

연구용 원자로의 건전성 평가를 위한 수치해석적 중성자 조사 재료변형 예측기법 개발

박준근* · 석태현* · 허남수*[†]

A Numerical Technique for Predicting Deformation due to Neutron Irradiation for Integrity Assessment of Research Reactors

Jun-Geun Park*, Tae-Hyeon Seok* and Nam-Su Huh*[†]

(Received 24 May 2024, Revised 10 June 2024, Accepted 14 June 2024)

ABSTRACT

Research reactors are operated under ambient temperature and atmospheric pressure, which is much less severe conditions compared to those in typical nuclear power plants. Due to the high temperature, heat resistant materials such as austenite stainless steel should be used for the reactors in typical nuclear power plants. Whereas, as the effect of temperature is low for research reactors, materials with high resistance to neutron irradiation, such as zircaloy and beryllium, are used. Therefore, these conditions should be considered when performing integrity assessment for research reactors. In this study, a computational technique through finite element (FE) analysis was developed considering the operating conditions and materials of research reactor when conducting integrity assessment. Neutron irradiation analysis techniques using thermal expansion analysis were proposed to consider neutron irradiation growth and swelling in zirconium alloys and beryllium. A user subroutine program that can calculate the strain rate induced by neutron irradiation creep was developed for use in the commercial analysis program Abaqus. To validate the proposed technique and the user subroutine, FE analysis results were compared with hand-calculation results, and showed good agreement. Consequently, developed technique and user subroutine are suitable for evaluating structural integrity of research reactors.

Key Words : Neutron irradiation growth (중성자 조사 성장), Neutron irradiation swelling (중성자 조사 스웰링), Neutron irradiation creep (중성자 조사 크리프), User subroutine program (사용자 정의 보조 프로그램), Finite element analysis (유한요소해석)

기호설명

Be	= Beryllium	C_{gr}	= Neutron irradiation growth coefficient [$n^{-1}\cdot\text{mm}^2$]
C_{cr}	= Neutron irradiation creep coefficient [$n^{-1}\cdot\text{mm}^2\cdot\text{MPa}^{-1}$]	C_{ir}	= Neutron irradiation coefficient [$n^{-1}\cdot\text{mm}^2$]
$C_{cr,Be}$	= Neutron irradiation creep coefficient of beryllium [$n^{-1}\cdot\text{MPa}^{-1}$]	C_{sw}	= Neutron irradiation swelling coefficient [$n^{-1}\cdot\text{mm}^2$]
$C_{cr,Zr}$	= Neutron irradiation creep coefficient of zirconium alloy [$n^{-1}\cdot\text{mm}^2\cdot\text{MPa}^{-1}$]	\dot{D}	= Displacement per atoms rate [$\text{DPA}\cdot\text{s}^{-1}$]
		E	= Elastic modulus [GPa]
		E_d	= Displacement threshold energy [eV]
		\hat{E}	= Available energy for displacement [eV]
		H	= Hydrogen
		He	= Helium
		I, J, K, L, M, N	= Material constant
		k	= Efficiency factor
		L	= Length [mm]
		Li	= Lithium

[†]책임저자, 회원, 서울과학기술대학교 기계시스템디자인공학과

E-mail : nam-su.huh@seoultech.ac.kr

TEL : (02)970-6317 FAX : (02)974-8270

* 서울과학기술대학교 기계시스템디자인공학과

N_d	= Displacement per atoms [DPA]
N_i	= Number of atoms per unit volume [$n \cdot \text{mm}^{-1} \cdot \text{barn}^{-1}$]
n	= Neutron [n]
p	= Porosity [mm^3/mm^3]
\tilde{q}	= Effective equivalent stress [MPa]
R_{ij}	= Stress ratio
T	= Temperature [$^{\circ}\text{C}$]
t	= Time [s]
V	= Volume [mm^3]
α	= Thermal expansion coefficient [$\text{mm}/\text{mm} \cdot ^{\circ}\text{C}^{-1}$]
ϵ_{cr}	= Neutron irradiation creep strain rate [$\text{mm}/\text{mm} \cdot \text{s}^{-1}$]
ν	= Poisson's ratio
σ	= Effective stress [MPa]
σ_{da}	= Damage cross section [$\text{eV} \cdot \text{barn}$]
ϕ	= Neutron flux [$n \cdot \text{mm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$]

1. 서 론

원전 노심은 핵분열 반응에 직접적으로 노출되는 핵연료, 감속재, 제어봉, 반사체, 차폐체 등과 같은 구조물과 이러한 구조물을 지지하며 방사능을 차단하는 노심 방벽으로 구성된다. 각각의 구조물들은 노심 내부 중성자 농도 제어, 냉각재 순환 등의 기능을 수행하여 핵분열 반응속도 및 노심 온도를 제어한다. 원전 노심 구조물의 기능에 이상이 발생할 경우 노심용융(Meltdown)과 같은 중대 사고가 발생할 수 있다. 따라서 노심 구조물에 대한 건전성 평가는 필수적이다.

원전 노심은 핵분열 반응이 일어나는 중심 구조물로 핵분열 반응에 의한 높은 열 에너지와 다량의 감마선, 중성자에 노출된다. 핵분열 반응으로 발생한 열 에너지와 감마선에 의한 발열현상으로 인해 열 피로(Thermal fatigue), 열 크리프(Thermal creep), 열 취화(Thermal embrittlement) 등이 발생하고 고농도의 중성자 조사에 의한 중성자 조사 성장(Neutron irradiation growth), 중성자 조사 스웰링(Neutron irradiation swelling), 중성자 조사 크리프(Neutron irradiation creep), 중성자 조사 취화(Neutron irradiation embrittlement) 등의 재료 열화가 발생한다. 이러한 재료 열화는 원전의 가동 연수가 증가함에 따라 구조물의 손상으로 누적되며 조사응력부식균열(Irradiation Assisted Stress Corrosion

Cracking, IASCC)의 원인이 된다. 이러한 조사 손상을 고려한 건전성 평가를 수행하기 위하여 원전 구조물에 사용되는 강재들을 대상으로 조사 손상 연구가 수행되어 왔다⁽¹⁻³⁾. 비등수형 경수로(Boiling Water Reactor, BWR)와 CANDU형 가압중수로(Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR)의 노심 구조물에 사용되는 오스테나이트 스테인리스강(Austenite stainless steel)의 경우 미국 전력연구소(Electric Power Research Institute, EPRI)에서 항복 강도, 인장 강도, 연신률과 같은 인장 물성과 크리프, 스웰링과 같은 재료 변형이 중성자 조사에 따라 변화하는 정도를 정량화하여 수식으로 제시하였다⁽⁴⁾. 해당 수식을 기반으로 상용 해석 프로그램인 ANSYS와 Abaqus에서 사용할 수 있는 사용자 정의 보조 프로그램(User subroutine program)이 개발된 바 있다⁽⁴⁾.

원전은 사용 목적에 따라 크게 두 가지로 구분할 수 있다. 첫 번째는 발전 목적의 원전으로 고온, 고압의 환경에서 핵분열 반응을 유도하기 때문에 스테인리스강과 같은 열에 저항성이 높은 재료들이 노심 구조물에 사용되고 이와 관련한 연구들은 전술한 바와 같이 진행되었다. 두 번째는 핵반응 실험, 동위원소 생산, 방사성 의료 기기 개발 등의 연구 목적의 원전으로 한국에는 하나로(High-flux Advanced Neutron Application Reactor, HANARO)와 기장연구로(KIJANG Research Reactor, KJRR)가 있다. 연구용 원전의 경우 열 출력이 낮기 때문에 개방수조형(Open tank in pool type)으로 되어 있으며 상온, 대기압 환경에서 운용된다⁽⁵⁻⁷⁾. 이러한 상온, 대기압 운용 환경은 열에 의한 영향보다 중성자 조사에 의한 영향이 재료 열화에서 지배적이기 때문에 열에 저항성이 높은 재료의 필요성은 감소하고 중성자 조사에 저항성이 높은 재료의 필요성이 높아진다. 이에 베릴륨(Beryllium, Be), 알루미늄(Aluminum, Al), 흑연(Graphite), 지르코늄 합금(Zircaloy-4), 하프늄(Hafnium, Hf) 등 중성자 조사에 저항성이 높은 재료들이 연구용 원전 노심에 사용되었다⁽⁸⁻¹⁰⁾. 그러나 전술한 연구용 원전 노심에 사용된 재료들에 대한 연구는 발전 목적의 원전에 사용된 열에 저항성이 높은 재료들에 대한 연구보다 수가 적고 연구용 원전의 운용 환경인 상온 조건과 일치하지 않는 연구가 많아 실질적으로 사용할 수 있는 연구는 제한적이다. 또한 중성자 조사에 의한 재료의 변형 및 취화 정도를 일괄적으로

정량화하여 수식으로 제시한 경우는 오스테나이트 스테인리스강(Austenite stainless steel)과 같이 일부 재료에 대해서만 제시되었다. 중성자 조사에 저항성이 높은 재료에 대한 연구는 중성자 조사 크리프, 중성자 조사 성장, 중성자 조사 스웰링에 대해 산발적으로 수행되었으며 다음과 같은 연구들이 있다. Adamson et al.⁽¹¹⁾은 다양한 지르코늄 합금에 대한 중성자 조사 크리프와 중성자 조사 성장 연구들을 분석하였으며 200 °C 이상의 고온 조건을 고려하였다. Chung et al.⁽¹²⁾은 하나로 연구용 원자로에 사용된 지르코늄 합금에 대한 중성자 조사 크리프, 중성자 조사 성장 평가를 수행하였다. Scaffidi-Argentia et al.⁽¹³⁾은 원자로 환경을 고려한 베릴륨의 일반적인 물성 및 중성자 조사 크리프에 대해 정리하였다. 중성자 조사 크리프의 경우 연구용 원자로와 같은 상온에서 수행된 연구 결과가 수식으로 제시되었다. Gelles et al.⁽¹⁴⁾은 베릴륨에 대한 중성자 조사 스웰링과 중성자 조사 취화 연구들을 정리하였으며 중성자 조사 스웰링의 경우 상온 조건에서 수행된 연구 결과가 수식으로 제시되었다. Choo et al.⁽¹⁵⁾은 중성자 조사 스웰링을 고려하여 기장연구로의 베릴륨 반사체 평가를 수행한 바 있다. 그러나 중성자 조사 취화에 대한 연구는 연구용 원전의 운용 환경과 다른 조건이거나 제한적으로 연구가 수행되어 중성자 조사 취화를 고려한 건전성 평가는 수행하기 어려운 실정이다.

본 연구에서는 연구용 원전의 운용 환경을 고려하여 건전성 평가를 수행하기 위한 방법을 연구하였으며 선행 연구 결과들의 재료 물성들을 이용하여 연구용 원전의 건전성 평가를 해석적으로 수행하는 기법을 제시하였다. 연구용 원전 노심에 사용된 재료들 중 지르코늄 합금과 베릴륨을 대상으로 저온 조건의 중성자 조사 성장, 중성자 조사 스웰링, 중성자 조사 크리프로 인한 재료변형 연구 결과를 사용하였다⁽¹²⁻¹⁴⁾. 중성자 조사 성장과 스웰링 연구 결과를 상용 해석프로그램인 Abaqus에 적용하여 구조물의 변형 평가를 수행하는 기법을 연구하였고 중성자 조사 크리프 연구 결과를 이용해 Abaqus에서 사용할 수 있는 사용자 정의 보조 프로그램을 개발하였다. 중성자 조사 성장, 중성자 조사 스웰링을 고려한 유한요소해석(Finite Element Analysis, FEA) 기법과 개발된 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램은 수계산 결과를 비교하여 검증하였다.

2. 중성자 조사 변형

2.1 중성자 조사에 의한 재료의 변형

중성자 조사에 의한 재료변형의 과정은 Fig. 1에 나타내었다. 핵분열로 발생한 고속중성자(Fast neutron)가 금속에 조사될 경우 결정 구조를 이루고 있는 금속 원자와 충돌하여 결정 구조가 파괴되고 금속 원자가 자리를 이탈하게 된다. 고속중성자와 충돌하여 결정 구조를 이탈한 최초의 금속 원자를 PKA (Primary Knock-on Atom)라고 한다. PKA는 중성자와의 충돌에서 에너지를 받아 고속으로 튕겨져 나가고 다른 금속 원자들과 연쇄 충돌을 일으켜 다량의 금속 원자를 이탈시킨다. 이때 이탈한 금속 원자들을 따라서 캐스케이드(Cascade)가 발생하고 이탈한 금속 원자들과 흐트러진 결정 구조는 공극(Lattice vacancy)을 포함한 채로 재결합하여 새로운 결정 구조를 형성한다. 이탈한 일부 금속 원자들은 재결합하지 않은 상태로 금속 내부에 남게 된다. 공극을 포함한 상태로 재결합이 발생하여 체적을 유지하면서 변형이 생기는 것을 중성자 조사 성장으로 정의한다. 또한 공극들과 금속 내부에서 결정 구조를 이루지 못한 금속 원자들(Self-interstitial atoms)로 인해 금속 내부에 전위 루프(Dislocation loop)가 많아지고 전위 루프로 인해 미끄러짐(Slip)의 발생이 억제되어 금속의 크리프 저항성의 높아지는데 이것을 중성자 조사 크리프로 정의한다.

일부 금속 원자는 특정 에너지의 중성자와 충돌할 경우 핵분열 반응을 일으킨다. 베릴륨의 경우 식 (1)과 식 (2)를 따라서 핵분열 반응을 일으키며 헬륨(Helium, He)과 수소(Hydrogen, H)를 생성한다⁽¹⁴⁾.

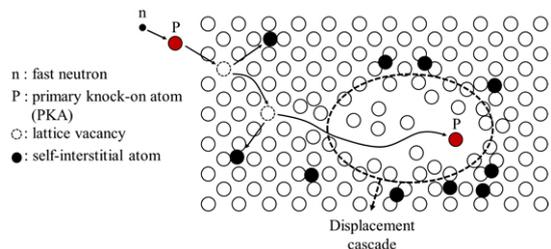
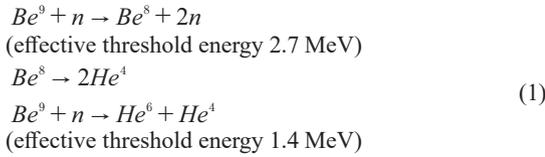


Fig. 1 Schematic of material deformation by neutron irradiation



이와 같은 핵분열 반응으로 헬륨과 수소가 생성될 경우 금속 내부에서 가스 형태로 분출 및 팽창하며 이에 따라 금속 내부에 공극이 발생한다. 핵분열 반응에 의한 체적이 변화하며 변형을 일으키는 것을 중성자 조사 스웰링으로 정의한다. 실제 중성자 조사 시험의 경우 핵분열 반응을 일으키는 금속들은 중성자 조사 스웰링과 중성자 조사 성장이 같이 발생하지만, 정확히 구분하여 측정되지 않으므로 중성자 조사 성장과 중성자 조사 스웰링을 혼용하여 사용하는 경우가 많다. 본 연구에서는 중성자 조사 성장과 중성자 조사 스웰링을 핵분열 반응의 유무로 구분하였다.

2.2 중성자 조사 재료변형 모델

본 연구에서 사용한 중성자 조사 재료는 지르코늄 합금과 베릴륨 두 가지이다. 두 재료는 중성자 조사에 저항성이 높은 재료 중 여타 재료보다 수행된 연구가 많고 연구용 원전의 운용 환경을 만족하는 시험 결과가 존재하여 해당 재료를 선택하였다. 중성자 조사로 인한 재료변형은 중성자 조사 성장, 중성자 조사 스웰링, 중성자 조사 크리프를 고려하였다.

2.2.1 지르코늄 합금(Zircaloy-4)

지르코늄 합금의 경우 중성자 조사 시 핵분열 반응을 일으키지 않기 때문에 중성자 조사 스웰링을 제외하였고 재료변형으로 중성자 조사 성장과 중성자 조사 크리프를 고려하였다. 지르코늄 합금의 중성자 조사 성장은 다음과 같은 식으로 표현된다⁽¹²⁾.

$$\frac{\Delta L}{L} = C_{gr} \cdot \phi \cdot t \tag{3}$$

여기서 $\Delta L/L$, C_{gr} , ϕ , t 은 각각 길이 변화량, 중성자

조사 성장 계수(Neutron irradiation growth coefficient), 중성자속(Neutron flux), 시간을 의미하며 중성자 조사 성장 계수는 $n^{-1} \cdot mm^2$, 중성자속은 $n \cdot mm^{-2} \cdot s^{-1}$ 의 단위로 표현되고 n 은 중성자를 의미한다. 중성자속은 초당 단위 면적을 지나는 중성자의 개수이고 중성자속에 시간을 곱하여 $n \cdot mm^{-2}$ 의 단위로 표현되는 총 중성자 조사량(Fluence)을 계산하게 된다. 지르코늄 합금은 이방성(Anisotropic) 재료로 방향별 중성자 조사 성장 계수가 Table 1과 같이 제시되어 있다⁽¹²⁾. 지르코늄 합금의 이방성은 재료의 압연 방향으로 결정되며 Fig. 2와 같이 나타낼 수 있다. 또한 지르코늄 합금의 중성자 조사 성장은 총 중성자 조사량이 $1.0 \times 10^{18} n \cdot mm^{-2}$ 인 시점에서 길이 변화량이 수렴한다.

지르코늄 합금의 중성자 조사 크리프는 다음과 같은 식으로 표현된다⁽¹²⁾.

$$\dot{\epsilon}_{cr} = C_{cr,Zr} \cdot \phi \cdot \tilde{q} \tag{4}$$

여기서 $\dot{\epsilon}_{cr}$, $C_{cr,Zr}$, ϕ , \tilde{q} 는 각각 중성자 조사 크리프 변형률 속도, 지르코늄 합금의 중성자 조사 크리프 계수(Neutron irradiation creep coefficient), 중성자속, 유효 등가 응력(Effective equivalent stress)을 의미한다. 중성자 조사 크리프 계수는 $2.8 \times 10^{-25} n^{-1} \cdot mm^{-2} \cdot MPa^{-1}$ 으로 제시되어 있으며 유효 등가 응력은 지르코늄 합금의 이방성을 고려하기 위해 식 (5)와 같은 Hill's potential function으로 계산된다. 식 (5)의 I, J, K, L, M, N 은 재료

Table 1 Neutron irradiation growth coefficients

Direction	Thickness (1)	Rolling (2)	Axial (3)
Neutron irradiation growth coefficient ($n^{-1} \cdot mm^2 \times 10^{-22}$)	-1.49	+5.0	-3.51

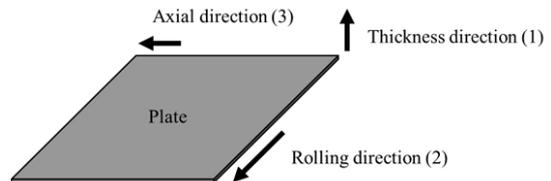


Fig. 2 Neutron irradiation growth orientation of zircaloy-4

상수로 식 (6)과 같이 계산된다. 식 (6)에서 R_y 는 응력 비로 식 (7)과 같이 제시되어 있다⁽¹²⁾.

$$\tilde{q}(\sigma) = \left[\frac{I(\sigma_{22} - \sigma_{33})^2 + J(\sigma_{33} - \sigma_{11})^2 + K(\sigma_{11} - \sigma_{22})^2}{+2L\sigma_{23}^2 + 2M\sigma_{31}^2 + 2N\sigma_{12}^2} \right]^{1/2} \quad (5)$$

$$\begin{aligned} I &= \frac{1}{2} \left(\frac{1}{R_{22}^2} + \frac{1}{R_{33}^2} - \frac{1}{R_{11}^2} \right) \\ J &= \frac{1}{2} \left(\frac{1}{R_{33}^2} + \frac{1}{R_{11}^2} - \frac{1}{R_{22}^2} \right) \\ K &= \frac{1}{2} \left(\frac{1}{R_{11}^2} + \frac{1}{R_{22}^2} - \frac{1}{R_{33}^2} \right) \\ L &= \frac{3}{2R_{23}^2}, M = \frac{3}{2R_{13}^2}, N = \frac{3}{2R_{12}^2} \end{aligned} \quad (6)$$

$$\begin{aligned} R_{11} &= 1.0196, R_{22} = 0.8868, R_{33} = 1.1422 \\ R_{12} &= 1.0178, R_{13} = 1.2054, R_{23} = 1.1409 \end{aligned} \quad (7)$$

2.2.2 베릴륨(Beryllium)

베릴륨의 경우 중성자 조사 시 핵분열 반응을 일으켜 중성자 조사 스웰링이 발생한다. 중성자 조사 시험 시 중성자 조사 성장과 중성자 조사 스웰링이 동시에 발생하기 때문에 중성자 조사 성장과 중성자 조사 스웰링이 모두 시험 결과에 고려된 것으로 판단하여 중성자 조사 스웰링에 대한 연구 결과만을 사용하였다. 베릴륨의 중성자 조사 스웰링은 다음과 같은 식으로 표현된다⁽¹⁴⁾.

$$\frac{\Delta V}{V} = C_{sw} \cdot \phi \cdot t \quad (8)$$

여기서 $\Delta V/V$, C_{sw} , ϕ , t 는 각각 체적 변화량, 중성자 조사 스웰링 계수(Neutron irradiation swelling coefficient), 중성자속, 시간을 의미한다. 중성자 조사 스웰링 계수는 $8.2 \times 10^{-23} \text{ n}^{-1} \cdot \text{mm}^{-2}$ 로 제시되어 있다⁽¹⁴⁾.

베릴륨의 중성자 조사 크리프는 다음과 같은 식으로 표현된다⁽¹³⁾.

$$\dot{\epsilon}_{cr} = C_{cr,Be} \cdot (1 - p^{2/3})^{-1} \cdot \dot{D} \cdot \sigma \quad (9)$$

여기서 $\dot{\epsilon}_{cr}$, p , \dot{D} , σ 는 각각 베릴륨의 중성자 조사 크리프 변형률, 공극률(Porosity), 조사 손상률(Displacement Per Atoms rate, DPA rate), 유효

등가 응력을 의미하고 $C_{cr,Be}$ 은 중성자 조사 크리프 계수로 $3.2 \times 10^{-6} \text{ n}^{-1} \cdot \text{MPa}^{-1}$ 으로 제시되어 있다⁽¹³⁾. 공극률은 mm^3/mm^3 으로 무차원 단위이고 응력은 MPa 단위이다. 조사 손상률은 재료의 전체 원자 중 변위된 원자의 비율을 의미하고 다음과 같은 식으로 정의된다⁽¹⁶⁾.

$$\dot{D} = \frac{N_d}{V \times N_i} \quad (10)$$

여기서 N_d , V , N_i 는 각각 조사 손상량(Displacement Per Atoms, DPA), 체적, 단위 체적당 원자 수를 나타내는 원자 밀도($\text{n} \cdot \text{mm}^{-3} \cdot \text{barn}^{-1}$)를 의미한다. 조사 손상량은 다음과 같은 식으로 정의된다⁽¹⁷⁾.

$$N_d = \frac{k\hat{E}}{2E_d}, \hat{E} > 2E_d/k \quad (11)$$

여기서 k 는 이탈 상수로 0.8로 제시되어 있고 \hat{E} 은 원자의 변위에 사용가능한 총 에너지이다. E_d 은 금속원자 한 개가 변위되기 위해 필요한 임계에너지이며 eV단위를 사용한다. \hat{E} 는 다음과 같은 식으로 정의된다⁽¹⁶⁾.

$$\hat{E} = \phi \cdot N_i \cdot \sigma_{da} \cdot V \quad (12)$$

여기서 ϕ 는 중성자속이고 σ_{da} 는 조사 손상이 발생하는 단위 면적(Damage cross section)이며 단위는 $\text{eV} \cdot \text{barn}$ 이다. 최종적으로 식 (9)부터 식 (12)까지 정리하면 다음과 같은 식으로 정의된다.

$$\dot{\epsilon}_{cr} = C_{cr,Br} \cdot (1 - p^{2/3})^{-1} \cdot k \frac{\sigma_{da}}{2E_d} \cdot \phi \cdot \sigma \quad (13)$$

3. 중성자 조사에 의한 재료변형 예측기법

3.1 열팽창 해석을 이용한 중성자 조사 성장 및 중성자 조사 스웰링 해석 기법

상용 해석 프로그램인 Abaqus를 이용하여 중성자 조사 해석을 수행할 경우 스웰링에 대한 기능을 제공하지만, 사용되는 식의 형태가 달라 적용할 수 없는 경우가 많다. 이에 사용자 정의 보조 프로그램을 개발하여 해석을 수행하는 경우가 대부분이나 입력 데이터의 수치화, 프로그램 개발 및 검증과 같은

추가적인 과정이 요구된다. 따라서 본 연구에서는 중성자 조사 성장과 중성자 조사 스웰링 해석에 대해 열팽창 해석을 이용한 대체 해석 기법을 사용하였다.

본 연구를 수행하며 확인한 중성자 조사 성장, 중성자 조사 스웰링 식들의 형태는 다음과 같다.

$$\frac{\Delta V}{V} \approx 3 \frac{\Delta L}{L} = C_{ir} \cdot \phi \cdot t \quad (14)$$

중성자 조사 성장과 중성자 조사 스웰링의 식은 체적 또는 길이 변화량에 대해 중성자 조사 계수(Neutron irradiation coefficient, C_{ir}), 중성자속, 시간에 대한 함수로 표현되어 있다. 열팽창 공식의 형태는 다음과 같다.

$$\frac{\Delta L}{L} = \alpha \cdot \Delta T \quad (15)$$

여기서 α 는 열팽창 계수(Thermal expansion coefficient)이고 ΔT 는 온도 변화량이다. 중성자 조사 성장, 중성자 조사 스웰링 식의 형태와 열팽창 공식의 형태가 동일하기 때문에 열팽창 계수를 중성자 조사 계수로 치환하고 온도 변화량을 중성자속과 시간의 곱인 총 중성자 조사량으로 치환할 경우 열팽창 해석을 통해 중성자 조사 성장 및 스웰링 해석을 수행할 수 있게 된다. 중성자 조사 해석을 열팽창 해석으로 대체하여 수행할 경우 특정 좌표에 대한 중성자 조사량이 표(Tabular)의 형태로 제시되어 있을 때 중성자 조사량 값을 온도 값으로 맵핑(Mapping)을 할 수 있다. 사용자 정의 보조 프로그램의 경우 중성자 조사량을 수식으로 변환해야 하므로 열팽창 해석을 이용하는 기법이 더 편리하며 중성자 조사 해석을 통한 건전성 평가 수행까지 걸리는 시간이 단축된다.

중성자 조사에 의한 변형은 재료 물성 정의 단계에서 사용자 정의 보조 프로그램 등을 이용하여 적용하고 구조해석, 열 해석 등을 수행해야 한다. 하지만 본 연구에서 제시한 열팽창 해석을 이용한 대체해석 기법과 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램은 온도 값과 열팽창 계수를 중성자 조사량과 중성자 조사 계수로 사용하기 때문에 열 해석을 동시에 수행할 수 없다. 열 해석을 고려해야 할 경우 중성자 조사 해석과 열 해석을 각각 수행하여 계산한 응력 및 변형률을 중첩의 원리(Superposition principle)를 적용하여 건전성 평가를 수행해야 한다.

3.2 사용자 정의 보조 프로그램을 이용한 중성자 조사 크리프 해석 기법

중성자 조사 크리프의 경우 응력과 중성자속에 대한 변수가 들어가기 때문에 상용 해석 프로그램인 Abaqus에서 기본적으로 제공하는 크리프 기능으로는 중성자 조사 크리프를 구현할 수 없기 때문에 사용자 정의 보조 프로그램을 개발하였다. 지르코늄 합금과 베릴륨의 중성자 조사 크리프 식의 형태는 다음과 같다.

$$\dot{\epsilon}_{cr} = C_{cr} \cdot \phi \cdot \bar{q} \quad (16)$$

지르코늄 합금의 중성자 조사 크리프 식과 동일하며 베릴륨의 경우 식의 형태는 다르나 공극률과 이탈 상수 등 상수 값으로 정의할 수 있는 변수들을 정리하여 중성자 조사 크리프 계수(C_{cr})에 포함시키면 동일한 형태의 식이 된다. 식 (16)을 사용자 정의 보조 프로그램으로 변환하면 다음과 같이 정의된다.

$$DECRA(1) = \frac{C_{cr} \cdot TEMP \cdot DTIME \cdot QTILD}{TIME(1)} \quad (17)$$

사용자 정의 보조 프로그램 작성 시 Abaqus에서 제공하는 CREEP 함수를 사용하였으며 식 (17)에서 DECRA(1)은 중성자 조사 크리프 변형률을 의미한다. C_{cr} 은 각 재료에 해당하는 중성자 조사 크리프 계수이고 QTILD는 유효 등가 응력 값이다. 식 (16)의 중성자속은 현재 조사량을 나타내는 TEMP 값을 해석 step 시간을 나타내는 TIME(1) 값으로 나누어 정의하였고 시간 증분 값인 DTIME을 곱하여 증분 시간에 대한 중성자속을 정의하였다.

본 연구에서 제시한 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램의 경우 식 (16)과 같은 기본적인 형태의 중성자 조사 크리프 식을 대상으로 개발하였으며 식 (13)의 공극률과 같이 중성자 조사량에 따른 함수로 표현이 가능한 변수 또는 중성자 조사 크리프 계수가 중성자 조사량에 따른 함수로 표현이 될 경우 식 (17)의 C_{cr} 을 함수의 형태로 입력해야 한다.

4. 중성자 조사에 의한 재료변형 예측기법 검증

4.1 열팽창 해석을 이용한 중성자 조사 성장 및 중성자 조사 스웰링 해석 기법 검증

열팽창 해석을 이용한 중성자 조사 성장 및 스웰링 대체

해석 기법의 타당성을 검증하기 위해 유한요소해석을 수행하여 도출한 중성자 조사 변형률과 수계산으로 구한 중성자 조사 변형률을 비교하였다. 유한요소해석에 사용된 모델은 Fig. 3에 나타내었다. 가로, 세로, 높이 200 mm의 정육면체 모델을 사용하였으며 절점 수는 4,961개, 요소 수는 1,000개이고 C3D20R(20-node brick element with reduced integration) 요소를 사용하였다. 중성자 조사에 의한 변형만을 확인하기 위해 다른 하중은 부여하지 않았고 밀면 중앙부 절점의 6방향 자유도를 구속하였다. 검증에 사용된 지르코늄 합금과 베릴륨의 중성자 조사 계수는 Table 2에 나타내었고 기계적 물성치는 탄성 계수(Elastic modulus, E) 200 GPa, 푸아송비(Poisson's ratio, ν) 0.3을 적용하였다. 총 해석 시간을 10초로 설정하여 정적 구조해석을 수행하였고 지르코늄 합금의 경우 총 조사량이 $1.0 \times 10^{18} \text{ n}\cdot\text{mm}^{-2}$ 인 시점에서 길이 변화량이 수렴하기 때문에 전체 절점에 대해 $1.0 \times 10^{19} \text{ n}\cdot\text{mm}^{-2}$ 의 중성자 조사량을 Fig. 4와 같이 선형적으로 증가하도록 적용하였다.

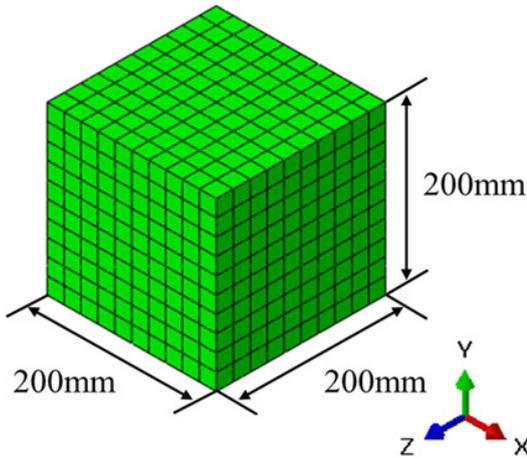


Fig. 3 FE model for verification of neutron irradiation analysis using thermal expansion

Table 2 Neutron irradiation coefficients used for verification of neutron irradiation analysis using thermal expansion

Material	Zircaloy-4			Beryllium
	X	Y	Z	Isotropic
Neutron irradiation coefficient ($\text{n}^{-1}\cdot\text{mm}^2 \times 10^{-22}$)	-3.51	+5.0	-1.49	0.273

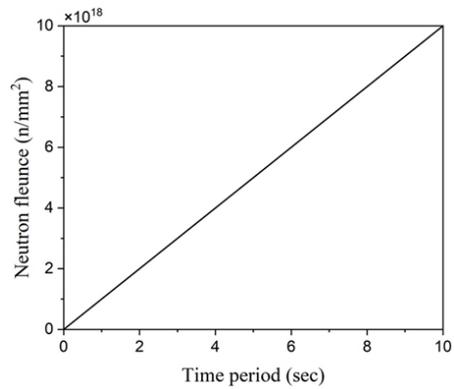


Fig. 4 Neutron fluence used for verification of neutron irradiation analysis using thermal expansion

Fig. 5와 Fig. 6는 각각 지르코늄 합금, 베릴륨에 대한 중성자 조사 해석 결과이다. 시간에 따른 변형률은 유한요소모델 윗면 중앙 절점에서 계산되었다. Y축은 중성자 조사에 의한 변형률을 나타내었고 X축은 시간을 나타내었다. 지르코늄 합금의 경우 중성자 조사량이 $1.0 \times 10^{18} \text{ n}\cdot\text{mm}^{-2}$ 인 1초 지점에서 변형률이 수렴하는 것을 확인할 수 있으며 이방성이 반영되어 축 방향별로 변형률이 다른 것을 확인할 수 있다. 베릴륨의 경우 10초까지 값이 지속적으로 증가하는 것을 확인할 수 있고 등방성이 반영되어 모든 축 방향에서 변형률이 동일한 것을 확인할 수 있다. 10초 시점의 수계산 변형률 결과와 열팽창을 이용한 중성자 조사 해석 변형률 결과를 비교하여 Table 3에 나타내었다. 수계산 결과는 식 (14)를 사용하여 계산하였으며 유한요소해석 결과와 잘 일치함을 확인하여 열팽창을 이용한 중성자 조사 해석 기법이 타당함을 확인하였다.

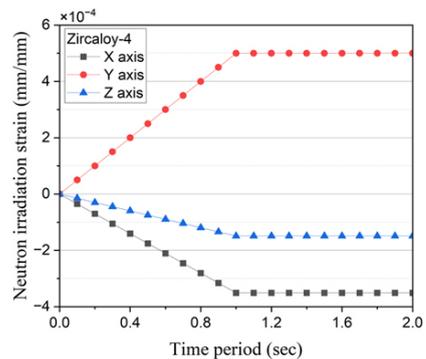


Fig. 5 Neutron irradiation analysis results using thermal expansion (zircaloy-4)

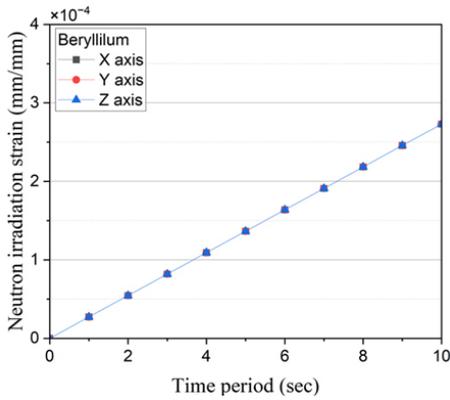


Fig. 6 Neutron irradiation analysis results using thermal expansion (beryllium)

Table 3 Comparison of neutron irradiation strain in FE analyses and calculation at 10 sec

Material	Zircaloy-4			Beryllium
Direction	X	Y	Z	Isotropic
FE analysis (mm/mm × 10 ⁻⁴)	-3.51	+5.0	-1.49	2.73
Calculation (mm/mm × 10 ⁻⁴)	-3.51	+5.0	-1.49	2.73
Relative difference (%)	0	0	0	0

4.2 사용자 정의 보조 프로그램을 이용한 중성자 조사 크리프 해석 기법 검증

지르코늄 합금과 베릴륨에 대한 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램의 타당성을 검증하기 위해 유한요소해석을 수행하여 도출한 중성자 조사 크리프 변형률 증분 값과 수계산으로 구한 중성자 조사 크리프 변형률 증분 값을 비교하였다. 유한요소해석은 4.1절에 소개한 모델과 동일하다. 적용한 경계 조건과 하중 조건은 Fig. 7에 나타내었다. 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램을 검증하기 위해 모델 상단 면에 Y축 방향으로 200 MPa의 응력을 적용하였고 하단 면에 Y축 방향 대칭 조건을 적용하였다. 검증에 사용된 지르코늄 합금과 베릴륨의 중성자 조사 크리프 계수는 Table 4에 나타내었다. 베릴륨의 중성자 조사 크리프 계수의 경우 식 (13)에서 중성자속과 유효 등가 응력을 제외한 나머지 상수 값들을 중성자 조사 크리프 계수에 포함하여 계산한 결과이며 공극률은 0.012, 조사 손상 단면적은 5 eV·barn, 임계에너지는 31 eV로 정의하였다⁽¹⁸⁻²⁰⁾. 지르코늄의

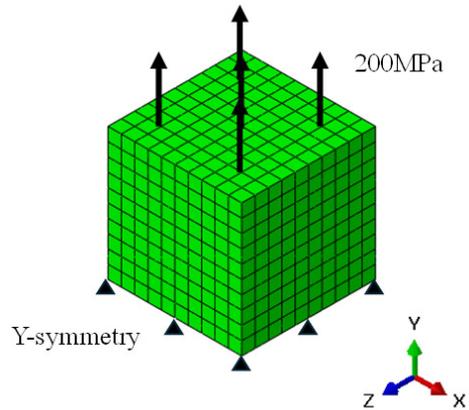


Fig. 7 Boundary and loading condition for verification of neutron irradiation creep user subroutine program

경우 이방성을 고려하기 위해 식 (7)에 제시된 응력 비를 적용하였다. 기계적 물성치는 탄성 계수 200 GPa을 적용하였고 중성자 조사에 의한 변형만을 확인하기 위해 Y축 방향 응력에 의한 X, Z축 방향 변형이 발생하지 않도록 푸아송비를 0으로 적용하였다. 시간에 따른 재료 거동을 확인할 수 있도록 Visco 해석을 수행하였으며 해석 시간은 10초로 설정하였다. 전체 절점에 대해 1.0 × 10¹⁹ n·mm⁻²의 중성자 조사량을 Fig. 4와 같이 선형적으로 증가하도록 적용하였다.

Table 5와 Table 6는 각각 지르코늄 합금, 베릴륨에 대한 중성자 조사 크리프 해석 결과와 수계산 결과를 비교하여 나타낸 것이다. 유효 등가 응력과 중성자 조사 크리프 변형률 증분 값을 해석 시간에 따라 계산하여 비교하고 오차를 계산하였다. 유한요소해석의 경우 Fig. 7의 윗면 정중앙에 위치하는 절점에서 도출한 해석 결과 값이다. 수계산의 경우 유효 등가 응력은 식 (5)를 이용하였고 중성자 조사 크리프 변형률 증분 값은 식 (17)을 이용하여 계산하였다. Table 5에서 지르코늄의 경우 이방성이 적용되어 유효 등가 응력이 해석에 적용한 200 MPa과 달라진 것을 확인할 수 있고 유한요소해석 결과와 수계산 결과가 잘 일치함을 확인할 수 있다. 중성자 조사 크리프 변형률 증분 값의 경우 시간 증분(Time increment)에 따라 값이 증감하는 것을 확인할 수 있고 유한요소해석 결과와 수계산 결과가 잘 일치함을 확인할 수 있다. Table 6에서 베릴륨의 경우 등방성이기 때문에 유효 등가 응력이 해석에 적용한 200 MPa과 동일하였고 중성자 조사 크리프 변형률 증분 값이 시간 증분에 따라

Table 4 Neutron irradiation creep coefficients used for verification of user subroutine program

Material	Zircaloy-4	Beryllium
Neutron irradiation creep coefficient ($n^{-1}\cdot\text{mm}^2\cdot\text{MPa}^{-1}$)	2.8×10^{-25}	2.179×10^{-29}

Table 5 Comparison of equivalent stress and neutron irradiation creep strain rate in FE analysis and calculation (zircaloy-4)

Time (sec)	Time inc. (sec)	Effective equivalent stress (MPa)		Relative Diff. (%)	Neutron irradiation creep strain per time increment ($\times 10^{-4}$)		Relative Diff. (%)
		FEA	Cal.		FEA	Cal.	
0	0	0	0	-	0	0	-
0.07	0.07	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.0425	0.0425	2×10^{-5}
0.13	0.07	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.0425	0.0425	2×10^{-5}
0.20	0.07	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.0425	0.0425	2×10^{-5}
0.27	0.07	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.0425	0.0425	2×10^{-5}
0.40	0.13	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.0850	0.0850	3×10^{-4}
0.67	0.27	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.1700	0.1700	5×10^{-5}
1.21	0.54	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.3400	0.3400	5×10^{-5}
2.29	1.08	225.5	225.5	2×10^{-6}	0.6800	0.6800	1×10^{-4}
4.29	2.00	225.5	225.5	2×10^{-6}	1.2630	1.2630	1×10^{-4}
6.29	2.00	225.5	225.5	2×10^{-6}	1.2630	1.2630	1×10^{-4}
8.29	2.00	225.5	225.5	2×10^{-6}	1.2630	1.2630	1×10^{-4}
10	1.71	225.5	225.5	2×10^{-6}	1.0809	1.0809	3×10^{-4}

증감하는 것과 유한요소해석 결과와 수계산 결과가 잘 일치함을 확인할 수 있다. 지르코늄 합금과 베릴륨의 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램을 이용한 유한요소해석 결과와 수계산 결과를 비교하였을 때 잘 일치함을 확인하여 본 연구에서 개발한 사용자 정의 보조 프로그램의 타당성을 검증하였다.

5. 결 론

상온, 대기압 운용 환경과 중성자 조사에 저항성이 높은 재료를 사용하는 연구용 원전의 특수성을 고려하여 건전성 평가를 수행하기 위한 중성자 조사 재료변형 예측기법을 개발하였다. 연구용 원전 노심에 사용되는 지르코늄 합금과 베릴륨에 대해 열팽창 해석을 이용한 중성자 조사 성장 및 중성자 조사 스웰링 해석 기법을 검증하였고 중성자 조사 크리프 사용자 정의 보조 프로그램을 개발 및 검증하였다.

Table 6 Comparison of equivalent stress and neutron irradiation creep strain rate in FE analysis and calculation (beryllium)

Time (sec)	Time inc. (sec)	Effective equivalent stress (MPa)		Relative Diff. (%)	Neutron irradiation creep strain per time increment ($\times 10^{-9}$)		Relative Diff. (%)
		FEA	Cal.		FEA	Cal.	
0	0	0	0	-	0	0	-
0.1	0.1	200	200	0	0.4358	0.4358	0
0.2	0.1	200	200	0	0.4358	0.4358	0
0.3	0.1	200	200	0	0.4358	0.4358	0
0.5	0.2	200	200	0	0.8716	0.8716	0
0.9	0.4	200	200	0	1.7432	1.7432	0
1.7	0.8	200	200	0	3.4864	3.4864	0
3.3	1.6	200	200	0	6.9728	6.9728	0
5.3	2	200	200	0	8.7160	8.7160	0
7.3	2	200	200	0	8.7160	8.7160	0
9.3	2	200	200	0	8.7160	8.7160	0
10	0.7	200	200	0	3.0506	3.0506	0

본 연구에서 개발한 중성자 조사 재료변형 예측기법은 지르코늄 합금과 베릴륨에 국한된 것이 아닌 동일한 형태의 구성방정식이 제시된 다른 재료들에도 적용할 수 있기 때문에 연구용 원전 노심 구조물에 대한 설계수명 평가 시 유용할 것으로 판단된다.

참고문헌

- (1) Chopra, O. K. and Rao, A. S., 2011, "A Review of Irradiation Effects on LWR Core Internal Materials-IASCC Susceptibility and Crack Growth Rates of Austenitic Stainless Steels," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 409, No.3, pp. 235-256. doi:https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2010.12.001
- (2) Scott, P., 1994, "A Review of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 211, No. 2, pp. 101-122. doi:https://doi.org/10.1016/0022-3115(94)90360-3
- (3) Garner, F. A., Toloczko, M. B. and Sencer, B. H., 2000, "Comparison of Swelling and Irradiation Creep Behavior of Fcc-austenitic and Bcc-ferritic/martensitic Alloys at High Neutron Exposure," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 276, No. 1-3, pp. 123-142. doi:https://doi.org/10.1016/S0022-3115(99)00225-1
- (4) Kim, J. S., Jhung, M. J., Park, J. S. and Oh, Y. J., 2013, "Development of User Subroutine Program Considering Effect of Neutron Irradiation on Mechanical Material Behavior of Austenitic Stainless Steels," *Transactions*

- of the Korean Society of Mechanical Engineers A, Vol. 37, No. 9, pp. 1127-1132. doi:https://doi.org/10.3795/KSME-A.2013.37.9.1127
- (5) Seo, C. G., Kim, H. C., Park, H. J. and Chae, H. T., 2013, "Innovative Design Concepts for The KIJANG Research Reactor," *In Proceedings of the Korea Nuclear Society Spring Meeting*, Korea.
- (6) Cho, M. S., Choo, K. N. and Yang, S. W., 2016, "Material Irradiation Technology Using Capsules at HANARO," *Nuclear Technology*, Vol. 193, No. 2, pp. 330-339. doi:https://doi.org/10.13182/NT15-19
- (7) Park, Y. C. and Ryu, J. S., 2007, "Design Requirements of an Advanced HANARO Reactor Core Cooling System," Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI/TR-3470.
- (8) Park, C., Kim, Y. K., Lee, B. C., Ryu, J. S. and Kwon, Y. S., 2015, "Overview of KJRR design features," *The 11th National Conference on Nuclear Science and Technology Agenda and Abstracts*, Viet Nam.
- (9) Park, C., Lee, B. C., Ryu, J. S. and Kim, Y. K., 2015, "Overall Design Features and Key Technology Development for KJRR," *Transactions Korean Nuclear Society Fall Meeting*, Korea.
- (10) Choo, K. N., Cho, M. S., Jun, B. H., Kim, C. J. and Park, S. J., 2014, "Neutron Irradiation of Electronic Materials at HANARO," *Journal of Applied Mathematics and Physics*, Vol. 2, No. 9, pp. 837-842. doi:http://dx.doi.org/10.4236/jamp.2014.29093
- (11) Adamson, R. B., Coleman, C. E. and Griffiths, M., 2019, "Irradiation Creep and Growth of Zirconium Alloys: A Critical Review," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 521, pp. 167-244. doi:https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.04.021
- (12) Chung, J. H., Cho, Y. G. and Kim, J. I., 2012, "Irradiation Creep and Growth Behavior of Zircaloy-4 Inner Shell of HANARO," *Proceedings of the 4th international symposium on Material Testing Reactors*, Oarai, Dec. 5-9, pp. 179-183.
- (13) Scaffidi-Argentina, F., Longhurst, G. R., Shestakov, V. and Kawamura, H., 2000, "Beryllium R&D for Fusion Applications," *Fusion Engineering Design*, Vol. 51-52, pp. 23-41. doi:https://doi.org/10.1016/S0920-3796(00)00312-4
- (14) Gelles, D. S., Sernyaev, G. A., Dalle Donne, M. and Kawamura, H., 1994, "Radiation Effects in Beryllium Used for Plasma Protection," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 212-215, pp. 29-38. doi:https://doi.org/10.1016/0022-3115(94)90030-2
- (15) Choo, Y. S., Kim, G., Sun, J. O. and Yoo, Y. S., 2016, "Irradiation Swelling Analysis of Beryllium Reflectors in KJRR," *Transactions of the Korean Society Autumn Meeting*, Korea.
- (16) Mai, N. N. T., Kim, K., and Lee, D., 2023, "Calculation of Displacement per Atom (DPA) in STREAM," *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting*, Jeju, May pp. 17-19.
- (17) Norgett, M. J., Robinson, M. T. and Torrens, I. M., 1975, "A Proposed Method of Calculating Displacement Dose Rates," *Nuclear Engineering Design*, Vol. 33, No. 1, pp. 50-54. doi:https://doi.org/10.1016/0029-5493(75)90035-7
- (18) Andreev, D. V., Bepalov, V. N., Birjukov, A. J., Gurovich, B. A. and Platonov, P. A., 1996, "Post-irradiation Studies of Beryllium Reflector of Fission Reactor Examination of Gas Release, Swelling and Structure of Beryllium under Annealing," *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 233-237, pp. 880-885. doi:https://doi.org/10.1016/S0022-3115(96)00289-9
- (19) Kim, K. Y., Kim, H. Y., Ji, S. K., Jang, M. H. and Kang, C. M., 1999, "Preliminary Evaluation of Radiation Shielding Design for Near-core Model of SMART," *In Proceedings of the Korean Nuclear Society Conference*, pp. 373-373.
- (20) Haertling, C. L., 2020, "Beryllium (Be) Handbook," Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, LA-UR-20-23733.