

중성자 조사에 따른 오스테나이트 스테인리스 강의 기계적 재료거동 변화를 고려한 사용자 정의 보조 프로그램 개발[§]

김종성^{*†} · 정명조^{**} · 박정순^{**} · 오영진^{***}

* 순천대학교 기계우주항공공학부, ** 한국원자력안전기술원, *** 한국전력기술(주)

Development of User Subroutine Program Considering Effect of Neutron Irradiation on Mechanical Material Behavior of Austenitic Stainless Steels

Jong Sung Kim^{*†}, Myung Jo Jhung^{**}, Jeong Soon Park^{**}, and Young Jin Oh^{***}

* Dept. of Mechanical Engineering, Suncheon Nat'l Univ.,
** Korea Institute of Nuclear Safety, *** KEPCO E&C, Co.

(Received May 16, 2013 ; Revised July 9, 2013 ; Accepted July 17, 2013)

Key Words: Neutron Irradiation(중성자 조사), Austenitic Stainless Steel(오스테나이트 스테인리스 강), User Subroutine Program(사용자 정의 보조 프로그램), Reactor Internals(원자로 내부구조물), Finite Element Analysis(유한요소 해석)

초록: 원자로 내부구조물은 파손시 원자로 안전 운전/정지에 주요한 영향을 미칠 수 있으며 중성자 조사 수준이 높아 중성자 조사와 관련된 다양한 열화가 발생하였거나 잠재적으로 발생할 수 있다. 원자로 내부구조물의 주요 재질인 오스테나이트 스테인리스 강은 중성자 조사에 따라 인장/크리프 물성, 파괴 인성 등 기계적 재료 거동에 변화가 발생한다. 각종 열화기구에 대한 원자로 내부구조물의 구조 건전성이 설계수명 또는 계속운전 기간 동안 유지됨을 평가할 때 중성자 조사에 따른 기계적 재료거동의 변화를 고려하여야 한다. 본 연구에서는 중성자 조사에 따른 기계적 재료거동의 변화를 고려한 사용자 정의 보조 프로그램을 개발하였다. 개발된 사용자 정의 보조 프로그램을 다양한 조건에 대해 검증한 결과, 타당함을 확인하였다.

Abstract: The failure of reactor internals may have a significant effect on the safe operation and shutdown of a reactor. Various agings related to neutron irradiation occur or can potentially occur in the reactor internals owing to high neutron irradiation levels. Austenitic stainless steel, one of the principal materials constituting the reactor internals, shows different mechanical material behaviors such as tensile/creep properties and fracture toughness with neutron irradiation levels. This variation should be considered when the structural integrity of the reactor internals against agings during the design lifetime or continued operation period is evaluated. In this study, user subroutine programs considering the variation of mechanical material behaviors with neutron irradiation levels were developed. The programs were validated by testing them for various conditions.

1. 서 론

원자로 내부구조물은 노심 형상 유지, 충분한 반응도 제어/노심 냉각 보장, 노심 지지구조물의 건전성 유지, 냉각재 유로 확보, 제어봉 삽입성능

유지 등의 고유기능을 수행한다. 원자로 내부구조물의 고유기능 상실시 원자로 안전 운전/정지에 주요한 영향을 미칠 수 있다. 가동년수 증가에 따라 원자로 내부구조물의 열화가 누적되어 중성자 조사 기인 응력부식균열(IASCC : irradiation assisted stress corrosion cracking), 중성자 취화, 중성자 조사 크리프(irradiation-enhanced creep), 보이드 스웰링(void swelling), 열피로 균열, 열취화, 마모 등 손상이 일부 발생한 바 있으며 잠재적으로 발생할 수 있다.⁽¹⁾ 특히, 노심에 가깝게 위치한 원자로 내부

§ 이 논문은 대한기계학회 신뢰성부문 2013년도 춘계학술대회(2013. 3. 27.-29., 제주대) 발표논문임.

† Corresponding Author, kimjsbat@suchon.ac.kr

© 2013 The Korean Society of Mechanical Engineers

구조물의 높은 중성자 조사 수준에 의해 IASCC, 중성자 취화, 중성자 조사 크리프 및 보이드 스웰링과 같은 중성자 조사 열화가 핵심 열화이다. 원자로 내부구조물은 주로 오스테나이트 스테인리스강으로 제작된다.⁽²⁾ 오스테나이트 스테인리스강은 중성자 조사에 따라 항복/인장 강도의 증가, 연신률/파괴인성 저하, 중성자 조사 크리프 변형률 발생/증가, 보이드 스웰링 변형률 증가와 같은 기계적 재료거동의 변화가 발생한다. 따라서 원자로 내부구조물에 발생하는 각종 열화기구에 대한 구조 건전성이 설계수명 또는 계속운전 기간 동안 유지됨을 평가할 때 중성자 조사에 따른 기계적 재료거동의 변화를 고려하여야만 한다.

EPRI는 원자로 내부구조물에 사용되는 오스테나이트 스테인리스강의 기계적 재료거동이 중성자 조사에 따라 변화하는 경향을 정량적으로 도출하였고 이를 수치화하였으며^(3,4) 상용 유한요소해석 프로그램인 ANSYS⁽⁵⁾에 사용할 수 있는 사용자 정의 보조 프로그램(user subroutine program)을 개발하였다.⁽⁶⁾ 그러나 EPRI MRP(material reliability program) 가입 회원사에게만 개발한 사용자 정의 보조 프로그램을 개방하여 회원사가 아닌 경우에는 관련 정보에 접근할 수 없다. 원자로 내부구조물은 부품간 볼트 또는 용접으로 체결되는 대형 구조물이므로 부품간 접촉조건을 정확하게 부가하여야 하며 용접 잔류응력을 신뢰성있게 도출하여야 할 뿐만 아니라 경우에 따라서는 병렬 계산처리가 필요할 수 있다. 원전 설비 건전성 평가에 널리 사용되는 또 다른 상용 유한요소해석 프로그램인 ABAQUS⁽⁷⁾는 비선형 접촉문제와 용접 잔류응력 문제에 대해 ANSYS 보다 논리적인 해석 알고리즘을 가지며^(8,9) 병렬 계산 처리시에도 ABAQUS가 ANSYS 보다 효율적이라고⁽¹⁰⁾ 알려져 있다. 그러나 현재까지 중성자 조사에 따른 기계적 재료거동 변화를 고려하는 ABAQUS용 사용자 정의 보조 프로그램은 개발된 바 없다.

본 연구에서는 중성자 조사에 따른 기계적 재료거동의 변화를 고려한 원자로 내부구조물의 구조 건전성 평가를 위해 필요한 ABAQUS용 사용자 정의 보조 프로그램을 EPRI 연구 등 기존 연구 결과를 이용하여 개발하고자 한다.

2. 재료거동 구성 방정식

2.1 인장물성의 변화

EPRI MRP-211⁽⁴⁾은 중성자 조사에 따른 300계열 오스테나이트 스테인리스강의 항복 및 인장 강도

변화 모델을 다음과 같이 제시하고 있다.

$$\sigma_{YS}(r_{cw}, d, T) = \sigma_{YS}(r_{cw}, d)\varphi_{YS}(T) \quad (1)$$

$$\sigma_{UTS}(r_{cw}, d, T) = \sigma_{UTS}(r_{cw}, d)\varphi_{UTS}(T) \quad (2)$$

여기서,

$$\sigma_{YS}(r_{cw}, d) = \sigma_{YS}(r_{cw}) + \{800 - \sigma_{YS}(r_{cw})\}(1 - e^{-\frac{d}{d_0}}) \quad (3)$$

$$\sigma_{UTS}(r_{cw}, d) = \sigma_{UTS}(r_{cw}) + \{810 - \sigma_{UTS}(r_{cw})\}(1 - e^{-\frac{d}{d_0}}) \quad (4)$$

$$\varphi_{YS}(T) = e^{-\{0.00153 - 1.144 \times 10^{-6} \sigma_{YS}(r_{cw}, d)\}(T - 330)} \quad (5)$$

$$\varphi_{UTS}(T) = e^{-\{0.00153 - 1.144 \times 10^{-6} \sigma_{UTS}(r_{cw}, d)\}(T - 330)} \quad (6)$$

$$\sigma_{YS}(r_{cw}) = \sigma_{YS0} + 2(800 - \sigma_{YS0})r_{cw} - (800 - \sigma_{YS0})r_{cw}^2 \quad (7)$$

$$\sigma_{UTS}(r_{cw}) = \sigma_{UTS0} + 2(810 - \sigma_{UTS0})r_{cw} - (810 - \sigma_{UTS0})r_{cw}^2 \quad (8)$$

여기서 $\sigma_{YS}(r_{cw})$ 와 $\sigma_{UTS}(r_{cw})$ 는 각각 냉간가공비(cold work ratio) r_{cw} ($0 \leq r_{cw} \leq 0.2$) 를 고려한 항복강도(MPa)와 인장강도(MPa)를 의미한다. σ_{YS0} 와 σ_{UTS0} 는 각각 중성자 조사시 더 이상 변화가 없는 포화 항복강도와 인장강도를, σ_{YS0} 와 σ_{UTS0} 는 각각 어떠한 중성자 조사와 냉간 가공도 없는 상태의 초기 항복강도와 인장강도를 의미한다. d 는 중성자 조사량(dpa), d_0 는 3dpa의 값을 갖는 중성자 조사량, T 는 온도($^{\circ}\text{C}$)이다.

EPRI MRP-135⁽³⁾에 중성자 조사에 따른 300계열 오스테나이트 스테인리스강의 균일 및 파단 연신률 변화 모델이 다음과 같이 제시되고 있다.

$$\varepsilon_{UE}(r_{cw}, d, T) = \varepsilon_{UE}(T)\eta_3(r_{cw})\xi_3(d) \quad (7)$$

$$\varepsilon_{TE}(r_{cw}, d, T) = \varepsilon_{UE}(r_{cw}, d, T) + \{\varepsilon_{TE}(T) - \varepsilon_{UE}(T)\}\eta_4(r_{cw})\xi_4(d) \quad (8)$$

여기서,

$$\varepsilon_{UE}(T) = C_{UE0} + C_{UE1}T + C_{UE2}T^2 + C_{UE3}T^3 \quad (9)$$

$$\varepsilon_{TE}(T) = C_{TE0} + C_{TE1}T + C_{TE2}T^2 + C_{TE3}T^3 + C_{TE4}T^4 \quad (10)$$

$$\eta_3(r_{cw}) = f_{30} + f_{31}(1 - e^{-r_{cw}/0.145169378}) \quad (11)$$

$$\eta_4(r_{cw}) = f_{40} + f_{41}(1 - e^{-r_{cw}/0.145169378}) + f_{42}e^{-r_{cw}/0.15101632} \quad (12)$$

$$\xi_3(d) = g_{30} + g_{31}(1 - e^{-d/d_{31}}) \quad (13)$$

$$\xi_4(d) = g_{40} + g_{41}(1 - e^{-d/d_{41}}) + g_{42}e^{-d/d_{42}} \quad (14)$$

여기서 ϵ_{UE} 와 ϵ_{TE} 는 각각 균일 연신률(%)과 과단 연신률(%)을 의미한다. 위에 제시된 수식들 내 C_{UE0} , C_{UE1} 등 계수와 d_{31} 등 지수의 정량적 값은 304계열 오스테나이트 스테인리스 강과 316계열 오스테나이트 스테인리스 강에 대해 EPRI MRP 보고서들^(3,4)에 제시되고 있다.

2.2 조사 응력이완/크리프 및 보이드 스웰링 변형률 발생

EPRI MRP-211 에 300 계열 오스테나이트 스테인리스 강에 대해 다음과 같은 중성자 조사 응력이완/크리프 모델이 제시되고 있다.

$$\begin{aligned} \epsilon_{cr} &= 0 \quad (\sigma d < \frac{B_1}{B}), \\ &= 100(B \sigma d - B_1) \quad (\sigma d \geq \frac{B_1}{B}) \end{aligned} \quad (15)$$

여기서 ϵ_{cr} 는 유효 크리프 변형률(%), σ 는 유효 응력(본 연구에선 von Mises 유효응력)이다. B 와 B_1 은 재질에 따라 결정되는 계수들로서 정량적인 값들은 304계열 오스테나이트 스테인리스 강과 316계열 오스테나이트 스테인리스 강에 대해 EPRI MRP-211⁽⁴⁾에 제시되고 있다.

EPRI MRP-211에 300계열 오스테나이트 스테인리스 강에 대해 다음과 같은 보이드 스웰링 모델이 제시되고 있다.

$$\begin{aligned} \epsilon_{sw} &= N \{ Q + 2d(1 - e^{Md}) \} \psi^{-0.731} \\ &\cdot e^{\frac{22.106}{T+273.15} - \frac{18558}{T}} \end{aligned} \quad (16)$$

여기서 ϵ_{sw} 는 보이드 스웰링 변화율(%/dpa), ψ 는 중성자 조사율(10^{-7} dpa/sec)이다. N, Q 와 M 은 재질에 따라 결정되는 계수 또는 지수로써 정량적인 값들은 304계열 오스테나이트 스테인리스 강과 316계열 오스테나이트 스테인리스 강에 대해 EPRI MRP-211⁽⁴⁾에 제시되고 있다.

3. 사용자 정의 보조 프로그램

3.1 수학적 모델

2절에서 제시한 재료거동 구성 방정식은 상용 유한요소 프로그램인 ABAQUS의 기본 옵션에선 모사될 수 없다. 따라서 사용자 정의 보조 프로그램(user subroutine program)을 개발하여 중성자 조사를 고려한 재료거동 구성 방정식을 구체화시켜야 한다.

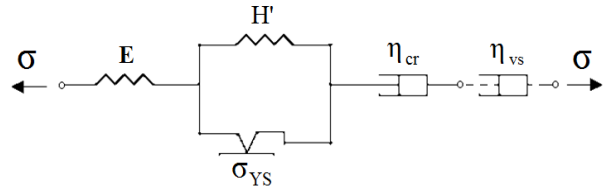


Fig. 1 Schematic mathematical model of the mechanical constitutive equation considering neutron irradiation

본 연구에서 모델링하고자 하는 재료거동 구성방정식의 수학적 모델은 Fig. 1과 같이 탄성 변형률, 소성 변형률, 중성자 조사 크리프 변형률, 보이드 스웰링 변형률이 직렬적으로 발생하는 경우이다. 여기서 E 는 탄성계수(MPa), H' 는 경화계수(hardening modulus)(MPa)의 일부분이다. η_{cr} 와 η_{vs} 는 각각 중성자 조사 크리프와 보이드 스웰링을 의미하는 점성 계수 이다.

본 경우와 관련있는 사용자 정의 보조 프로그램은 소성 경화 거동을 모사하는 사용자 정의 보조 프로그램 UHARD⁽⁷⁾와 중성자 조사 크리프/보이드 스웰링을 모사하는 사용자 정의 보조 프로그램 CREEP⁽⁷⁾이다. 본 연구에서 두 사용자 정의 보조 프로그램들을 개발하였다.

3.2 UHARD 개발

UHARD를 개발하기 위해서는 등가 소성 변형률 ϵ_{pl} 에 대한 항복응력(초기 항복응력 σ_{YS} 가 아니라 가공 경화에 따라 증가하는 항복 응력 $\bar{\sigma}$)의 변화인 경화계수(hardening modulus) H(1) 을 정의하여야 한다. 경화계수는 식 (1)~(14)를 이용하여 다음과 같이 정의된다.

$$H(1) = \frac{\partial \bar{\sigma}}{\partial \epsilon_{pl}} = \frac{\sigma_{UTS} - \sigma_{YS}}{\epsilon_{UE}/100 - \sigma_{YS}/E} \quad (17)$$

3.3 CREEP 개발

CREEP을 개발하기 위해서는 중성자 조사 크리프의 경우에는 등가 크리프 변형률 증분 DECRA(1) (mm/mm-hour)을, 보이드 스웰링의 경우에는 체적 스웰링 변형률 증분 DESWA(1)(mm/mm-hour)을 정의하여야 한다. 등가 크리프 변형률 증분은 식 (15)와 중심 제차분을 이용하여 다음과 같이 정의된다.

$$DECRA(1) = \frac{2 \times 3.06 \times 10^{-6} n \cdot DTIME \cdot QTILD \cdot d}{2 \cdot TIME(2) + (1 - n) \cdot DTIME} \quad (18)$$

여기서 n 은 중성자 조사량(n/cm^2)과 중성자 조사량(dpa) 사이의 환산 지수이다. QTILD 는 von-Mises 유효응력, TIME(2) 는 중성자 누적 조사 시간, DTIME 은 시간 증분이다.

보이드 스웰링 변형률 증분은 식 (16)을 이용하여 다음과 같이 정의된다.

$$DESWA(1) = \frac{2 \times 3600^{0.731} \times 10^{5.117} n^{1.269} \cdot d^{2.269} \cdot DTIME}{300 \cdot TIME(2)^{0.269}} \cdot e^{\frac{22.106 - \frac{18558}{T+273.15}}{T+273.15}} \quad (19)$$

4. 검증

4.1 검증 모델

사용자 정의 보조 프로그램의 타당성 검증을 위해 이용한 모델은 Fig. 2와 같이 반경 5mm를 가지는 304 오스테나이트 스테인리스 강 재료의 원형 시편이다. 축대칭 유한요소(CAX4R⁽⁷⁾)를 사용하였다. 시편 중심부를 대칭으로 반쪽만 모델링하였으며 시편 중심부에 응력이 집중되도록 시편 중심부의 반경 보다 작음 인장 응력 σ_a 가 작용하는 시편 말단부의 반경을 0.0001mm 크기로 모델링하였다. 대칭 조건을 부가하기 위해 시편 중심부 선은 시편 축방향으로만 고정시켰다.

4.2 UHARD 검증

UHARD의 타당성을 검증하기 위해 중성자 크리프와 보이드 스웰링을 고려하지 않고 탄소성 재료거동만 하는 경우에 대해 중성자 조사량 d 와 작용 인장 응력 σ_a 를 변화시켜 해석을 수행하였다. 중성자 조사량은 시간에 무관하게 일정하고 검증 모델에 대해 균일한 값(Fig. 3에 제시된 값)으로 설정된다. Fig. 3은 유한요소 해석 결과(응력-변형률 선도)와 식 (1)~(14)를 통해 계산한 결과를 비교 제시하고 있다. Fig. 3에서 보이는 바와 같이, UHARD를 통한 유한요소 해석 결과가 수식을 통해 계산한 결과와 매우 잘 일치함을 알 수 있다. 따라서 UHARD는 타당하게 개발되었음을 알 수 있다.

4.3 CREEP 검증

중성자 조사 크리프에 대한 CREEP의 타당성을 검증하기 위해 다음과 같이 해석을 수행하였다.

- 수식 (15) 이용
- ABAQUS 내 기본 옵션 이용(중성자 조사량에 따른 크리프 계수와 지수를 미리 계산하여 입력,

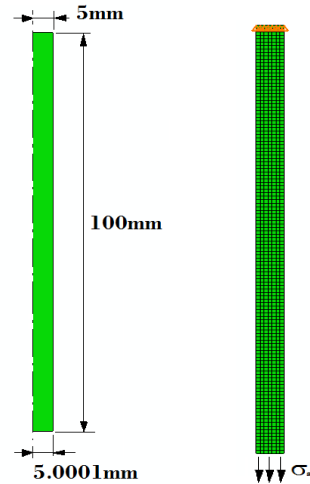


Fig. 2 Analysis model for verification of the user subroutine programs.

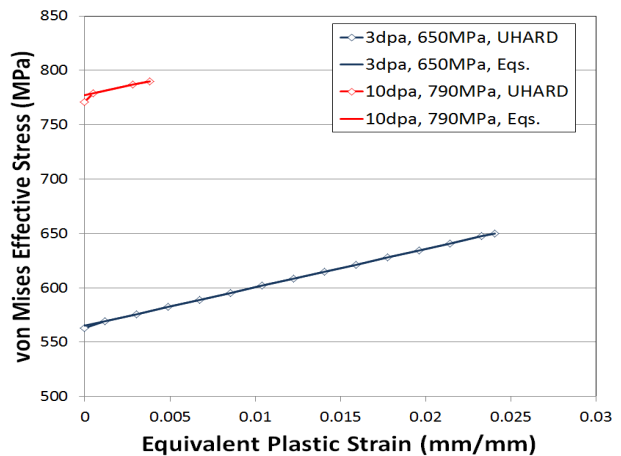


Fig. 3 Verification results of UHARD

중성자 조사량이 시간에 따라 변화하는 것을 기본 옵션에서 모사할 수 없음), 유한요소 해석

- CREEP 이용, 유한요소 해석(FEA: finite element analysis)

Table 1은 3dpa(시간에 무관하게 일정하고 검증 모델에 대해 균일함), 최대 작용 인장응력 650MPa(0h에서 100h까지 선형적으로 0MPa에서 650MPa로 증가하고 그 이후 10,000h까지 일정), 330℃인 경우와, 10dpa(시간에 무관하게 일정하고 검증 모델에 대해 균일함), 최대 작용 인장응력 790MPa(0h에서 100h까지 선형적으로 0MPa에서 790MPa로 증가하고 그 이후 10,000h까지 일정), 330℃인 경우에 대해 CREEP의 타당성을 검증한 결과(10,000h에서의 최대 등가 크리프 변형률)이다. Table에서 보이는 바와 같이 수식을 이용하는 경

Table 1 Verification results for irradiation-enhanced creep in CREEP (maximum equivalent creep strains at 10,000h and relative differences)

Neutron irradiation/ max. applied tensile stress/ temperature	Exact solutions using the eq.(15) (A)	FEA results		Relative differences	
		Default option (B)	CREEP (C)	(D=100×(B-A)/A)	(E=100×(C-A)/A)
3dpa/ 650MPa/ 330℃	3.1239×10 ² mm/mm	3.2135×10 ² mm/mm	3.1496×10 ² mm/mm	2.8687%	0.8215%
10dpa/ 790MPa/ 330℃	1.2815×10 ¹ mm/mm	1.3076×10 ¹ mm/mm	1.2852×10 ¹ mm/mm	2.0354%	0.2912%

Table 2 Verification results for void swelling in CREEP (maximum void swelling strains at 10,000h and relative differences)

Neutron irradiation	Exact solutions using the eq.(16) (A)	FEA results using CREEP (B)	Relative differences (C=100×(B-A)/A)
3dpa	5.6403×10 ⁻⁶ mm/mm	5.6466×10 ⁻⁶ mm/mm	0.1126 %
10dpa	2.5992×10 ⁻⁵ mm/mm	2.6021×10 ⁻⁵ mm/mm	0.1135 %

우, ABAQUS내 기본 옵션을 사용하는 경우, CREEP을 이용하는 경우 모두 3% 미만의 상대 차이를 보일 만큼 매우 잘 일치함을 알 수 있다.

보이드 스웰링에 대한 CREEP의 타당성을 검증하기 위해 다음과 같이 해석을 수행하였다. 참고로 ABAQUS의 기본 옵션에선 식 (16)과 같은 형태의 보이드 스웰링 거동을 지원하지 않는다.

- 수식 (16) 이용
- CREEP 이용, FEA

Table 2는 3dpa와 10dpa 하의 조건(시간에 무관하게 일정하고 검증 모델에 대해 균일한 중성자 조사량, 온도는 330℃로 일정)에서 10,000h가 경과한 경우에 대해 CREEP의 타당성을 검증한 결과(10,000h에서의 최대 보이드 스웰링 변형률과 상대 차이)이다. Table에서 보이는 바와 같이 수식을 이용하는 경우와 CREEP을 이용하는 경우 1% 미만의 상대 차이를 보일 만큼 매우 잘 일치함을 알 수 있다.

4.4 동시 작용 경우의 검증

각 재료거동 성분별 단독 사용자 정의 보조 프로그램에 대한 타당성 검증은 확인하였으나 모

Table 3 Verification results of the UHARD and CREEP for the cases that irradiation embrittlement, creep and void swelling occur simultaneously

Case	Strain component	Exact solutions using the eqs. (A)	FEA results using the UHARD/CREEP (B)	Relative differences (C=100×(B-A)/A)
1	Max. equivalent plastic strain	9.6869×10 ⁻³ mm/mm	9.9063×10 ⁻³ mm/mm	2.2645 %
	Max. equivalent creep strain	1.6492×10 ⁻³ mm/mm	1.6530×10 ⁻³ mm/mm	0.2328 %
	Max. void swelling strain	5.6409×10 ⁻⁶ mm/mm	5.6421×10 ⁻⁶ mm/mm	0.0205 %
2	Max. equivalent plastic strain	2.2680×10 ⁻³ mm/mm	2.3256×10 ⁻³ mm/mm	2.5388 %
	Max. equivalent creep strain	1.0907×10 ⁻² mm/mm	1.0912×10 ⁻² mm/mm	0.0499 %
	Max. void swelling strain	2.5995×10 ⁻⁵ mm/mm	2.6000×10 ⁻⁵ mm/mm	0.0204 %

든 재료거동 성분이 동시에 작용하는 경우에 대해서는 사용자 정의 보조 프로그램의 타당성을 검증하지 않았다. 따라서 다음과 같은 두가지 경우에 대해서 사용자 정의 보조 프로그램들의 타당성을 동시에 확인하였다.

- 경우 1 : 10,000h 에 걸쳐 0dpa 에서 3dpa 로(검증 모델에 대해 균일한 분포), 0MPa 에서 600MPa 로 선형적으로 증가(온도는 330℃로 일정)
- 경우 2 : 10,000h 에 걸쳐 0dpa 에서 10dpa 로(검증 모델에 대해 균일한 분포), 0MPa 에서 785MPa 로 선형적으로 증가(온도는 330℃로 일정)

Table 3 은 상기 두가지 경우에 대해 UHARD 와 CREEP 의 타당성을 검증한 결과(10,000h 에서의 최대 등가 소성 변형률, 최대 등가 크리프 변형률, 최대 보이드 스웰링 변형률과 상대 차이들)이다. 표에서 보이는 바와 같이 수식을 이용하는 경우와 UHARD/CREEP 을 이용하는 경우 3% 미만의 상대 차이를 보일 정도로 매우 잘 일치함을 알 수 있다. 즉, 중성자 조사에 따른 취화 경화, 크리프, 보이드 스웰링이 동시에 발생하여도 개발한 사용자 정의 보조 프로그램 들이 타당함을 확인하였다.

5. 결론

중성자 조사에 따른 기계적 재료거동의 변화를 고려한 원자로 내부구조물의 구조 건전성 평가를 위한 ABAQUS 용 사용자 정의 보조 프로그램을

개발하였으며 다양한 경우에 대해 검증한 결과, 중성자 취화 경화, 크리프, 보이드 스웰링이 동시에 발생하여도 개발한 사용자 정의 보조 프로그램들이 타당함을 확인하였다. 개발된 사용자 정의 보조 프로그램은 중성자 조사 관련 열화에 대한 원자로 내부구조물의 구조 건전성이 설계수명 또는 계속운전 기간 동안 유지됨을 평가할 때 효과적으로 이용될 수 있다.

참고문헌

- (1) USNRC, 2010, *Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report*, NUREG-1801, Rev.2.
- (2) Westinghouse, 1994, *Reactor Internal Lifetime Evaluation*, Proprietary Class2C.
- (3) EPRI, 2010, *Material Reliability Program: Development of Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless Steels*, MRP-135, Rev.1.
- (4) EPRI, 2007, *Material Reliability Program: PWR Internals Age-Related Material Properties, Degradation Mechanisms, Models, and Basis Data State of Knowledge*, MRP-211.
- (5) MSC, 2010, *ANSYS User's Guide*, Ver.12.1.
- (6) EPRI, 2012, *Material Reliability Program: Functionality Analysis for Westinghouse and Combustion Engineering Representative PWR Internals*, MRP-230, Rev.2.
- (7) Simulia, 2012, *ABAQUS User's Manuals*, Ver.6.11-1.
- (8) Taraba, B. and Hajdu, S., 2010, "Computer Modeling Application in Forming Processes of Sheet Metal Parts," *Proceedings of the 7th Int. DAAAM Baltic Conference "INDUSTRIAL ENGINEERING,"* 22~24 April, 2010, Tallinn, Estonia.
- (9) EPRI, 2011, *Material Reliability Program: Welding Residual Stress Dissimilar Metal Butt-Weld Finite Element Modeling Handbook*, MRP-317.
- (10) Yamileva, A.M., Yuldashev, A.V. , and Nasibullayev, I.Sh., 2012, "Comparison of the Parallelization Efficiency of a Thermo-Structural Problem Simulated in SIMULIA ABAQUS and ANSYS Mechanical," *J. of Engineering Science and Technology Review*, Vol.5, No.3, pp.39~43.