'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

Mo-99 생산용 HEU 표적을 위한 핵설계 방법론 연구

A Study on Nuclear Design Methodology for Fission Mo-99 HEU Target

조동건, 김명현

경희대학교
경기도 용인시 기흥읍 서천리

요 약

고농축 우라늄을 이용한 Mo-99 생산용 표적 핵설계를 수행하였다. Fission Mo-99 생산용 표적의 핵설계 전산체계로 사용한 "MCNP-ORIGEN" 코드 체계의 신뢰도를 "MCNP-해석적 모델" 방법을 통해 평가한 결과, Mo-99의 생성량은 1.6% 오차 이내에서 매우 잘 일치하여 전산체계의 신뢰도는 확보되는 것으로 평가되었다. 설계변수 해석은 연료 두께, 두께에 따른 반조 손실률, 표적 반경 크기, 피복재 재질, 조사 안내관 및 방벽물질 등에 대하여 수행되었다. 민감도 분석 수행결과, 고농축 우라늄 표적 핵설계에 있어서 중요한 설계변수는 표적 연료두께, 피복재 재질 및 반조 손실(recoil loss)로 평가되었으며, 방벽물질을 사용하지 않을 경우 가장 효율성을 갖는 연료의 두께는 약 20㎛ 정도인 것으로 평가되었다. Cintichem 표적을 제원 변경없이 HANARO에 적용하는 방안은 열수력 안전성이 확보되지 않아 부적합한 것으로 평가되었으며, 니켈(Ni)을 방벽물질 사용하고, 표적길이 50cm, UO_2 연료 두께 약 11㎛를 적용한 설계안은 설계제한요건을 모두 만족시켰으며, Cintichem 표적을 적용한 방안과 비교하여 폐기물 발생량을 4배 감소시켜 매우 유리하였다.

Abstract

In this study, a nuclear design for a fission Mo-99 HEU target was performed. A reliability of MCNP-ORIGEN code system used for target design was evaluated. Mo-99 production amount predicted by "MCNP-ORIGEN" was consistent with that by "MCNP-Analytic Eq." within 1.6% difference. A parametric study was done for the optimization of fuel thickness, Mo-99 recoil loss rate to the variation of thickness, target cladding materials, the thickness of irradiation guide tube, and barrier materials. The key parameters which affect the Mo-99 yield ratio and surface heat flux were fuel thickness, cladding materials, and recoil loss rate. The most effective fuel thickness was shown to be 20㎛ in case of no barrier tube. Cintichem target loaded in HANARO without modification could not satisfy the safety limit such as reactivity worth change limit and ONB temperature. The UO_2 electro-deposited target coated with 10㎛ Ni barrier material in a dimension of 50cm axial length and 11㎛ fuel thickness satisfied the all design constraints and produced radioactive waste 4 times less than that of original Cintichem target.

1. 서 론

Tc-99m은 핵의학 분야에서 진단용 방사선원으로서 약 80% 정도의 비중으로 사용되고 있으며, Mo-99은 Tc-99m의 모핵종이므로 Tc-generator 제조를 위해 가장 많이 생산하는 동위원소 중의 하나이다. 현재 Tc-99m는 전세계적으로 약 3억$(최종소비자 가격기준) 정도의 시장을 지니고 있으며, 매년 약 5%의 증가율을 보이고 있다. 또한 핵의학 기술의 발달로 인해 수요의 증가율은 점차 커질 것으로 기대된다.

지금까지, 카나다의 Nordion사가 NRU(National Research Universal) 원자로를 이용하여 전세계 수요량의 80% 정도를 독점적으로 공급해 왔으나, 미국에너지성(U.S. Department of Energy)은 독점 공급체계의 불안요소를 해소하기 위해 평상시 미국 수요량의 10 30%, 비상시 100%를 공급하겠다는 계획 하에 SNL(Sandia Nation Laboratory)의 ACRR(Annular Core Research Reactor) 원자로를 개조하여 Mo-99를 생산하는 방안을 1996년에 확정하여 추진하였다.(1)(2)(3)

우리나라에서는 1995년도에 수행된 'Fission Moly용 핵연료 개발 타당성 조사연구'를 통해 우리나라에서 Mo-99를 생산할 경우 기술적 어려움은 존재하지만 연간 6만 Ci 이상을 생산하면 상업적 타당성이 있음을 확인하였으며, 1996년도에는 "Fission Mo 제조 기술 개발"이라는 과제아래 우라늄 핵분열법에 의한 Mo-99 제조 기술개발을 위한 타당성 조사를 수행하였다. 또한 1997년부터 시행된 원자력개발 중장기 연구과제 "동위원소 생산 및 이용연구"에서 "Fission ^{99}Mo 생산 기술 개발" 소과제의 연구가 진행되어 왔다. 이전의 연구에서는 현실적으로 사용 가능한 3가지의 표적 후보에 대한 사전 연구, 표적 설계 전산체계로서 MCNP-ORIGEN 제시 및 LEU를 이용하는 Mo-99 생산용 표적 핵설계시 고려해야 할 각 설계인자에 대한 민감도 분석 등이 수행되었다.(4)(5)

본 연구에서는 이전 연구에서 사용한 MCNP-ORIGEN 전산체계에 대한 신뢰도를 정밀하게 검토하였으며, 가장 우수한 것으로 판명된 전기화학적도포(electro-deposited)된 표적 설계안을 대상으로 설계변수에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 또한 민감도 분석 결과를 바탕으로 핵적 안전성, 열수력적 안전성 및 상업적 목표를 만족하고, 폐기물 발생량 및 Mo-99의 생성수율(Ci ^{99}Mo/gU) 측면에서 효율성을 갖는 표적 설계안을 제시하였다.

2. MCNP-ORIGEN2 전산체계 신뢰성 검토

표적 설계 전산체계로써 사용되는 MCNP-ORIGEN 전산체계는 MCNP-4B 코드로 연소이력 계산을 수행할 수 없다는 단점과, ORIGEN-2 코드로 표적의 기하학적 형태를 묘사할 수 없다는 단점을 상호 보완하여 로심 전체 및 표적에 대한 핵특성 분석은 MCNP-4B 코드로 수행하고 Mo-99의 조사 및 냉각시간에 따른 생성량은 내장된 HANARO 라이브러리를 갖는 ORIGEN-2 코드를 이용하여 평가하는 체계이다.

이 체계의 신뢰성을 검토하기 위하여 우선적으로 Mo-99의 로내 및 로외에서의 거동특성을 살펴보고 이를 바탕으로 조사에 따른 Mo-99의 생성량 평가식을 해석적으로 유도해 보았다. 또한 해석적 방법으로 얻어진 결과와 MCNP-ORIGEN 코드 결과를 상호 비교해 봄으로써 전산체계의 신뢰도를 평가하였다.

2.1 원자로에서의 Mo-99 생성 및 소멸 반응

그림 1에는 Mo-99의 생성 및 소멸에 관련된 붕괴사슬이 비교적 상세히 나타나 있는데, 그림에서 아래방향 화살표는 β-붕괴를 나타내며 화살표와 함께 표기된 수치는 반감기를 나타낸다. 또한, 오른쪽 방향 화살표는 (n, γ) 반응을, 오른쪽 방향 사선은 (n, *f*) 반응을 나타낸다.

그림에서 보듯이 Mo-99의 생성반응은 첫째, U-235의 핵분열(direct fission)에 의해 직접 생성되며, 둘째, U-235의 핵분열로부터 생성된 Y^{99}, Zr^{99}, Nb^{99}의 β-붕괴사슬에 의해서 생성된다. 또한

세 번째로, U-235의 핵분열 및 Y^{98}, Zr^{98}, Nb^{98}의 β-붕괴 사슬에 의해서 생성된 Mo-98의 $^{98}Mo(n,\gamma)^{99}Mo$ 반응에 의해 생성된다. Mo-99의 생성에 있어서, U-235의 직접적인 핵분열에 의한 생성율(direct fission yield)에 비해 β-붕괴사슬에 존재하는 반감기가 매우 짧아서 붕괴에 의해 축적되는 양이 훨씬 더 클 것으로 판단된다. 소멸 과정은 67시간의 반감기(half-life)를 가지고 방사성 붕괴에 의해 143keV의 감마선을 방출하며 ^{99m}Tc으로 붕괴되며, 원자로 조사시에는 $^{99}Mo(n,\gamma)^{100}Mo$ 반응에 의해서도 소멸된다.

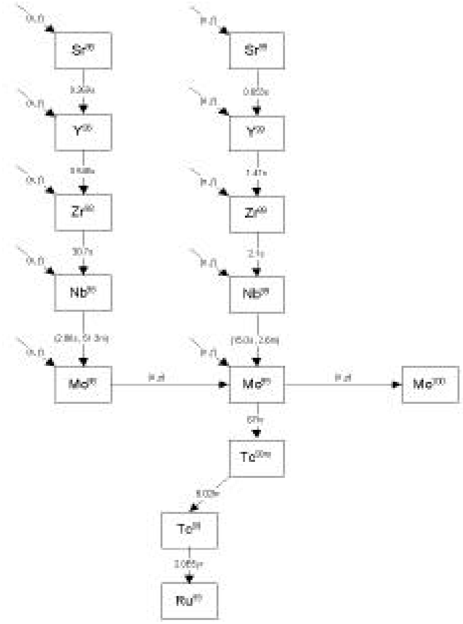

그림 1. Production-Destruction Scheme of ^{99}Mo in a Fission Moly Target

2.2 시간에 따른 Mo-99 평가식의 해석적 유도

시간에 따른 Mo-99의 존재량을 평가하기 위하여 우선적으로 Mo-98 및 Mo-99가 각각의 β-붕괴 사슬에서 생성되는 반응을 살펴보면 다음과 같다.

그림 2에서 N^1, N^2, N^3, N^4, N^5는 순차적으로 각각 Sr-99, Y-99, Zr-99, Nb-99, Mo-99 또는 Sr-98, Y-98, Zr-98, Nb-98, Mo-98을 나타낸다.

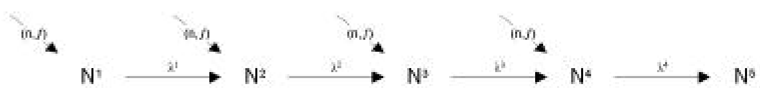

그림 2. Mo-98 및 Mo-99의 β-붕괴사슬에 의한 생성반응

위의 반응을 각각의 핵종에 대해 시간에 따른 수밀도 변화율로 나타내면,

$$\frac{dN^1}{dt} = \gamma^1 \sigma_f \Phi N^{235} - \lambda^1 N^1 \tag{1}$$

$$\frac{dN^2}{dt} = \gamma^2 \sigma_f \Phi N^{235} + \lambda^1 N_1 - \lambda^2 N^2 \tag{2}$$

$$\frac{dN^3}{dt} = \gamma^3 \sigma_f \Phi N^{235} + \lambda^2 N^2 - \lambda^3 N^3 \tag{3}$$

$$\frac{dN^4}{dt} = \gamma^4 \sigma_f \Phi N^{235} + \lambda^3 N^3 - \lambda^4 N^4 \tag{4}$$

여기서, γ^i : fission yield fraction of nuclide i,
σ_f : fission cross section of fissile nuclide,
λ^i : deday constant of nuclide i,
Φ : neutron flux를 나타낸다.

위 식에서 N^{235}는 시간에 따라 변하므로 이를 고려하기 위해 ^{235}U의 미시적 흡수단면적(σ_a^{235})과 중성자속이 시간에 따라 변하지 않는다고 가정하고 시간 t 에서의 ^{235}U 수밀도를 구하면 (5)식과 같이 나타난다.

$$N^{235}(t) = N_0^{235} e^{-\mu t} \tag{5}$$

여기서, N_0^{235} = number density of U^{235} at t=0, $\mu = \sigma_a^{235}\Phi$ 를 나타낸다.

핵종 N^i가 최초 t=0 에서 표적 내에 존재하지 않는다는 경계조건과 위의 식 (1), (2), (3) 및 (4)로부터 $N^i(t)$를 구하면 다음 (6)식과 같다.

$$N^i = \frac{\gamma^i \sigma_f \Phi N_0^{235}}{\mu - \lambda^i}(e^{-\lambda^i t} - e^{-\mu t}) + \sum_{l=1}^{i-1} \frac{\gamma^l \sigma_f \Phi N_0^{235} \prod_{k=l}^{i-1} \lambda^k}{\mu - \sum_{k=l}^{i} \lambda^k} \prod_{k=l}^{i} (e^{-\lambda^k t} - e^{-(\mu - \sum_{j=l}^{k-1} \lambda^j) t}) \tag{6}$$

다음으로 Mo-99의 시간에 따른 수밀도 변화율을 수식화하기 위하여 그림 3 모델을 이용하여 물질 평형 방정식을 세우면 식 (7), (8)과 같다.

$$\frac{dN^{99}}{dt} = \gamma^{99} N^{235} \sigma_f^{235} \Phi + \lambda^{b99} N^{b99} + \sigma_r^{98} N^{98} \Phi - \lambda^{99} N^{99} - \sigma_r^{99} N^{99} \Phi \tag{7}$$

$$\frac{dN^{98}}{dt} = \gamma^{98} N^{235} \sigma_f^{235} \Phi + \lambda^{b98} N^{b98} - \sigma_r^{98} N^{98} \Phi \tag{8}$$

여기서 γ^i : fission yield fraction of nuclide i,

σ_r^i : capture cross section of nuclide i,

N^i : number density of nuclide i at time t,

σ_f^i : microscopic fission cross section of nuclide i,

λ^i : decay constant of nuclide i,

Φ : neutron flux,

그리고, 위첨자 b98, 98, b99, 99, 235는 각각 ^{98}Nb, ^{98}Mo, ^{99}Nb, ^{99}Mo, ^{235}U를 나타낸다. 식 (6)으로부터 식 (7)식의 우변 첫 번째 항 및 두 번째 항은

$$\gamma^{99} N^{235} \sigma_f^{235} \Phi + \lambda^{b99} N^{b99}$$

$$= \sigma_f \Phi N_0^{235} e^{-\mu t} [\gamma^{99} + \frac{\gamma^{b99}\gamma^i}{\mu - \lambda^i}(e^{-(\lambda^i - \mu)t} - 1) + \sum_{l=1}^{i-1} \frac{\gamma^{b99} \gamma^l e^{\mu t} \prod_{k=l}^{i-1} \lambda^k}{\mu - \sum_{k=l}^{i} \lambda^k} \prod_{k=l}^{i} (e^{-\lambda^k t} - e^{-(\mu - \sum_{j=l}^{k-1} \lambda^j) t})] \tag{9}$$

$$= \sigma_f \Phi N_0^{235} e^{-\mu t} \gamma_a^{99} \tag{10}$$

$$= \sigma_f \Phi N^{235} \gamma_a^{99} \tag{11}$$

으로 나타낼 수 있으며, 여기서, $i = 4$, 즉, Nb-99를 의미한다. γ_a^{99}는 핵분열에 의해 직접 Mo-99가 생성되는 핵분열생성분율(fission yield)에 β-붕괴에 의해 생성되어 들어오는 분율까지 고려된 값인 축적 생성분율(accmulated yield) 임을 알 수 있으며, 이 값은 짧은 시간 내에 포화(saturation) 되어 상수 값을 갖는다. Mo-98도 마찬가지로 이와 같은 방법으로 핵분열에 의해 직접 생성되는 분율과 β-붕괴에 의해 생성되는 분율을 고려한 축적 생성분율(accmulated yield fraction), γ_a^{98}을 정의할 수 있다.

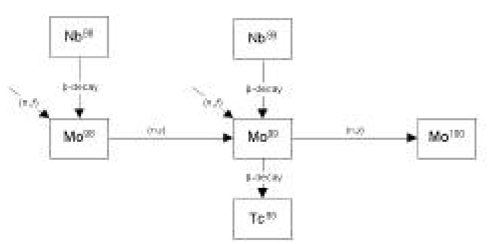

그림 3. Simplified Production-Destruction Scheme of ^{99}Mo in a Fission Moly Target

앞에서 정의한 축적생성분율을 이용하여 Mo-99의 시간에 대한 물질 평형 방정식을 간략화하고, ^{98}Mo 및 ^{99}Mo가 최초 t=0 에서 표적 내에 존재하지 않는다는 경계조건으로부터 $N^{99}(t)$를 구하면 식 (12)와 같다.

$$N^{99}(t) = \frac{\gamma_a^{99} N_0^{235} \sigma_f^{235} \Phi}{\lambda^{99} + \sigma_r^{99}\Phi - \sigma_a^{235}\Phi} \left(e^{-\sigma_a^{235}\Phi \cdot t} - e^{-(\lambda^{99}+\sigma_r^{99}\Phi)\cdot t} \right)$$
$$+ \frac{\gamma_a^{98} N_0^{235} \sigma_f^{235} \Phi \, \sigma_r^{98}\Phi}{(\sigma_r^{98}\Phi - \sigma_a^{235}\Phi)\ (\lambda^{99} + \sigma_r^{99}\Phi - \sigma_a^{235}\Phi)} \left(e^{-\sigma_a^{235}\Phi \cdot t} - e^{-(\lambda^{99}+\sigma_r^{99}\Phi)\cdot t} \right)$$
$$- \frac{\gamma_a^{98} N_0^{235} \sigma_f^{235} \Phi \, \sigma_r^{98}\Phi}{(\sigma_r^{98}\Phi - \sigma_a^{235}\Phi)\ (\lambda^{99} + \sigma_r^{99}\Phi - \sigma_r^{98}\Phi)} \left(e^{-\sigma_r^{98}\Phi \cdot t} - e^{-(\lambda^{99}+\sigma_r^{99}\Phi)\cdot t} \right) \qquad (12)$$

2.3 MCNP-ORIGEN 전산체계 신뢰도 평가

MCNP-ORIGEN 전산체계의 Mo-99 생성량 평가 신뢰도를 알아보기 위하여 MCNP-해석적 모델로 평가한 Mo-99의 시간에 따른 Mo-99의 생성량과 MCNP-ORIGEN 체계로 평가한 결과를 상호 비교하여 보았다. 그림 4 및 5에는 각 방법에 따른 계산체계 흐름도이다.

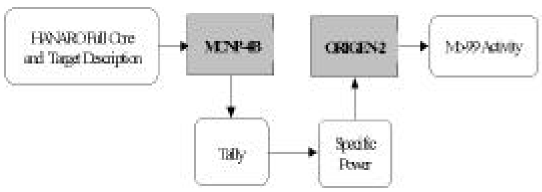

그림 4. MCNP-ORIGEN 전산체계 흐름도

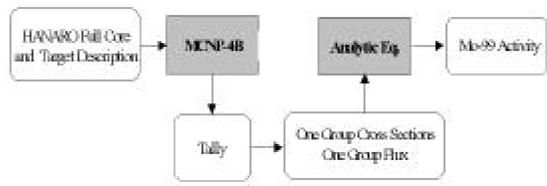

그림 5. MCNP-Analytic Eq. 체계 흐름도

MCNP-해석적모델 방법으로는 식 (12)를 방사능 평가식으로 변환하여 Mo-99의 생성량을 평가하였는데, 식 (12)의 핵종별 군정수 및 중성자속은 MCNP-4B 코드를 이용하여 생산하였다. ORIGEN-2 코드 신뢰도 평가에 있어서, 주요 관점은 ORIGEN-2 코드가 단일 그룹 군정수 및 중성자속을 어느 정도 잘못 평가하며, 만일 잘못(biased)된 군정수 및 중성자속을 사용하였을 때 어느 정도 오차를 발생시키는 지를 알아보는 것이 관점이므로 반감기 및 핵분열 생성률(fission yield fraction)은 ORIGEN-2 값을 바탕으로 상호간에 같은 값을 사용하였다.

그림 6은 MCNP-해석적 방법 및 MCNP-ORIGEN 코드 체계로 구한 시간에 따른 Mo-99의 방사능량, 즉, 생성량이다. 그림에서 보듯이 MCNP-4B로 표적내의 군정수를 생산하고 시간에 따른 Mo-99 생성량 수식을 이용하여 직접 구한 Mo-99의 생성량과 내장된 HANARO 라이브러리를 갖는 ORIGEN-2로 구한 Mo-99의 생성량은 1.6% 정도 오차 안에서 매우 잘 일치함을 볼 수 있다. 따라서, MCNP-ORIGNE 체계를 사용함에 있어서 군축약으로 기인하는 오차 및 기하학적 형태 묘사 불가능으로 기인하는 중성자 스팩트럼의 미반영으로 인한 오차는 무시할 만 한 것으로 나타났다.

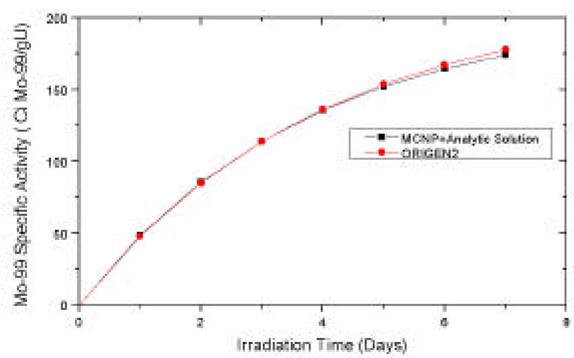

그림 6. MCNP-Analytic Eq. 방법 및 MCNP-ORGEN2 체계의 Mo-99 생성량 비교

3. 표적 설계 제한요건

설계된 표적은 세 가지 관점에서 평가될 수 있다. 첫째는 안전성, 즉 설계된 표적이 원자로 조사시 하나로의 운전 핵설계요건과 열수력 제한 조건을 만족하는가 하는 관점이고, 두 번째는 상업

성, 즉, 설계된 표적이 Mo-99의 상업적 생산 목표를 만족하는가이며, 마지막으로 효율성, 즉 표적이 폐기물 발생량과 후화학처리의 용이성, 또 표적 제작의 용이성 측면에서 얼마나 효율적으로 설계되었는가 하는 관점이다. 이런 관점에서 본 연구에서 설정된 표적 설계 제한요건은 다음과 같다.

1) 핵적 안전성
- 표적으로 인해 삽입되는 총 잉여 반응도가(total reactivity worth)는 1.25 %$\Delta\rho$ 보다 적어야 한다.

2) 열수력 안전성
- 표적에서 발생하는 표면 열속은 2.349 MW/m^2 이하가 되어야 하며, 이와 동시에 냉각되는 표적 피복재의 온도는 146.57 ℃ 이하가 되어야 한다.
- 표적 연료의 최대 온도는 녹는 점 이하가 되어야 한다.

3) 상업적 생산 목표
- Mo-99의 연간 생산량은 하나로에서 한 개의 조사공만을 사용한다고 했을 때 4,000Ci/yr 이상이어야 한다.

4) Mo-99 생성수율 및 폐기물 발생량
- 화학처리시 얻어지는 유효 Mo-99의 생성수율(Ci ^{99}Mo/gU)이 가능한 한 높게 설계되어, 고준위 폐기물인 HEU 핵연료 폐기물 발생량이 적어야 한다.

5) 화학처리
- 핵연료, 피복재, 기타 표적을 구성하고 있는 물질은 후화학처리시 공정상 문제점을 발생시켜서는 안된다. 따라서 이미 입증된 물질만을 선택한다.

4. HEU 표적 설계변수 연구

민감도 분석에서 평가된 설계변수는 표적 연료의 두께변화에 따른 생성수율 및 표면 열속밀도(Surface Heat Flux, 이하 SHF), 두께 변화에 따른 반조 손실율(Recoil-Loss Rate) 변화, 반경크기의 변화, 피복재 재질 변화, 조사 안내관의 두께 변화 및 방벽물질 변화 등이며 이에 대하여 Mo-99의 수율 및 열수력적 안전성에 미치는 영향도를 평가하였다.

고농축 우라늄을 사용하면 반경방향으로 기하학적 자기차폐 효과가 매우 크므로 표적의 두께가 두꺼우면 중성자 입장에서 안쪽에 위치한 핵연료가 핵분열을 일으킬 확률은 크게 감소하므로 핵설계 측면에서 표적의 두께는 가능한 한 얇게 만드는 것이 유리하다. 효율적인 핵연료의 사용은 같은 Mo-99의 생성량을 얻기 위해 장전되는 우라늄의 장전량과 연관되므로 효율적인 핵연료의 사용은 곧바로 적은 폐기물 발생량을 의미하기도 한다. 또한 열수력적 측면에서도 두께가 두꺼우면 핵분열 양이 증가하므로 생성되는 열량도 많게 되어 열수력적으로 제한조건을 만족시킬 가능성이 적어진다. 따라서 표적은 열수력 측면에서도 얇게 만드는 것이 유리하다. 공학적으로 가장 얇게 만들 수 있는 표적이면서 현재 상업화된 기술로서 피복재의 안쪽면에 전기화학적으로 도포하는(electro-deposited) 방법이 가장 적합하다.

따라서 본 계산에서는 민감도 분석 대상으로 전기화학적으로 도포된 표적을 대상으로 하였는데, 이전의 민감도 분석 결과를 반영하고, 확증된 기술(proven technology)의 사용 관점에서 Cintichem사의 표적 설계안 개념을 바탕으로 민감도 분석을 수행하였다. 그림 7은 민감도 분석 계산에 사용된 표적의 그림을 나타낸다.

그림 7의 표적 한 개를 각각 OR-3, 5번공의 로심 바닥으로부터 7.5cm에 위치한 후, 제어봉의 위치는 BOC(Bottom에서 25cm)의 위치에 놓인다고 가정하고 두께에 따른 민감도 분석을 수행하였다. 이 위치는 표적의 길이가 40Cm일 경우, 주기초와 주기말에 걸쳐서 Mo-99의 생산량이 일정

하면서 가장 많은 양의 Mo-99가 생성되는 위치이다. 제어봉 위치변화에 따는 민감도 분석 결과에서는 주기초와 주기말에 걸쳐 제어봉이 이동하면서 중성자 속을 크게 변화시키더라도 Mo-99의 생성량에는 크게 영향을 주지 않는 것으로 평가되었다.

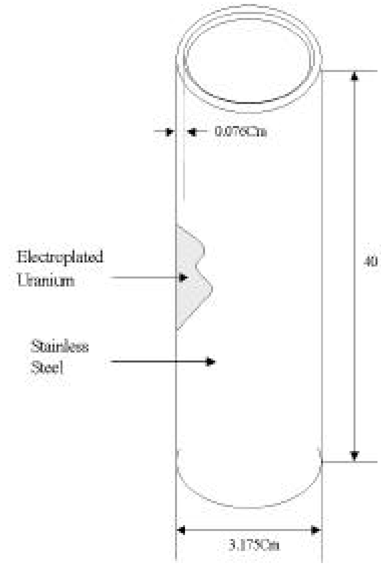

그림 7. HEU Mo-99 Target의 민감도 분석 모델

4.1 표적의 연료 두께 영향

두께에 따른 민감도 분석에서 전기화학적 도포시 표적의 밀도는 이론밀도로 집적된다고 가정하였으며, 스테인레스 스틸 튜브는 고정시켜 놓고 표적 연료의 두께만을 변화시켜 가면서 계산을 수행하였다. 두께에 따른 민감도 분석 수행결과, 표 1과 같이 표적의 두께가 얇을수록 기하학적 자기차폐 효과가 감소하므로 생성수율이 급격히 증가함을 볼 수 있다. 열수력적 안전변수인 최대 표면 열속 밀도의 경우 두께가 얇을수록 우라늄 장전량이 적어지게 되어 핵분열로 인한 총 열출력이 적어지므로 감소하는 결과를 나타났다. 생성수율 변화의 민감도를 그림 8로부터 평가해 보면 10 20㎛ 두께에서는 10㎛당 생성수율의 변화율이 10.3±1.83 %인 것으로 평가되었으며 두께가 70 80㎛ 구간에서는 1.6±2.5 %의 감소율을 보여 두께가 얇아짐에 따라 수율의 변화율은 더욱 더 큼을 볼 수 있다. 최대 표면 열속 역시 그림 9에서 보듯이, 변화율은 두께가 얇아짐에 따라 변화율이 크게 나타났으며, 약 60㎛를 초과하면 표면 열속 밀도 제한치인 2.349 MW/m^2를 넘는 것으로 평가되어 일단 두께는 60㎛ 이하가 되어야 함을 알 수 있었다.

표 1. 표적의 두께에 따른 Mo-99 생성수율 및 열속 밀도

Thick. (㎛)	U Loading /target (g)	Yield Ratio (Ci ^{99}Mo/gU)	Max. SHF (MW/m^2)	수율 변화율 (%/ 10㎛)	Max. SHF 변화율 (%/ 10㎛)
10	2.70	34.54±0.4387	0.587±0.0235		
20	5.39	30.99±0.4525	1.113±0.0548	-10.3±1.83	89.6±10.8
30	8.09	29.00±0.4698	1.451±0.0730	-6.4±2.11	30.4±8.33
40	10.78	27.17±0.4510	1.867±0.1307	-6.3±2.25	28.7±10.4
50	13.47	24.88±0.4155	2.120±0.1168	-8.4±2.26	13.6± 9.4
60	16.16	23.71±0.4102	2.432±0.1321	-4.2±2.35	14.7± 8.4
70	18.84	22.61±0.3889	2.732±0.1553	-4.6±2.39	12.3± 8.4
80	21.53	22.24±0.4114	2.920±0.1723	-1.6±2.50	7.0± 8.5
90	24.21	20.91±0.3074	3.147±0.1504	-6.0±2.31	7.5± 7.8

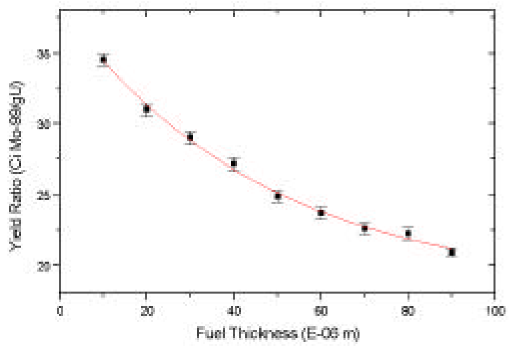

그림 8. 표적 연료 두께 변화에 따른 Mo-99 생성수율의 변화

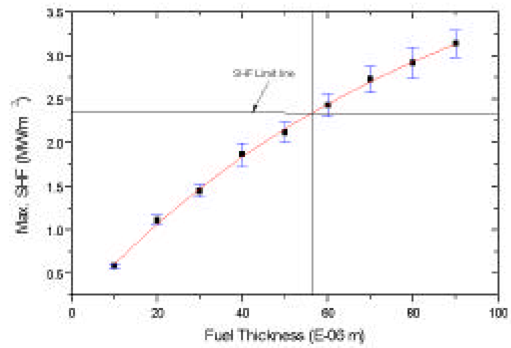

그림 9. 표적 연료 두께 변화에 따른 SHF 의 변화

4.2 표적 연료 두께변화에 따른 반조 손실률 변화

두께에 대한 민감도 분석 결과에서 보듯이 표적 연료의 두께가 얇으면 얇을수록 Mo-99의 생성수율(Ci ^{99}Mo/gU) 및 표면 열속밀도 측면에서 유리하였다. 그러나 표적 연료가 너무 얇아지면 핵연료 표면에서 핵분열이 발생하였을 경우 핵분열 파편(fission fragment)의 진행 방향이 핵연료 표면 외부 쪽과 일치하고 반조(Recoil)길이가 핵분열이 발생한 위치로부터 피복재까지의 길이보다 크게 되면 반조되는 Mo-99는 핵연료를 벗어나 피복재 안에 존재하게 되고 이는 영원히 회수 할 수 없게 된다. 따라서 두께가 얇으면 얇을수록 반조손실률(Recoil Loss Fraction)이 증가하게 된다. 이의 두께에 따른 영향도를 살펴보기 위하여 우선적으로 반조손실률을 평가하는 식을 유도하고 이 유도된 식을 이용하여 두께 변화에 따른 반조손실률의 양을 평가해 보았다.

핵종 i의 반조거리(recoil range)를 μ로 정의하고, 핵종 i 의 반조 생성률(rate of production of recoils of species i), $p_i(x)$가 거리 x에 독립적이라고 가정하고, 반조되어 단위부피 내에서 정지하는 생성항(source term)인, $q_i(x)$을 정의한 후, 핵연료 단위 부피에서의 생성 및 이탈(removal)의 평형으로부터 평형 방정식을 세우면,

$$q_i(x) = \frac{1}{2}\left(1 + \frac{x}{\mu}\right) p_i \quad (\text{for } 0 \le x \le \mu) \qquad (13)$$

$$= p_i \quad (\text{for } x > \mu) \qquad (14)$$

가 된다.

이제, 핵분열 생성율(fission yield fraction) y_i로 생성되는 핵분열 생성물 i 에 대하여 단위 부피에서의 밸런스(balance)를 생각해 보자. 핵분열 생성물은 단위 부피당 방사성 붕괴에 의하여 $\lambda_i C_i$ (λ_i=decay constant, C_i= concentration of product i)의 붕괴률로 없어진다. 단위 부피당 나타나는 핵분열 생성물은 핵분열 파편(fission fragment)이 반조 되어 단위 부피 내에 정지하는 것이다. 따라서, 이 생성항(source term)은 식 (13) 및 (14)로 정의 될 수 있으며, 이 식에서 p_i는 $y_i F$ (F=fission reaction rate), 또한 μ는 μ_{ff} (range of fission fragment)로 바꾸어 나타낼 수 있다.

따라서 평형 방정식은

$$\frac{dC_i(x,t)}{C_i^{\infty}} = \frac{\left(1 + \frac{x}{\mu_{ff}}\right)}{2} \quad (\text{for } 0 \le x \le \mu_{ff}) \qquad (15)$$

$$= 1 \quad (\text{for } x > \mu_{ff}) \qquad (16)$$

와 같이 되며, 여기서, $C_i^{\infty} = \frac{y_i F}{\lambda_i}(1 - e^{\lambda_i t})$이다.

위와 같은 핵분열 생성물의 분포를 바탕으로 표적 바깥쪽 면(target fuel outer surface)에서의 반조손실률 상관 관계식을 유도하면

$$\text{Recoil Loss Fraction} = \frac{S_o}{4V}\left(\mu - \frac{1}{12} r_o \mu^2\right) \qquad (17)$$

where, S_o : target fuel outer surface area
r_o : target fuel outer radius
μ : fission fragment recoil range

가 된다.

앞서 유도한 식 (17)을 바탕으로 표적의 두께에 따른 반조 손실률의 변화를 평가해 보았다. 정확한 Mo-99의 반조 손실률의 평가를 위해서는 Mo-99 핵분열 파편의 반조거리를 정확히 알아야 한다. UO_2 핵연료 내에서의 핵분열 생성물의 반조거리가 6 10μm 정도이고 금속 우라늄 내에서의 Mo-99의 반조거리는 약 7μm이므로, 또한 본 연구에서의 핵연료는 세라믹 연료임을 감안하여 Mo-99의 반조거리는 8μm로 가정하고 계산을 수행하였다.

그림 10은 표적 연료 두께가 얇아짐에 따른 반조 손실률의 증가를 나타내고 있다. 표적 연료 두께가 얇아짐에 따라 반조 손실률이 매우 급격히 증가하여 불리함을 볼 수 있으며, 두께가 10μm일 경우 약 20%의 손실률을 나타내고 있다.

4.3 자기차폐 효과 및 반조 손실률

앞의 결과로부터, 생성수율을 높이기 위해서는 두께는 가능한 한 얇게 만드는 것이 유리하다. 그러나 두께를 얇게 하면 이에 수반하는 Mo-99의 반조손실이 증가하므로 적정점을 찾아 최적화하는 것이 필요하다. 여기서 앞으로 유효 생성수율(effective yield)은 기하학적 자기 차폐효과와 반조손실을 모두 고려한 생성수율(Ci ^{99}Mo/gU)로 정의한다.

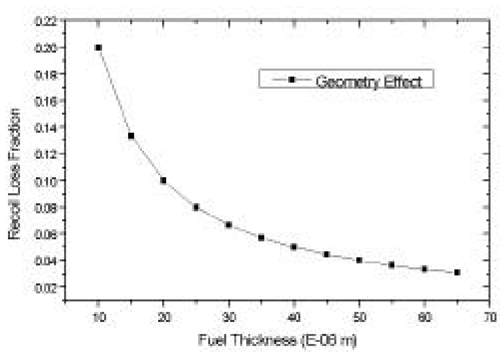

그림 10. 연료 두께에 따른 Mo-99의 반조손실률 변화

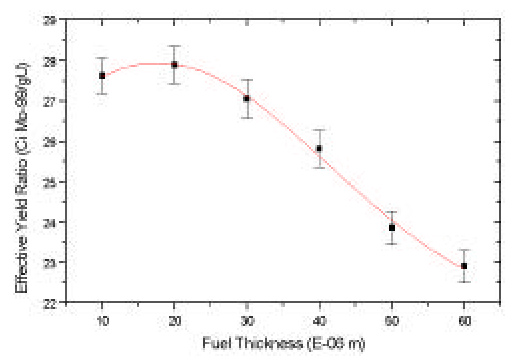

그림 11. 연료 두께 변화에 따른 유효 생성수율 변화

그림 11은 두께가 얇아짐에 따라 생성수율이 증가하고 두께가 감소함에 따라 반조손실이 증가하여 손해를 보는 것을 동시에 고려한 유효 Mo-99 생성수율(effective yield ratio)를 나타낸 그래프이다. 그래프에서 보듯이, 가장 유리한 유효 생성수율을 나타내는 표적의 두께는 약 20μm 정도임을 알 수 있다.

4.4 표적의 반경크기 변화의 영향

표적의 반경크기에 따른 생성수율의 변화 및 SHF의 변화율을 분석하여 보았다. 표적 물질의 두께는 30㎛를 사용하였으며, 표적의 바깥쪽 표면의 직경은 3.175cm를 기준으로 ±1cm를 변화시켜 가면서 표적의 반경크기에 따른 Mo-99의 생성수율 및 SHF의 변화율의 평가하여 보았다. 계산 결과, 그림 12에서 보듯이 반경크기 변화에 따라서는 생성수율의 변화율이 단위 1cm 변화당 평균적으로 2.51±1.6%의 변화율을 나타내 거의 일정한 것으로 나타났다. SHF의 변화율도 마찬가지로 그림 13에서 보듯 거의 일정한 것으로 나타나, 표적의 변경크기 변화에 따른 Mo-99의 생성수율 및 SHF의 변화율은 거의 일정한 것으로 나타났다.

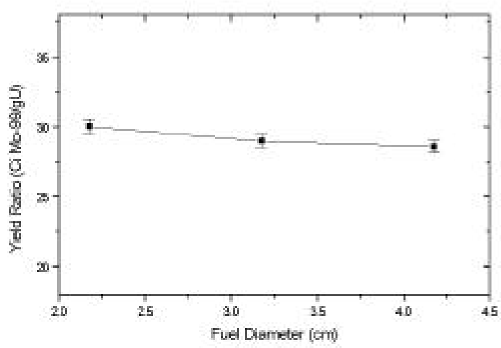

그림 12. 반경크기 변화에 따른 생성수율 변화

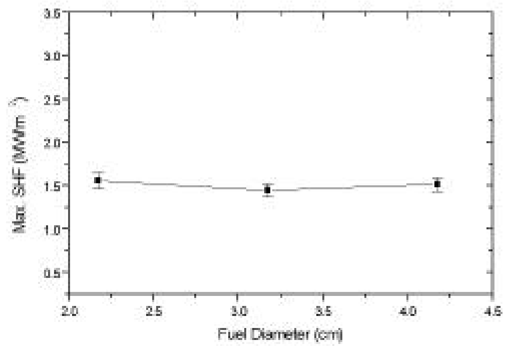

그림 13. 표적 반경크기 변화에 따른 SHF 변화

4.5 표적 피복재의 선택

피복재는 화학처리시 용해용액에 녹지 않으며 상업적으로 많이 사용되는 두 종류의 물질, 즉 지르칼로이 및 스테인레스 스틸에 대해서만 생성수율에 대한 영향도를 분석하였다. 예상했던 바와 같이, 표 2를 보면 스테인레스 스틸 튜브를 피복재로 사용한 경우가 중성자 흡수 단면적이 커서 지르칼로이 튜브를 사용한 것에 비해 평균적으로 14.6±4.2(%)의 차이를 나타내며 불리한 것으로 나타났다. 따라서 효율적인 표적 설계를 위해서는 지르칼로이를 사용하는 것이 스테인레스 스틸 튜브를 사용하는 것보다 유리할 것으로 판단된다. 그러나 지르칼로이 튜브는 주문제작을 해야 한다는 단점이 있으며 스테인레스 스틸 튜브는 기존의 Cintichem 스테인레스 스틸 튜브를 그대로 사용할 수 있다면 주문제작이 필요 없게 되므로 그러한 면에서는 이점을 나타내게 된다.

표 2. 각 피복재간의 Mo-99의 생성수율 차이

Thick.(㎛)	Clad. Mat.	Yield ratio±σ (Ci ^{99s}Mo/gU)	차이 (%)
15	스테인레스스틸	31.95±0.4100	14.6±2.3
	지르칼로이	37.40±0.6171	
30	스테인레스스틸	29.00±0.4698	13.5±2.5
	지르칼로이	33.53±0.5465	
60	스테인레스스틸	23.71±0.3153	15.7±2.4
	지르칼로이	28.13±0.4700	

4.6 조사 안내관의 설치 영향

원자로 운전중에 표적이 장전될 때 표적은 7.3m/sec의 유속을 갖는 강제대류의 냉각재 속을 통과하여 OR공에 장전되어야 한다. 이때 표적이 원하는 위치에 정확하게 안착하기 위해서는 조사 안내관(guide tube)이 필요하다. 현재 하나로의 OR 공에 조사 안내관은 없는 상태이며 운전중 표

적의 장전을 위해서는 추가로 설치할 예정에 있다. 이러한 관점에서 조사 안내관의 두께에 따른 생성수율의 변화율을 평가하여 보았다. 평가 결과, 표 3에서 보듯이 생성수율의 변화율은 두께가 증가함에 따라 평균적으로 약 0.7±4.0%의 감소율을 나타내 거의 무시할 수 있는 것으로 나타났다.

표 3. 조사안내관의 두께 변화에 따른 생성수율의 변화

Thick.(mm)	Yield ratio±σ (Ci ^{99s}Mo/gU)	변화율 (%)	평균 변화율 (%)
0.0	29.00±0.4698		
2.0	28.83±0.4613	-0.59±2.28	-0.73±1.32
4.0	28.34±0.4563	-1.73±2.29	
6.0	28.37±0.4709	-0.11±2.31	

4.7 방벽물질

표적 설계시 표면 열속밀도를 낮추기 위해 두께가 매우 얇아져야 하는 경우에는 앞서 언급한 듯이 핵분열 파편, 즉 핵분열에 의해 생성된 Mo-99의 반조 손실(recoil loss)이 매우 크다. 이를 줄이기 위한 방안으로는 화학처리시 용해용액에 용해되는 방벽물질(recoil barrier material)을 선택하여 피복재의 내벽에 약 10㎛ 정도를 도포한 후 핵연료를 그 방벽물질 위에 도포하면 핵분열 파편의 반조거리(recoil range)가 약 6 10㎛ 정도이므로 핵분열 파편은 이 방벽물질 안에 머무르게 된다. 이렇게 제작된 표적을 원자로에서 조사시킨 후 화학처리하면 방벽물질 또한 핵연료와 함께 용해되므로 방벽물질안에 존재하는 Mo-99는 회수할 수 있게 된다. 이렇게 하면 Mo-99의 반조손실률을 극단적으로 0%까지 낮출 수 있다.(6)

그런데, 이 방벽물질로 사용될 수 있는 물질의 조건은 첫 번째로 화학처리시 용해·정제 과정에 호완성을 갖어야하며, 둘째로 강한 방사능으로 인해 핫셀 취급시 문제점을 발생시켜서는 않되며, 세 번째로 피복재 관 안벽에 도포가 가능하고 이 방벽물질 위에 다시 표적 핵연료가 도포 될 수 있어야 한다. 또한 중성자 흡수 단면적이 지나치게 커서는 않된다는 것도 간과할 수 없다. 이러한 물질 후보로는 구리(Cu), 철(Fe), 니켈(Ni), 아연(Zn) 등을 들 수 있다.

표 4 방벽 물질(barrier material)에 따른 생성수율의 변화

Thickness.(mm)	Yield ratio±σ (Ci ^{99s}Mo/gU)	변화량 (%)
No barrier material	29.00±0.4221	-
Zn	No Calculation	-
Cu	28.52±0.4613	-1.66±2.21
Fe	28.94±0.3473	-0.21±2.02
Ni	28.70±0.4162	-1.03±2.19

표 4는 방벽 물질이 추가됨으로해서 Mo-99의 생성수율에 미치는 영향도에 대한 계산 결과를 나타낸다. 계산결과 약간의 손해를 나타내기는 하나 그 영향도는 표에서 보듯 매우 적은 것으로 나타나, 방벽물질 선택시 중성자 흡수는 무시할 만한 것으로 나타났다.

그러나 이 네 가지 물질 중 아연(Zn)은 녹는점이 420℃로 매우 낮아 부적한 것으로 판단되며, 구리(Cu)는 원자로 조사시 생성되는 방사성 동위원소가 1.675 MeV 및 2.642 MeV의 감마선을 방출하고 반감기 또한 짧아서 화학처리시 문제점이 많아 부적합 것으로 판명되었다. 따라서 본 연구에서는 니켈(Ni)과 철(Fe)을 대상으로 방벽물질을 적용하였다.

5. HEU 표적 설계안

5.1 Cintichem 표적의 적용 타당성 평가

HEU의 확보에 전혀 문제점이 없고 Cintichem사의 표적에 대한 특허문제도 야기되지 않는다면 Cintichem 표적을 제원 변경없이 그대로 수입하는 것이 가장 경제적인 방안일 것이다.

표적의 제원을 살펴보면, 원형관은 304 스테인레스 스틸 튜브로 되어 있으며 93w/o의 U_3O_8이 스테인레스스틸 튜브의 안쪽벽에 전기화학적 방법에 의해 도포된 형태의 표적이다. 튜브의 외경은 3.175cm, 두께는 0.076cm이다. 그림 4.14에는 HANARO 조사공 OR-3번에 Cintichem 제원의 표적이 삽입되었을 때의 단면도를 나타낸다.

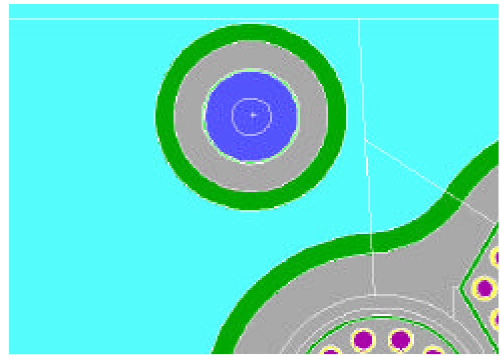

그림 14 Cintichem 표적 삽입시 단면도

5.1.1 핵적 · 열수력 안전성 평가

표 5에는 계산에 적용된 Cintichem 표적 제원 및 표적 삽입으로 인해 야기되는 총 반응도가가 표기되어 있다. 핵적 안전성 측면에서 반응도가를 평가해 보면, 표적 삽입으로 인해 발생되는 총 잉여반응도가가 0.2473±0.1334 %Δρ로서 제한치보다 적어서 On-power Target Loading시 과도상태(transient) 안전성을 제외하면 핵적 안전성을 만족하는 것으로 평가되었다.

표 5. Cintichem 표적의 제원 및 반응도가

Axial Length (cm)	Fuel O.D. (cm)	Fuel Thickness (㎛)	U Loading (g/target)	OR3, 5 Total U Loading (g)	Reactivity Worth (%Δρ)
50	3.023	65	21.5	43	0.2473±0.1334

열수력적 안전성 측면에서 일차적으로 표적이 삽입된 OR hole의 입·출구 온도차를 계산한 결과, 입·출구 온도차(ΔT)는 약 2.6℃로 평가되었다. 따라서 출구의 온도는 37.6℃가 되며, 냉각재 평균온도가 끓는점을 넘지 않으므로 Bulk Boiling은 일어나지 않음을 확인할 수 있었으나, 표적에서 발생하는 총 열량은 적지만 국부적으로 열이 많이 발생하는 형태라면 ONB(Onset of Nucleate Boiling) 및 DNB(Departure form Nucleate Boiling)가 일어날 수 있으므로 표적의 각 영역별 온도 계산을 수행하였다.

본 계산에서는 열전달계수 상관관계식으로는 Nusselt 상관식을 사용하였다.(7)

$$N_u = 0.036\ R_e^{0.8} P_r^{\frac{1}{3}} (D/L)^{0.055} \qquad (18)$$

표 6은 각 영역별 온도 계산 결과를 보여준다. 표에서 보듯이 일차적으로 표적 피복재의 SHF가 제한치인 2.349MW/m^{2}보다 높아 안전성이 확보되지 않음을 볼 수 있으며, 피복재 표면 온도 또한 377℃로 ONB 제한치인 146.57℃를 초과하고 있으므로 Cintichem 표적을 제원 변경없이 HANARO의 OR 공에 그대로 적용하는 방안은 열수력적 안전성에 위배되는 것으로 나타났다. 핵연료 온도 측면에서는 표적 연료 제한조건을 만족하는 것으로 나타났다.

표 6. Cintichem Target의 최대 SHF 및 각 영역별 온도 계산 결과

ΔT ($T_{in}-T_{out}$) (℃)	Max.SHF (MW/m^2)	Max. Temp. (℃)		
		Clad.	Fuel	
		Outer Surface	Outer Surface	Inner Surface
2.6	2.625±0.0735	377.12±9.6	497.39±10.0	508.51±10.0

5.1.2 생산 목표량 및 폐기물 발생량 평가

Cintichem 표적의 안전성이 확보되지 않으므로 표적 핵설계는 심도있게 이루어져야 한다. 향후 설계안의 효율성을 평가하기 위하여 Cintichem 표적이 장전되었을 때의 생성수율 및 폐기물 발생량 등을 계산하였다.

표 7은 Cintichem 표적 적용시 Mo-99 생성수율 및 연간 생산량을 나타내고 있는데 모든 자료는 5일의 조사 후 6 day reference에서 평가된 수치이다. OR 공 2개를 사용하면 연간 약 30,000 Ci 까지 생산할 수 있어서 생산 목표량 달성 측면에서는 문제점이 없는 것으로 나타났다.

표 8은 고체 및 액체 폐기물 발생량을 나타낸 것이다. 연간 고준위 폐기물이 약 0.75 드럼, 저준위 폐기물이 약 0.5드럼, SUS 피복재가 약 6kg 정도 발생함을 볼 수 있다.

표 7. Cintichem Target에 의한 Mo-99 생성수율 및 연간 생산량

Production Yield Ratio ± 1σ (Ci ^{99}Mo/gU)		Annual Production (Ci ^{99}Mo/yr)	
Total Production	With Recoil Loss	With 1 OR Hole	With 2 OR Holes
22.35 ± 0.16	21.66 ± 0.16	14,793	29,586

표 8. Cintichem Target에 의한 폐기물 발생량

Uranium (g)	HLW (ℓ/yr)	LLW (ℓ/yr)	Clad. Amount (g)
860	152.5	104.0	5,836

5.2 HEU 표적 설계안

표적 설계안은 두 가지 개념으로 설계하였다. 첫 번째 안으로 표적 제작의 편의성을 위하여 방벽물질을 사용하지 않고 설계하였으며, 두 번째 안으로 표적의 효율성을 최대화하기 위해 방벽물질을 사용하여 설계하였다.

표 9에는 여러 가지 설계안이 제시되어 있는데 모든 설계안은 Cinctichem사에서 사용하는 SUS 피복재를 사용하고 있으며, 5-1 5-3 설계안은 방벽물질을 사용하지 않는 설계안으로서 피복재 안쪽면에 UO_2 연료가 전기화학적으로 도포된 형태의 표적이다. 5-4 및 5-5 설계안은 방벽물질로서 니켈(Ni)을 피복재 안쪽면에 도포하고 그 위에 UO_2 연료를 전기화학적으로 도포한 형태의 표적이다.

표 9에서 모든 설계안은 핵적 안전성을 확보하고 있음을 볼 수 있으며, 표 10 및 11에서 보듯이 방벽물질을 사용하지 않은 5-1 5-3 설계안은 OR공 한 개를 사용할 경우 열수력 안전성 조건을 만족시키면 생산목표량을 달성할 수 없었으며, 생산목표량을 달성하면 열수력 온도조건을 만족시키기가 어려웠다. 그러나, 50cm의 표적길이에 방벽물질 니켈을 10㎛ 도포하고 그위에 약 11㎛ 정도 UO_2를 도포한 5-5 설계안은 표적 삽입으로 인한 반응도가가 0.2911±0.2667 %Δρ로서 제한치 이하이고, 피복재 표면온도 또한 137.70±5.3℃로서 제한치 이하로 만족되므로 안전성은 확보

되었다. 또한 반조손실을 모두 줄일 수 있어, 유효 생성수율이 높아 상업목표량을 충분히 만족시킬 수 있었다.

표 9. 설계안의 제원 및 반응도가

Case #	Axial Length (cm)	Fuel Thickness (㎛)	U Loading (g/target)	OR3, 5 Total U Loading (g)	Reactivity Worth (%Δρ)
5-1	50	10	4.58	9.15	0.0733±0.2578
5-2		11	5.03	10.07	0.2524±0.2667
5-3		12	5.50	10.99	0.3344±0.2827
5-4		10	4.58	9.15	-0.0291±0.2558
5-5		11	5.03	10.07	**0.2911±0.2667**

표 10. 설계안의 SHF 및 각 영역별 온도 계산 결과

Case #	Max. SHF (MW/m^2)	Max. Temp. (℃)		
		Clad.	Fuel	
		O.S	O.S	I.S.
5-1	0.788±0.039	139.05±5.2	175.62±5.6	176.12±5.6
5-2	0.830±0.043	144.67±5.7	183.22±6.0	183.81±6.0
5-3	0.859±0.050	148.54±5.7	188.45±6.1	189.11±6.1
5-4	**0.796±0.040**	**138.74±5.2**	**175.21±5.5**	**175.32±5.5**
5-5	**0.788±0.041**	**137.70±5.3**	**173.80±5.6**	**173.91±5.6**

표 11. 설계안의 생성수율 및 연간 생성량

Case #	5 days Irradiation			
	Yield Ratio (Ci ^{99}Mo/gU)		Production (Ci ^{99}Mo/yr)	
	produced	effective	wiht 1 OR hole	with 2 OR hole
5-1	30.54±0.47	23.956±0.47	3,519	7,022
5-2	29.93±0.46	24.025±0.46	3,872	7,745
5-3	29.47±0.46	24.099±0.46	4,237	8,475
5-4	**30.66±0.47**	**30.66 ±0.47**	**4,421**	**8,842**
5-5	**30.48±0.47**	**30.48 ±0.47**	**4,834**	**9,669**

표 12에는 5-4 및 5-5 설계안의 폐기물 발생량이 평가되어 있다. 연간 발생되는 폐기물은 고준위 폐액이 32.5리터, 저준위 폐액이 22.2리터, 고체 폐기물이 약 6kg 정도로서 그 양은 매우 미량인 것으로 평가되었다.

표 12. 액체 및 고체 폐기물 발생량

Case #	Uranium (g)	HLW (ℓ/yr)	LLW (ℓ/yr)	Clad. Amount (g)
5-4	183.2	32.5	22.2	5,836
5-5	202.4	35.9	24.5	5,836

5.3 표적 설계안의 효율성 평가

핵적 · 열수력적 안전성을 확보하고, 생산 목표량을 충분히 달성할 수 있는 표적 설계안의 효율

성을 평가해 본 결과, 생성수율이 Cintichem 표적에 비해 1.4배 정도 높게 설계되었으며, 고준위 폐액 및 저준위 폐액 발생량을 Cintichem 표적을 적용하는 방안과 비교해 약 4배 정도 낮출 수 있어 구성된 설계안은 매우 효율적인 설계안임을 알 수 있었다.

6. 결 론

MCNP-ORIGEN 코드의 신뢰도를 MCNP-해석적 모델 방법을 통해 평가한 결과, Mo-99의 생성량은 1.6% 오차 내에서 일치하여 전산체계의 신뢰도는 확보되는 것으로 평가되었다.

민감도 분석 수행결과, 전기화학적 도포 방법으로 제조되고, 고농축 우라늄을 연료로 사용하는 표적 핵설계에 있어서 중요한 설계변수는 표적 연료두께와 피복재 재질로 평가되었으며, 방벽물질을 사용하지 않을 경우 가장 유리한 표적 연료의 두께는 약 20㎛ 정도인 것으로 평가되었다.

Cintichem 표적을 HANARO에 제원변경없이 적용하는 방안은 열수력 안전성이 확보되지 않아 부적합한 것으로 평가되었으며, 니켈(Ni)을 방벽물질로 사용하고, 표적길이 50cm, UO_2 연료두께 약 11㎛를 적용한 설계안은 모든 설계제한요건을 만족시켰으며, Cintichem 표적을 적용한 방안과 비교하여 폐기물 발생량을 4배 감소시켜 매우 효율적인 설계안임을 확인할 수 있었다.

Acknowledgements

본 연구는 '98년도 한국원자력연구소 위탁연구과제로 수행되었음을 밝히며, 자료 제공의 해주신 박진호 박사님과 손동성 박사님의 도움에 깊은 감사를 드립니다.

REFERENCE

1. Richard L. Coats and Edward J. Parma, "Medical Isotope Production:A New Research Initiative for the Annular Core Research Reactor," *Proceedings of the 1994 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics*, Knoxville, Tennessee, April 11-15 (1994)
2. J. H. Park, et. al., "A Review on the Process Technology for Mo-99 Production," KAERI, KAERI-AR-401/94, (1994)
3. B. K. Kim, et. al., "Feasibility Study on Fission Moly Target Development," KAERI, KAERI/RR-1595/95, (1996)
4. Myung-Hyun Kim, Dong-Keun Cho and Dong-Sung Sohn, "Nuclear Design of Fission Moly Target in HANARO," Proceedings of International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology, Vol.2, pp.1697-1702, Long Island, New York, Oct. 5-8, (1998)
5. Dong-Keun Cho, Myung-Hyun Kim, Dong-Sung Sohn, "Nuclear Design Methodology of Fission Moly Target for Research Reactor," Journal of the Korean Nuclear Society, Vol.31, Number 4, pp.365-374, (1999)
6. 7. G. L. Hofman, T. C. Wiencek, E. L, Wood, J. L. Snelgrove, "Development of ^{99}Mo Isotope Production Targets Employing Uranium Metal Foils," *Trans. Am. Nucl. Sci.* 77, pp. 100-101, November, (1997)
7. M. Necati Özisik, "Heat Transfer : A Basic Approach," New York : McGraw-Hill, (1985)