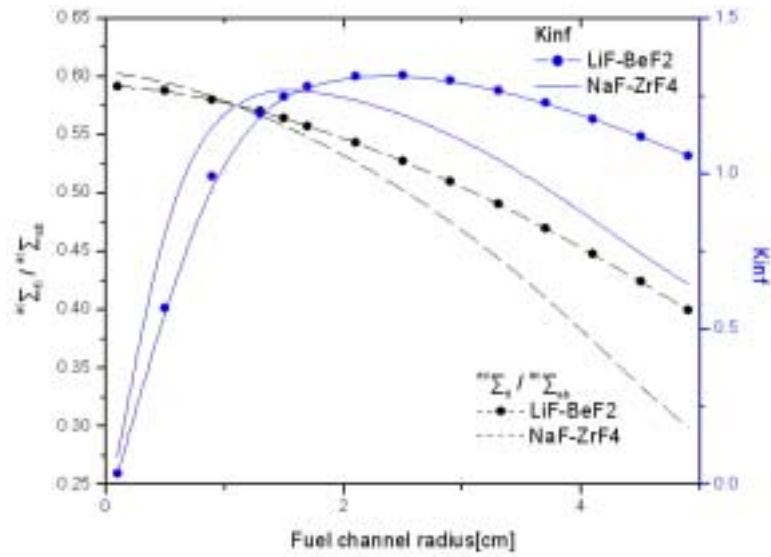


그림 3 노심격자 구조 변화에 따른 특성 변화

2.3. 평형 노심 설계

핵변환용 용융염 원자로의 핵주기 시설은 재처리공정의 경제성과 영구처분장의 장기안전성이 허용하는 범위에서 핵변환 대상 핵종과의 반응에 최대의 잉여중성자를 공급하도록 설계되므로, AMBIDEXTER나 MSBR의 재처리 단위공정 분류 기준과는 차별화 되어야 한다. Break-even 전환율 AMBIDEXTER 원자로의 표준 재처리 단위공정 분류방법과 중성자 흡수율을 정리한 표.2를 보면 actinide 물질과 비슷한 불화염 Gibbs에너지를 가짐으로서 재처리 공정이 난해한 활성 금속류의 중성자 흡수율이 다른 핵분열 생성물질 군의 것보다 작은 것을 알 수 있다. 이를 통해 중성자 경제성에 큰 영향을 미치지 않는다고 판단되므로 재처리 공정의 경제성을 고려하여 본 연구의 재처리 대상에서는 제외되었다.

이때 불활성기체류 및 불활성금속류의 분리공정의 처리상수는 AMBIDEXTER 및 MSBR 설계값과 동일하게 1/20[노심재고량/sec]로, 희토류에 대해서는 1/50[노심재고량/day]을 가정하였다.

표 2 AMBIDEXTER의 재처리 단위공정별 핵분열생성물질군 특성

핵종군	분리 특성	중성자흡수반응율($\#/cm^3/sec$)*	
		3.0×10^{13} nv	3.0×10^{14} nv
Kr, Xe	불활성기체류에 속하며 용융염에 용해되지 않으므로 증상 분리	2.82×10^{16} (0.529)	1.15×10^{18} (0.432)
Se, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Sb, Te,	불활성금속류에 속하며 금속기기 표면에 고착 분리	7.98×10^{15} (0.150)	5.72×10^{17} (0.214)
Zn, Cd, In, Sn	반불활성금속류에 속하며 불화물 증류법으로 분리	1.63×10^{15} (0.031)	2.03×10^{16} (0.008)
Br, I	휘발성이 강한 할로젠 불화물로서 증류법으로 분리	2.42×10^{14} (0.005)	1.94×10^{16} (0.007)
Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Gd	LiF보다 휘발성이 약한 희토류 불화물로서 진공증류법 으로 분리	1.22×10^{16} (0.229)	6.84×10^{17} (0.256)
Rb, Sr, Cs, Ba	활성금속류 불화물로서 폐용융염 으로부터 분리하지 않고 영구처분	3.02×10^{15} (0.057)	2.21×10^{17} (0.083)

노심 재원 및 특성을 예상해보면 단일격자 구조의 노심 상하단에 20.0cm 두께의 plenum 영역이 있어 노심 고정을 위한 Hastelloy grid plate와 채널 간 유량배분 및 균일한 유속을 유지하기 위한 orifice가 설치되고 다시 원자로 shroud 및 용기에 고착되어있다. 노심과 원자로 shroud 사이는 80cm 두께의 흑연 반사체격자로 싸여서 원자로 용기의 과도한 속중성자 조사로 인한 구조적 건전성의 취하를 방지하고자했다. 흑연 반사체격자는 노심격자와 같은 규격이지만 중앙에 연료 채널이 없다. 노심 핵설계 모델을 위해 지지 물질과 핵연료가 혼재되어 있는 plenum 영역의 설계는 Hastelloy 대 핵연료 용융염의 체적비를 3:7로 가정하였다. 노심의 임계크기는 온라인 재처리시설이 가동되는 상태에서 잉여반응도가 5mk를 넘지 않으며 핵연료 용융염의 노내 재고량을 최소로 만족하는 반경과 높이의 비가 되도록 시뮬레이션을 통해 결정하였다. 최종 계산된 평형노심의 개념 구조와 특징을 그림4와 표3에 나타내었다.

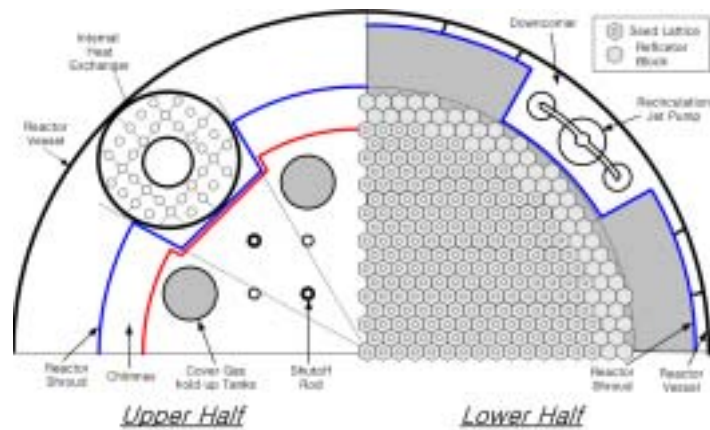


그림 4 용융염 핵변환 원자로 계통 단면도

표.3 표준 평형노심 격자 특성

특성 파라미터	설계값	
1. 재원		
- 용융염 성분비(NaF-ZrF ₄ -Pu ₃ -MAF ₃), m/o	(74.88 - 25 - 0.11- 0.01)	
- 용융염 밀도, g/cm ³	2.65	
- 채널 당 actinide 장전량, g	22.6	
- 흑연 감속재 밀도, g/cm ³	1.9	
- 정육각기둥 격자		
단면 면간거리,cm	10.0	
높이, cm	285.1	
- 연료 채널 반경, cm	1.5	
2. 격자상수		
- 무한증배계수, k _∞	1.215	
- 중성자 수지	<u>생성분율</u>	<u>흡수분율</u>
²³⁸ Pu	0.0045	0.0159
²³⁹ Pu	0.4524	0.3077
²⁴⁰ Pu	0.0008	0.2358
²⁴¹ Pu	0.5117	0.2950
²⁴² Pu	0.0005	0.0570
²³⁷ Np	0.0001	0.0115
²⁴¹ Am	0.0002	0.0027
²⁴³ Am	0.0002	0.0046
²⁴² Cm	0.0001	0.0003
²⁴⁴ Cm	0.0009	0.0143
기타	0.0287	0.0553
3. 재처리공정 시간상수		
- 불활성기체군, 1/sec	1/20	
- 불활성금속군, 1/sec	1/20	
- 회토류, 1/d	1/50	

3. 결과

앞선 계산을 통해 구성된 노심으로부터 actinide 물질의 소멸율과 actinide 물질의 변화 transient 및 생성율 transient 등을 계산하였다.

표4에 구성되어진 용융염 핵변환로의 노심 특성을 나타내었다. 250MW 열출력의 이 핵변환 원자로는 반경 142.6cm, 높이 285.1cm의 원통형 노심으로 737개의 반경 1.5cm 핵연료 채널을 가지고 있다. actinide 물질의 노내 장전량은 16.7kg이며 이때 유효증배계수는 1.0051이다. 그 외의 노물리와 열수력 특성들은 표 4에 나타내었다.

표 4 핵변환용 용융염 원자로 노심특성

특성 파라미터	설계값
1. 재원	
- 열출력, MWth	250.0
- 노심반경, cm	142.6
- 반경방향 반사체 두께, cm	80.0
- 노심높이, cm	285.1
- 핵연료 채널수	737
- 노내 용융염 총량, kg	3942
- 노내 actinide 총량, kg	16.7
- 흑연감속재 및 반사체 총량, kg	81484
2. 노물리	
- 유효 증배계수, keff	1.0051
- 최대 중성자속, nv	
열중성자속($E \leq 1.0\text{ev}$)	1.083×10^{15}
속중성자속($E \geq 50\text{kev}$)	2.121×10^{14}
- 반응도계수, $\Delta k/k/^\circ\text{C}$	
용융염 핵연료	-4.00×10^{-7}
흑연 감속재	3.64×10^{-5}
- actinide 주입율, g/d	257
- actinide 소멸율, g/d	257
- 1노심 actinide 노내 잔류기간, d	66
3. 열수력	
- 출력밀도 w/cm ³ F.S.	
최대	377.1
평균	168.3
- 용융염 출력침두인자	
반경방향	1.273
축방향	1.553
- 채널 내 최대 유속, m/s	2.19
- 용융염 노심 입출구 온도, $^\circ\text{C}$	
입구	621
출구	704
- 침두 온도, $^\circ\text{C}$	
용융염 핵연료	704
흑연 감속재	710

300g/day의 핵연료를 주입 했을 경우 Pu 벡터의 생성·소멸율을 보면 그림 5와 같이 반응 초기에는 주요 fissile 물질인 ²³⁹Pu는 출력 발생을 위한 핵분열에 의해 양이 감소하고 ²³⁹Pu의 포획 반응에 의해 다른 Pu들은 생성하게 된다. 약 700일이

지난 후엔 ^{239}Pu 를 포함한 모든 Pu 핵종들이 일정한 양으로 생성되는 것으로 나타나나 이는 소멸되는 양에 비해 많은 양이 주입됨으로서 일어나는 현상이다.

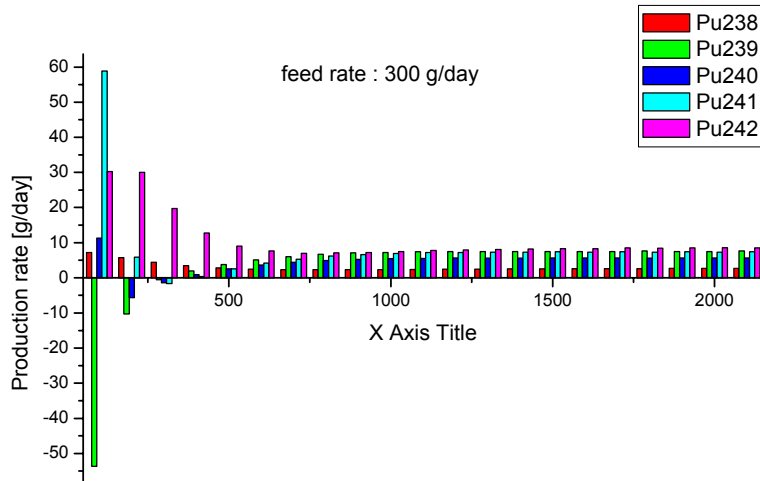


그림 5 Pu 핵종 생성률

평형 상태에서 actinide의 재생산율과 actinide 소멸의 상대적인 효율을 계산하기 위한 소멸율과 생성율에 대한 비를 계산하여 그림 6에 도시하였다. 평형상태라 예상되는 700일 이후의 운전상태에서 256~258g/day의 actinide 물질들이 소멸되었으며 이는 생성되는 actinide의 대략 5.2배가 핵분열을 통해 소멸되는 것으로 계산되어졌다.

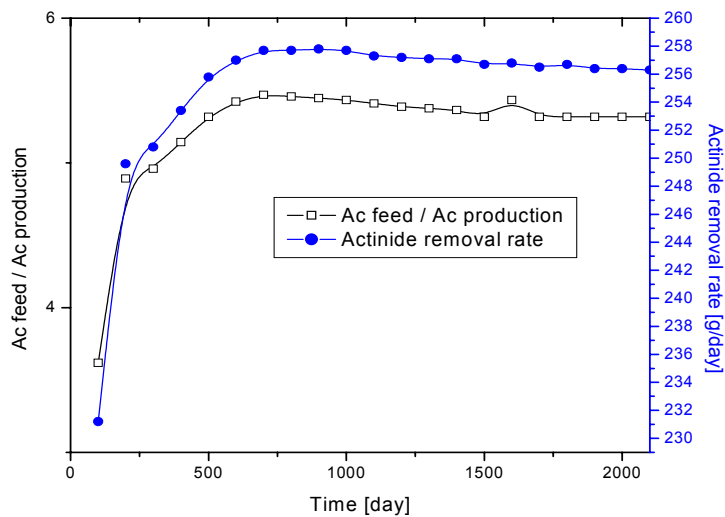


그림 6 Actinide 제거율

구성된 핵변환로 내에서 Pu 벡터들의 질량 비율 변화와 TRU 원소들의 노내 질량변화를 그림 7과 그림 8에 도시하였다. 이때 핵연료 주입율은 소멸율과 같은 257g이다. 두 그림을 분석하면 운전초기에는 50%이상을 차지하고 있는 ^{239}Pu 의 핵분열에 의한 질량감소가 뚜렷하고 ^{240}Pu 의 포획반응에 의한 ^{241}Pu 와 ^{242}Pu 의 생성으로 노내 질량과 비율이 증가함을 알 수 있다. 약 200일이 지난 후에는 ^{241}Pu 가 ^{239}Pu 의 질량비율을 역전하여 중성자 생성에서 가장 큰 기여도를 가진 물질이 된다. 약 250일 이후 ^{242}Pu 의 양이 Pu 동위원소 중에 가장 큰 질량 비중을 차지하며 최종적으로 평형상태에서는 계속 누적되어 온 ^{244}Cm 이 전체 actinide 원소 중에 가장 많은 노내 잔류량을 가지게 된다. 그러나 ^{244}Cm 의 흡수단면적은 다른 actinide 물질들에 비해 상대적으로 매우 낮으므로 중성자 흡수율이 크지 않아 중성자 경제성에는 양해 비해 큰 영향을 미치지 않는다.

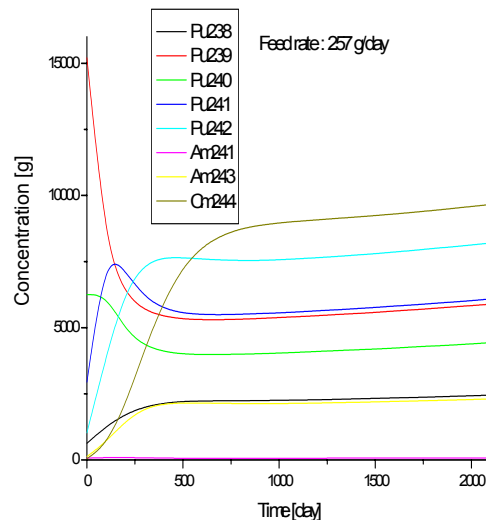
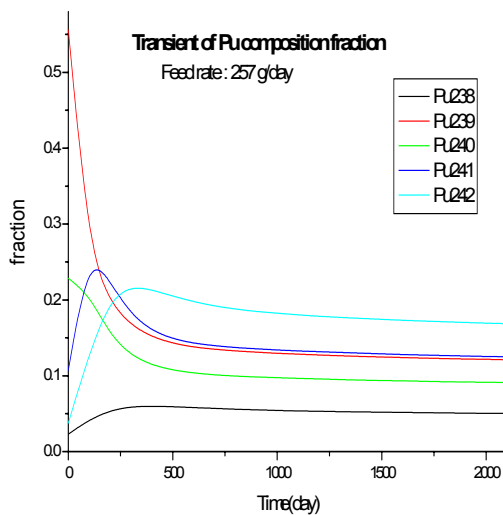


그림 7 Pu 벡터의 노내 질량 비율 변화

그림 8 Actinide 물질의 노내 질량 변화

4. 결론

용융염 원자로를 통해 구성된 핵변환로는 연속적인 핵연료 주입과 핵분열생성물질의 제거를 통해 이론상 무한한 운전이 가능한 원자로이다. 또한 사용후 핵연료 처분이라는 기본적인 목적 외에 전기에너지 생산 가능, 반응도 사고 안전성 등의 부가적인 장점을 지니고 있는 원자로이다.

본 연구에서는 LWR에서 생산된 사용후 핵연료를 재처리 없이 단순히 Pu 벡터와 MA만을 분리 후 용융염 핵변환로의 핵연료로 사용하여 처분하고자 하였다. 이때 Actinide 물질의 소멸율은 대략 257g/day으로 출력에 의해 결정되었으며 Actinide 들의 시간에 따른 변화를 살펴보았다. 그 결과 많은 양의 ^{243}Pu 와 ^{244}Cm 이 생성됨

을 확인하였으며 원자로의 평형 상태에서의 핵분열 기여도는 ^{239}Pu 보다 ^{241}Pu 가 크
을 알 수 있었다.

전체 Actinide 장전량은 16.7kg으로 약 66일이면 모두 소멸시킬 수 있으며 연속
적인 운전이 가능하므로 핵변환을 통한 Actinide 소멸 능력이 뛰어나다고 판단된
다.

5. 토의

평형 상태에서 ^{244}Cm 이 가장 큰 질량비율을 차지하는 이유는 ^{242}Pu 이상의 물질
들이 매우 큰 반응단면적을 가지거나 붕괴율이 큰 반면 ^{244}Cm 은 비교적 낮은 반응
단면적을 가지므로 ^{242}Pu 로부터 시작된 변환 과정이 ^{244}Cm 에서 누적되는 것으로 예
상된다. 그러나 핵변환 원자로에서 중원소들의 재생산을 최소화해야하므로 스펙트
럼 변화 등을 통해 ^{244}Cm 의 생성율을 최소화하는 연구가 진행되어야 할 것이다.

본 연구에서 수행되어진 용융염 핵변환 원자로의 큰 특징 중 하나는 연속적인 핵
연료 주입과 핵분열 물질의 제거에 있다. 본 연구에서 사용되어진 코드인
ORIGEN2는 핵연료 주입과 제거율로서 핵분열 생성물질의 정화 과정을 모사할 수
있으나 주입량이 고정되어 다양한 운전 방법을 모사하기 힘들며 1군 중성자 에너지
반응단면적을 사용하므로 정교한 계산을 위해 다군 에너지 반응 단면적을 사용하는
용융염 질량 계산 코드(현재 아주대학교에서 개발중)를 사용하여 연구를 진행할 필
요가 있다고 판단된다.

현재 구성된 용융염 핵변환 원자로는 LWR 사용후 핵연료의 Pu백터를 핵연료로
사용함으로써 전체 온도 반응도가 양을 갖는 태생적인 문제점을 지니고 있다. 이는
우라늄 변성재 사용 등을 고려하여 추후연구를 통해 개선해야 할 것이다.

6. 감사의 글

본 과제는 2003년 원자력연구개발사업 위탁과제의 일환으로 수행되었습니다.

참고 문헌

1. Elena Rodriguez-Vieitez, Optimization of a Molten Salt Transmuting
Reactor, PHYSOR 2002, 2002
2. James C. Solubility of PuF_3 in Molten $2 \text{LiF}-\text{BeF}_2$, Jounl. of Chem. & Eng.
Data, Vol. 16, No. 1, 1971
3. http://ras.material.tohoku.ac.jp/~molten/molten_ps_query1.php
4. A. Fontana, Etude de la conductivite electrique de melanges
 $\text{NaF}-\text{ZrF}_4-\text{ZrO}_2$, Jounl of nucl matl, 1969
5. J.H. Bultman, Actinide Transmutation in Nuclear Reactors, PhD thesis,

- 1995.
6. Huseyin Yapici, Burning and/or transmutation of transuraniums discharged from PWR-UO₂ spent fuel and power flattening along the operation period in the force free helical reactor, Energy conv & mang, 44, 2003
 7. W. T. Ward, Rare Earth and Yttrium Fluorides, Jounl. of Chem. & Eng. Data, Vol. 5, No. 2, 1960.
 8. C. Rodriguez, Deep-Burn : making nuclear waste transmutation practical, Nucl. Eng & dsn, 222, 2002.
 9. 이영준, Th-U-Pu 혼합 용융염핵연료 AMBIDEXTER 노심의 핵적 자활성 설계방법론 개선, 아주대학교 에너지학과 석사논문, 2003.
 10. 원성희, SAMS: 가변 재처리 시간상수를 고려한 용융염 핵연료 원자로 평형 핵종 농도분석 코드, 아주대학교 에너지학과 석사논문, 1999.
 11. R.C. Robertson edited, Conceptual Design Study of a Single-fluid Molten-salt Breeder Reactor, ORNL-4541, ORNL, June 1971.
 12. 임현진, AMBIDEXTER 열수송 시스템의 개념설계에 관한 연구, 아주대학교 에너지학과 석사논문, 1999.
 13. 김태규, AMBIDEXTER 시스템 출력 제어 모듈 설계에 관한 연구, 아주대학교 에너지학과 석사논문, 2001.
 14. 김진성, AMBIDEXTER 원자력 복합 에너지 시스템의 출력 자동조절 특성 평가 연구, 아주대학교 에너지학과 석사논문, 2002.
 15. User Manual HELIOS, Scandpower, 1995
 16. A. Daneri et al, SQUID-360, Sezione Energia Nuclear, 1967