

<연구논문>

# 원자로 노심 쉬라우드의 조사유기응력부식균열 민감도 예비 분석

김종성<sup>†</sup>·박창제<sup>\*</sup>

## Preliminary Analysis on IASCC Sensitivity of Core Shroud in Reactor Pressure Vessel

Jong-Sung Kim<sup>†</sup> and Chang Je Park<sup>\*</sup>

(Received 21 November 2019, Revised 14 December 2019, Accepted 18 December 2019)

### ABSTRACT

This paper presents preliminary analysis and results on IASCC sensitivity of a core shroud in the reactor pressure vessel. First, neutron irradiation flux distribution of the reactor internals was calculated by using the Monte Carlo simulation code, MCNP6.1 and the nuclear data library, ENDF/B-VII.1. Second, based on the neutron irradiation flux distribution, temperature and stress distributions of the core shroud during normal operation were determined by performing finite element analysis using the commercial finite element analysis program, ABAQUS, considering irradiation aging-related degradation mechanisms. Last, IASCC sensitivity of the core shroud was assessed by using the IASCC sensitivity definition of EPRI MRP-211 and the finite element analysis results. As a result of the preliminary analysis, it was found that the point at which the maximum IASCC sensitivity is derived varies over operating time, initially moving from the shroud plate located in the center of the core to the top shroud plate-ring connection brace over operating time. In addition, it was concluded that IASCC will not occur on the core shroud even after 60 years of operation (40EFPYs) because the maximum IASCC sensitivity is less than 0.5.

**Key Words :** Core Shroud (노심 쉬라우드), Reactor Internals (원자로 내부구조물), IASCC (조사유기응력부식균열), Sensitivity Analysis (민감도 분석), Finite Element Analysis (유한요소 해석),

### 1. 서 론

가압경수로 (PWR: pressurized water reactor) 내부 구조물은 핵연료 집합체를 지지하고 제어봉 삽입 경로와 원자로 냉각재 유로를 유지하는 고유기능을 수행하는 안전 관련 피동 기기이다. 노심 쉬라우드 (core shroud)는 핵연료에 근접하게 위치하고 있으므로 높은 중성자 속 환경 하에서 고유기능을 유지하여야 한다. 따라서 중성자 조사 취화, 조사유기응력부식균열 (IASCC : irradiation-assisted stress corrosion

cracking), 조사강화 응력이완 및 크리프, 보이드 스웰링 (void swelling)과 같은 중성자 조사 경년열화 들은 PWR 내부구조물인 노심 쉬라우드에 발생할 잠재성이 있다<sup>(1)</sup>. 이러한 중성자 조사 경년열화는 인허가 기간 종료 시점에 근접할수록 가압경수로 노심 쉬라우드의 안전성과 신뢰성에 영향을 줄 수 있다. 계속운전 및 장수명 원전 운영을 위해 노심 쉬라우드를 포함하는 가압경수로 내부구조물의 건전성에 대한 이러한 중성자 조사 경년열화의 영향을 평가하고 평가 결과를 토대로 경년열화 관리 프로그램을 개발하고 적용하여야 함을 요구하고 있다<sup>(1)</sup>.

원자로 내부구조물의 IASCC와 관련된 몇몇 연구들이 국내외적으로 수행되었으나 대부분 IASCC 거동과 관련된 연구들<sup>(2-6)</sup>이거나 중성자 조사 영향을 고려한 유한요

<sup>†</sup> 김종성, 회원, 세종대학교

E-mail : kimjsbat@sejong.ac.kr

TEL: (010)2792-7980 FAX: (02)3408-4413

<sup>\*</sup> 세종대학교

소 응력해석을 수행하기 위한 중성자 조사에 따른 재료 물성 변화를 모사할 수 있는 사용자 정의 보조 프로그램 개발 관련 연구<sup>7)</sup>이며 원자로 내부구조물의 특정 기기에 대한 IASCC 민감도를 분석한 연구는 미흡하다.

본 연구에서는 노심 중앙에 위치하여 중성자 조사량이 가장 많다고 판단되는 노심 쉬라우드에 대한 IASCC 민감도 예비 분석을 수행하였다. 우선, 몬테카를로 모사 코드인 MCNP6.1<sup>(8)</sup>과 원자력 데이터 라이브러리인 ENDF/B-VII.1<sup>(9)</sup>을 이용하여 원자로 내부구조물의 중성자 속을 계산하였다. 본 연구는 예비 분석이므로 노심 쉬라우드를 2차원 축대칭 모델로 단순화시켰다. 중성자 조사에 따른 재료물성 변화를 고려하도록 기개발된 사용자 정의 보조프로그램<sup>7)</sup>, 계산된 중성자 속 분포와 상용 유한요소 해석 프로그램인 ABAQUS<sup>(10)</sup>을 이용하여 중성자 조사 경년열화를 고려한 유한요소 해석을 수행하여 노심 쉬라우드의 온도 와 응력 분포를 도출하였다. EPRI MRP- 211<sup>(11)</sup>의 IASCC 민감도 정의와 유한요소해석 결과를 이용하여 노심 쉬라우드의 IASCC 민감도를 평가하였다.

## 2. 고속 중성자 속 계산

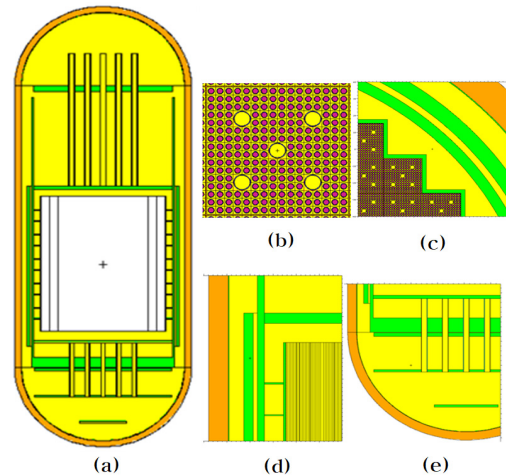
핵연료집합체는 Plus7 기준으로 총 177개가 장전되며 노심출력은 2,815 MWt 이다. Table 1은 이용된 표준 노심의 설계 자료를 보여주고 있다. 노심 모델은 미국 Los Alamos 연구실에서 개발한 몬테카를로 모사 코드인 MCNP6.1을 이용하였으며, 사용된 중성자 라이브러리는 ENDF/B-VII.1을 사용하여 노심 임계평가를 통한 노심 내부구조물의 고속 중성자속 (>1MeV)을 평가하였다. 복잡한 3차원 노심 모델을 정확하게 모사하기 위해 주로 이용되는 코드체계로 노심 임계평가 및 방사선 차폐평가용으로 널리 이용되고 있다. Fig. 1은 이러한 MCNP6.1 코드를 이용하여 원자로를 모델링한 것이다. 원자로 압력용기 (RPV : reactor pressure vessel) 내부만 모델링하였고 핵연료집합체와 내부구조물을 가급적 상세히 모델링하였다. 핵연료의 농축도는 3.2 wt%로 균일하다고 가정하여 평가하였다. 총 계산에 이용된 중성자 입자수는  $3 \times 10^8$  개다. 본 연구는 예비 분석이라 균일한 농축도로 가정하였기 때문에 불균일한 농축도로 핵연료를 배치하는 실제의 경우보다 낮은 중성자 속이 계산될 수 있다.

Fig. 2는 내부구조물 중앙에서 반경 방향에 따른 중성자 속 분포를 보여주고 있다. Table 2는 내부구조물

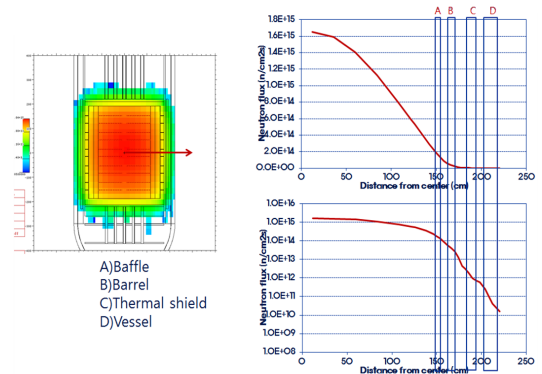
위치별 중성자 속을 제시하고 있다. 중심부분은  $1.3 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>s에서 거리에 따라 감소하여 압력용기에서는  $2.5 \times 10^{11}$  n/cm<sup>2</sup>s로 변하는 것을 확인할 수 있다.

**Table 1** Design Features of a Target Reactor.

Design features	Value
Electrical power (MWe)	1,000
Core thermal power (MWt)	2,815
Fuel assembly type	PLUS7
No. of fuel assemblies (ea)	177
Inner diameter of RPV (m)	4.1
Height of RPV (m)	14.6
Thickness of baffle (cm)	2.2
Thickness of barrel (cm)	6.0
Thickness of thermal shield (cm)	8.3
No. of formers (ea)	5



**Fig. 1** Three-dimensional Model of the Reactor Assembly: (a) axial modeling, (b) fuel assembly, (c) reactor internals, (d) upper support structure, (e) lower support structure



**Fig. 2** Radial Distribution of Neutron Irradiation Flux along the Core Centerline of the Reactor Internals.

**Table 2** Neutron Irradiation Fluxes for Various Locations.

Location	Neutron irradiation flux ( $n/cm^2s$ )
RPV center	$2.54 \times 10^{11}$
RPV upper	$1.03 \times 10^{10}$
RPV lower	$1.21 \times 10^{10}$
Thermal shield center	$1.85 \times 10^{12}$
Core barrel center	$1.27 \times 10^{13}$
Core barrel upper	$1.50 \times 10^{11}$
Core barrel lower	$3.34 \times 10^{11}$
Former center	$2.67 \times 10^{11}$
Former upper	$6.20 \times 10^{11}$
Former lower	$3.34 \times 10^{11}$
Baffle center	$1.32 \times 10^{14}$

### 3. 유한요소 온도 및 응력 해석

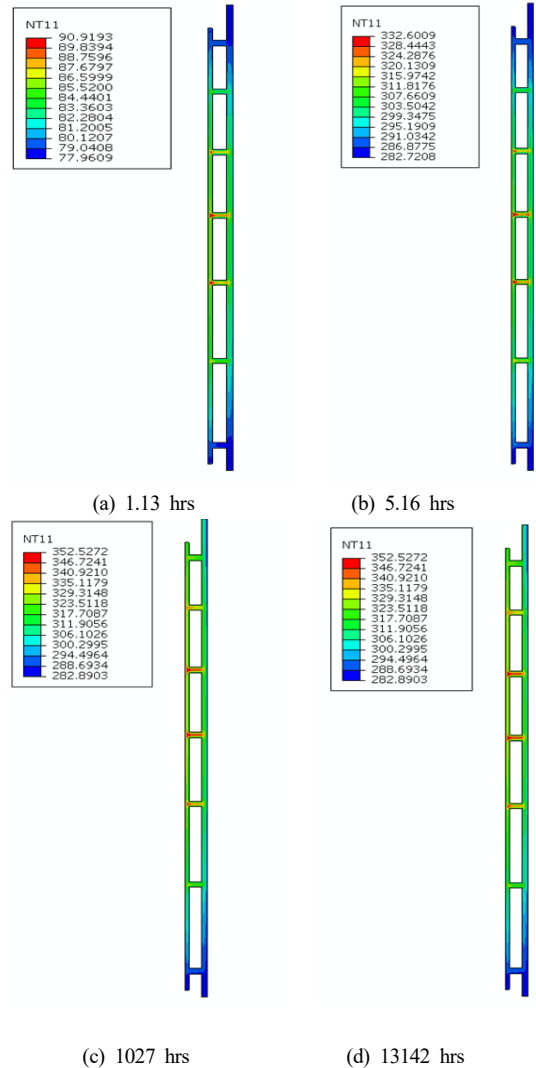
본 연구는 예비 분석으로써 전체적인 응력발생 경향을 고찰하기 위해 2차원 축대칭 개략 모델을 사용하였다. 재료는 304계열 오스테나이트 스테인리스 강으로 ASME B&PV Code, Sec.II, Part D<sup>(12)</sup>와 EPRI MRP-211에 제시된 재료물성치를 사용하였다.

본 연구는 예비 분석이라 노심 쉬라우드를 2차원 축대칭적으로 단순화시켰다. 노심 쉬라우드 외부에 위치하는 불연속적인 링들은 리브와 브레이스 사이의 용접에 의해 쉬라우드 판과 연결되는데 단순한 해석을 위해 하나의 외부 원통으로 가정하였다. 또한, 링과 쉬라우드 판은 브레이스로 연결되어 있다고 가정하였다.

본 연구에서는 가장 대표적인 천이상태인 가열 과정 (heat-up)과 냉각 과정 (cool-down)에 대해 해석을 수행하였다. 열적 경계조건과 기계적 경계조건은 설계응력보고서 상에 제시된 경계조건을 부가하였다.

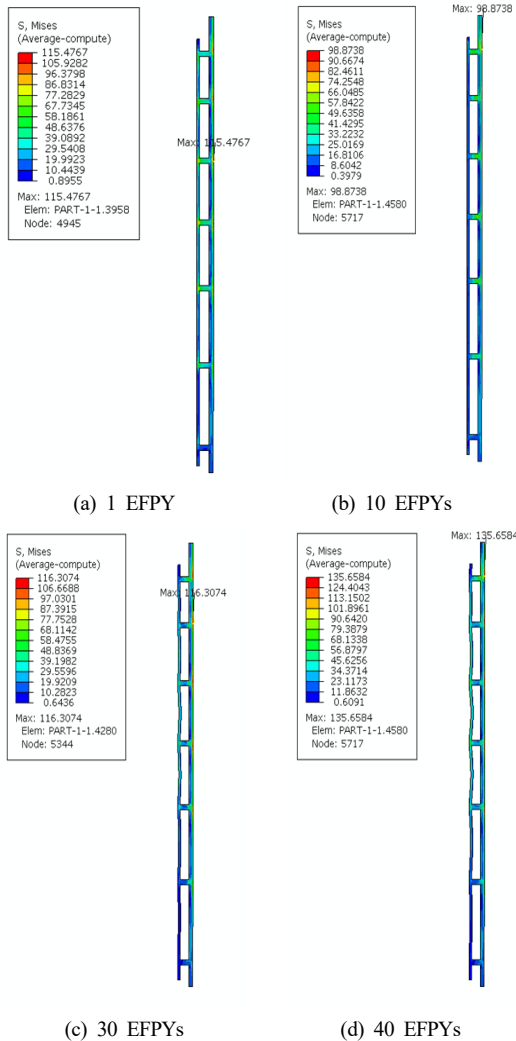
ABAQUS를 이용하여 열전도 기반 유한요소 온도 해석을 수행하였다. Fig. 3은 시간 경과에 따른 노심 쉬라우드의 온도분포 변화를 보여주고 있다. 그림에서 제시한 바와 같이 시간 경과에 따라 온도가 증가하다가 일정 시간 이후에는 일정한 온도 분포를 보인다. 노심과 가까운 쉬라우드 판에 높은 온도가 발생하는데 노심 높이의 중앙부 근처에 위치한 쉬라우드 판-브레이스 연결부에서 최대 온도가 발생함을 알 수 있다.

온도해석 결과를 입력 값으로 하고 중성자 조사에 따른 인장물성 변화, 크리프 및 보이드 스웰링을 고려한 유한요소 탄점소성 응력해석을 ABAQUS를 이용하여



**Fig. 3** Temperature Distribution of the Core Shroud. (unit : °C)

수행하였다. Fig. 4는 시간 경과에 따른 노심 쉬라우드의 von Mises 유효응력 분포 변화를 보여주고 있다. 그림에서 제시된 시간대는 정상상태에 해당되는 시점이다. 시간 경과에 따라 최대 von Mises 유효응력 값은 감소하다가 증가하는 경향을 보인다. 또한 1 EFPY (effective full power year)에서는 상단으로부터 3번째 쉬라우드 판과 연결된 링 외면에서 최대 응력값이 발생하나 가동년수 경과에 따라 상단으로부터 1번째 쉬라우드 판과 연결된 링 외면에서 최대 응력값이 발생함을 알 수 있다. 최대 von Mises 유효응력값은 고온에서의 항복강도 (중성자 조사와 냉간가공 없는 상태)



**Fig. 4** Variation of von Effective Stress Distribution of the Core Shroud at Steady State during Normal Operation vs. Operating Time. (unit : MPa, scale factor : 1)

미만임을 알 수 있다. 가동년수 증가에 따라 항복강도는 증가하는 경향을 감안하면 40 EFYs 동안 쉬라우드 판, 랑에는 소성 변형이 발생하지 않을 것으로 판단된다. 시간 경과에 따라 쉬라우드 판에 변형이 발생하는데 이는 소성 변형이 아니라 중성자 조사 크리프와 보이드 스웰링에 의한 변형으로 판단된다.

#### 4. IASCC 민감도 분석

노심 쉬라우드에 대해 도출한 정상운전 하의 온도

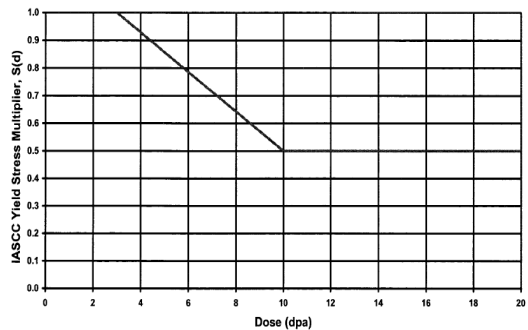
및 응력 분포를 이용하여 IASCC 민감도를 분석하고 피로손상을 해석하였다. EPRI MRP-211에 제시된 아래 수식과 같은 IASCC 발생 민감도  $R_{IASCC}$ 를 평가하였다.

$$R_{IASCC} = 0 \quad (d < 3dpa) = \frac{\bar{\sigma}_e}{\sigma_{IASCC}} \quad (d \geq 3dpa) \quad (1)$$

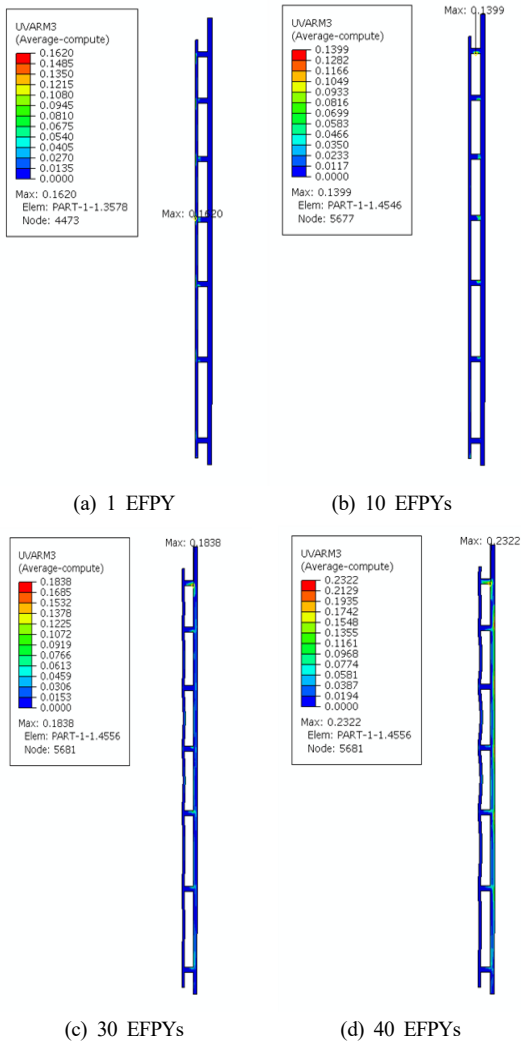
$$\sigma_{IASCC} = S(d)\sigma_{ys}(T,d) \quad (2)$$

여기서  $\bar{\sigma}_e$ 는 von Mises 유효 작용 응력,  $S(d)$ 는 Fig. 5에 제시된 IASCC 항복강도 증폭 계수<sup>(10)</sup>,  $\sigma_{ys}(T,d)$ 는 온도와 중성자 조사량의 함수인 항복강도이다.

Fig. 6은 시간 경과에 따른 노심 쉬라우드의 IASCC 발생 민감도  $R_{IASCC}$  분포 변화를 제시하고 있다. IASCC 발생 민감도의 최대값은 시간 경과에 따라 초기에 감소하다가 지속적으로 증가함을 알 수 있다. 이러한 이유는 초기 동안에는 최대 von Mises 유효 응력이 감소하다가 그 이후에는 증가하는데 이러한 최대 von Mises 유효응력 변화 정도가 중성자 조사량에 따른  $\sigma_{IASCC}$ 의 변화 정도 보다 크기 때문이다. 최대 IASCC 발생 민감도가 도출되는 지점은 시간 경과에 따라 변화하는데 초기에는 노심 중앙부에 위치한 쉬라우드 판에서 시간이 지나면서 최상단 쉬라우드 판-링 연결 브레이스로 이동하며 40 EFYs에서 최대 0.2322의 IASCC 발생민감도를 보이는데 0.5 이하의 IASCC 발생민감도는 IASCC가 발생하지 않는 정도의 크기<sup>(10)</sup>이다. 즉, IASCC는 가동년수 40 EFYs이 경과하여도 발생하지 않을 것으로 판단된다.



**Fig. 5** IASCC Yield Strength Multiplication Factor as a Function of Neutron Irradiation Dose.



**Fig. 6** Variation of IASCC Sensitivity Distribution of the Core Shroud at Steady State during Normal Operation vs. Operating Time.

본 해석은 예비 분석 결과로써 용접 잔류응력을 고려하지 않았다. 중성자 조사 크리프로 인해 용접 잔류응력은 이완될 수도 있다. 따라서 용접 잔류응력을 고려한다면 IASCC 민감도 분석 결과는 변화할 수 있다. 용접 잔류응력의 영향에 대한 추가적인 연구가 필요하다.

## 5. 결론

노심 쉬라우드에 대한 IASCC 민감도 예비 석을 수행한 결과 다음과 같은 결론은 얻었다.

- IASCC는 가동년수 40 EFPYs이 경과하여도 발생하지 않을 것으로 판단됨
- 최대 IASCC 발생 민감도가 도출되는 지점은 초기에는 노심 중앙부에 위치한 쉬라우드 판에서 발생하다가 시간 경과에 따라 최상단 쉬라우드 판-링 연결 브레이스로 이동함

## 후 기

본 논문은 2018년도 한국연구재단(NRF)의 지원을 받아 수행한 연구과제(2018M2A8A4084016)의 결과입니다

## 참고문헌

- (1) USNRC, 2010, "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report", *NUREG-1801, Rev.2*.
- (2) J. Dudra, S. Szavai, 2010, "Lifetime Analysis of WWER Reactor Pressure Vessel Internals Concerning Material Degradation," *Strength of Materials*, Vol.42, Iss.1, pp.51-57, <https://doi.org/10.1007/s11223-010-9187-3>
- (3) M. Brumovsky, 2018, "Evaluation of Reactor Internals Integrity and Lifetime according to the NTD ASI," *Proceedings of ASME PVP 2018*, PVP2018-84140.
- (4) H. Hanninen, 1988, "Environment-Sensitive Cracking of Reactor Internals," *Proceedings of the 3rd Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*.
- (5) O.K. Chopra, A.S. Rao, 2011, "A Review of Irradiation Effects on LWR Core Internal Materials - IASCC Susceptibility and Crack Growth Rates of Austenitic Stainless Steels," *J. of Nuclear Materials*, Vol.409, Iss.3, pp.235-356, doi : 10.1016/j.jnucmat.2010.12.001
- (6) Jun-Min Seo, Yun-Jae Kim, Ji-Soo Kim, 2018, "Finite Element Damage Analysis Method for J-Resistance Curve Prediction of Cold-Worked Stainless Steels," *Transactions of the Korean Society of Pressure Vessels and Piping*, Vol.14, No.1, pp.1-7, doi : 10.20466/KPVP.2018.14.1.001
- (7) Jong-Sung Kim, Myung-Jo Jung, Jeong-Soon Park, Young-Jin Oh, "Development of User Subroutine Program Considering Effect of Neutron Irradiation on Mechanical Material Behavior of Austenitic

- Stainless Steels," *Trans. of the KSME A*, Vol.37, No.9, pp.1127-1132, doi : 10.3795/ KSME-A.2013.37.9.1127
- (8) Los Alamos Laboratory, 2017, *MCNP6.1 : Monte Carlo N-Particle Code*.
- (9) M.B. Chadwick, et al., 2011, "ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data," *Nuclear Data Sheets*, Vol.112, Iss.12, pp.2887-2996, <https://doi.org/10.1016/j.nds.2011.11.002>
- (10) Dassault Systemes Simulia Corp, 2013, *Abaqus 6.13 Analysis User's Manual*.
- (11) EPRI, 2017, Material Reliability Program: PWR Internals Age-Related Material Properties, Degradation Mechanisms, Models, and Basis Data-State of Knowledge, *MRP-211, Rev.1*.
- (12) ASME B&PV Code Committee, 2015, ASME B&PV Code, Sec.II, Part D.