

소듐 시험루프 내 고온 압력용기의 크리프-피로 건전성 평가

이형연*† · 이동원*

* 한국원자력연구원

Evaluation of Creep-Fatigue Integrity for High Temperature Pressure Vessel in a Sodium Test Loop

Hyeong-Yeon Lee*† and Dong-Won Lee*

* Korea Atomic Energy Research Institute

(Received April 21, 2014 ; Revised June 4, 2014 ; Accepted June 5, 2014)

Key Words: Creep-Fatigue(크리프-피로), Pressure Vessel(압력용기), Integrity Evaluation(건전성 평가), Sodium-Cooled Fast Reactor(소듐냉각고속로), Sodium Test Loop(소듐시험루프)

초록: 본 연구에서는 한국원자력연구원 내에 설치될 예정인 소듐시험 시설인 SELFA(Sodium Thermal-hydraulic Experiment Loop for Finned-tube Sodium-to-Air heat exchanger) 내에서 정상상태 가동온도가 510°C의 고온 압력용기인 팽창탱크에 대해 고온 건전성 평가를 수행하였다. 팽창탱크에 대해 3 차원 유한요소 해석에 기초하여 고온설계 기술기준인 ASME Section III Subsection NH와 프랑스의 RCC-MRx 코드를 따라 크리프-피로 손상평가를 수행하였다. 평가결과 팽창탱크는 크리프-피로 설계 과도 하중 하에서 구조적 건전성을 유지하는 것으로 나타났다. 316L 스테인리스강 재질의 동 압력용기에 대해 정량적 코드 비교 분석을 수행하였다.

Abstract: In this study, high temperature integrity evaluation on a pressure vessel of the expansion tank operating at elevated temperature of 510°C in the sodium test facility of the SEFLA(Sodium Thermal-hydraulic Experiment Loop for Finned-tube Sodium-to-Air heat exchanger) to be constructed at KAERI has been performed. Evaluations of creep-fatigue damage based on a full 3D finite element analyses were conducted for the expansion tank according to the recent elevated temperature design codes of ASME Section III Subsection NH and French RCC-MRx. It was shown that the expansion tank maintains its integrity under the intended creep-fatigue loads. Quantitative code comparisons were conducted for the pressure vessel of austenitic stainless steel 316L.

- 기호설명 -

- n : 피로하중 사이클
- Δt : 유지시간
- D : 총 크리프-피로 손상

1. 서론

한국원자력연구원(KAERI)이 2028년까지 건설 예정인 제4세대 소듐냉각 고속로(SFR)인 PGSFR(Prototype Gen IV Sodium-cooled Fast Reactor)의 특정 설계 인허가를 취득하는 데 있어 원자로 정지 사

고 시 안전하고 신뢰성 있는 잔열 제거 능력을 실증하는 것은 필수 요건이며 특히 2011년 발생한 후쿠시마 원전 사고 이후 그 중대사고 대비 잔열 제거 능력의 검증 중요성이 더욱 부각되고 있다. PGSFR의 붕괴열 제거를 위한 잔열제거계통(Decay Heat Removal System : DHRS)은 그와 같은 중요성으로 인해 설계에서 안전 등급(Safety Grade)으로 분류되어 있다. PGSFR에서 DHRS는 설계의 다양성 확보를 위해 피동형 잔열제거계통(Passive DHRS)과 능동형 잔열제거계통(Active DHRS)으로 구성된다. 소듐대 공기 열교환기(sodium-to-air heat exchanger)에는 ADHRS에 설치되는 핀형(finned) 소듐대 공기 열교환기인 FHX(Finned-tube Sodium-to-Air Heat Exchanger)와 PDHRS에 설치되는 헬리

† Corresponding Author, hylee@kaeri.re.kr
© 2014 The Korean Society of Mechanical Engineers

컬형 소듐대 공기 열교환기인 AHX (Helical-coil Air Heat Exchanger)가 있으며, 여기서 FHX는 잔열 제거 기능이 전원상실 시에도 설계용량의 50% 잔열 제거 기능을 수행하도록 설계된다.⁽¹⁾

능동형 잔열제거열교환기인 FHX의 열전달 및 유동특성 실험을 위해 KAERI는 소듐 시험루프인 SELFA(Sodium Thermal-hydraulic Experiment Loop for Fin-type Sodium-to-Air heat exchanger)⁽²⁾를 구축할 예정이며, 본 연구는 이와 관련하여 SELFA 시험루프 내에서 소듐의 열팽창 완충 역할을 하는 고온 압력용기인 팽창 탱크에 대해 고온설계 기술기준인 ASME Subseciton NH⁽³⁾ 및 RCC-MRx⁽⁴⁾를 따라 크리프-피로 손상 평가를 거쳐 고온 구조 건전성을 평가하였다.

2. 잔열제거계통

SFR 원형로의 잔열제거계통은 설계의 다양성 (diversity) 및 다중성 (redundancy) 개념에 기초하여 Fig. 1 에서와 같이 피동형인 2 개의 피동 잔열제거계통(PDHRS)과 능동형인 2 개의 능동 잔열제거계통(ADHRS)으로 구성된다. 고온 손상 평가의 대상인 팽창탱크는 Table 1 에서와 같이 설계온도가 600°C, 운전온도는 510°C, 설계압력은 1MPa이다.

각 능동형 잔열제거계통은 1 기의 FHX와 붕피 열제거 열교환기(DHX) 및 고온 소듐의 열팽창의 완충기능을 하는 팽창탱크로 구성되며, 각 피동형

잔열제거계통은 1 기의 AHX와 DHX 그리고 팽창 탱크로 구성된다. ADHRS 내 FHX는 열용량이 1MWt 이고, 잔열제거를 위해 핀이 부착된 84 개의 전열관이 설치된다.

Table 1 Design Parameters of the expansion tank

Design temperature	600°C
Operating temperature	510°C
Design pressure	1 MPa
Tank size (mm)	600 (OD) × 700 (H)
Material	STS316

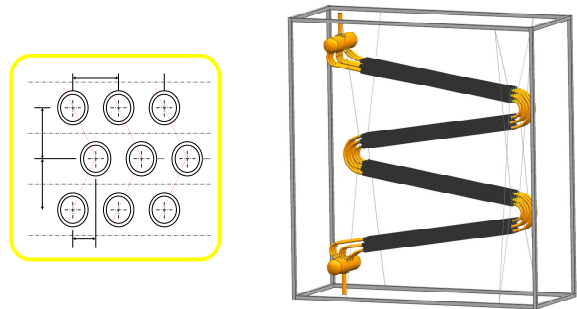


Fig. 2 Tube bundle and FHX model

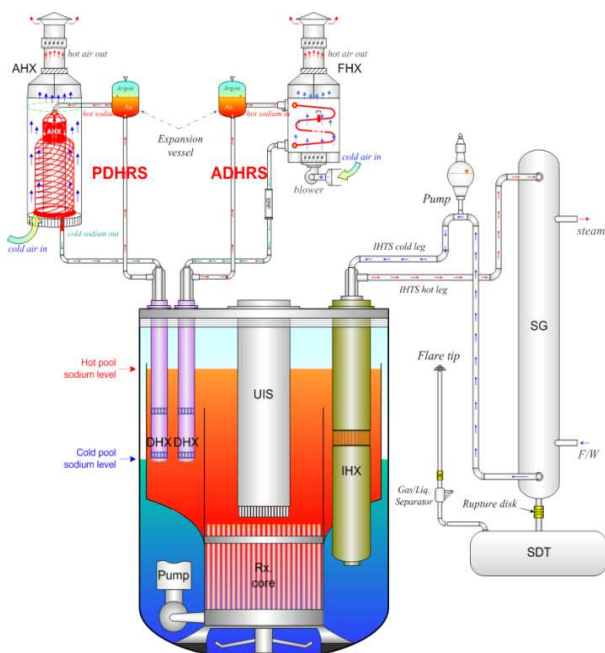


Fig. 1 Schematic of decay heat removal circuit

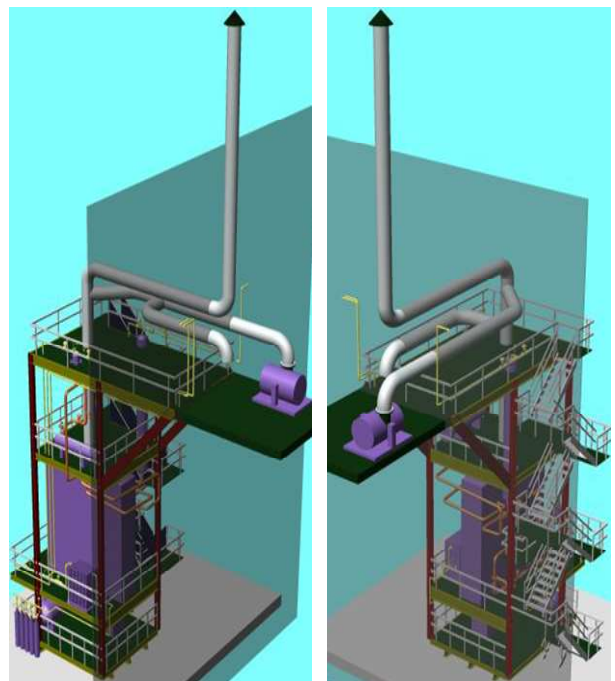


Fig. 3 Schematic of the SELFA sodium test loop

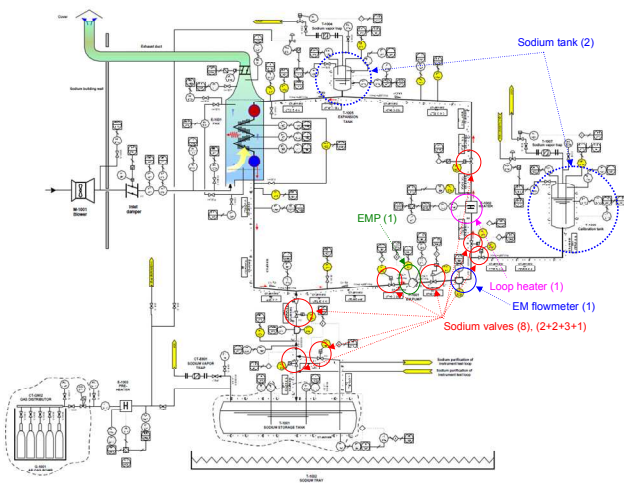


Fig. 4 P&ID of the SELFA test loop

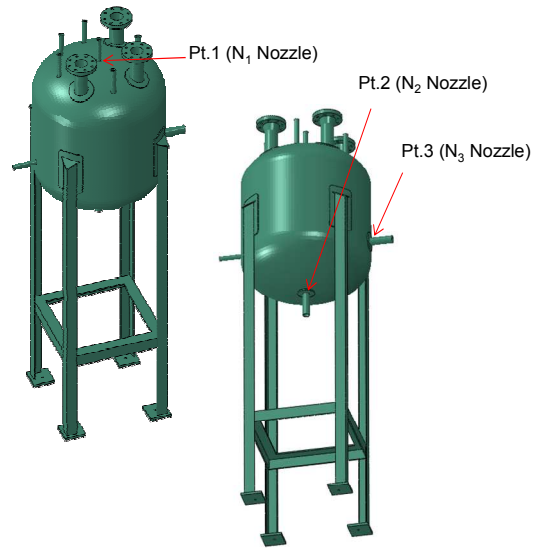


Fig. 5 Configuration of FHX in the SELFA test loop

3. SELFA 소듐 시험루프

FHX의 성능실험 및 전산코드 검증을 위한 FHX 모형의 개념도는 Fig. 2에서와 같이 지그 재그 형태로 배치된 전열관에 핀(fin)이 부착된 편형 열교환기 구조이며, 모형 FHX의 열용량은 0.5MWt, 전열관 수는 총 9개로 구성되며, 핀은 전열관의 직관부에만 설치된다. FHX 시험루프로서 KAERI는 Fig. 3과 같은 SELFA 소듐 시험루프를 구축할 계획이다. SELFA 시험루프의 P&ID(Piping & Instrumentation Diagram)는 Fig. 4에서와 같으며, SELFA 시험루프 내에는 총 3개의 소듐 탱크가 설치된다. 압력용기에 해당하는 이들 3기의 소듐 탱크는 SELFA 시험루프 내 설치되는 소듐저장탱크(sodium storage tank), 교정 탱크(calibration tank) 및 팽창탱크(expansion tank)이며, 이 중 팽창탱크만이 정상상태에서 크리프 영역의 온도인 510°C에서 가동된다.

KAERI는 잔열제거계통의 성능 및 전산코드 검증을 위한 대형 소듐시험시설인 STELLA-1⁽⁵⁾을 완공하고, 2014년 4월 현재 시운전을 준비중에 있으며, STELLA-1 시험루프 내 AHX와 DHX에 대해서는 고온 구조건전성 평가가 기수행된 바 있다.⁽⁶⁻⁹⁾

본 연구에서는 설계온도가 600°C이고, 가동 온도 또한 가장 높은 온도에서 운전되는 팽창탱크의 구조설계 및 해석과 관련하여 고온설계 기술기준인 ASME-NH와 RCC-MRx를 따라 크리프-피로 손상평가를 수행하고, 해석결과 기반 두 설계기술기준을 비교 분석하였다.

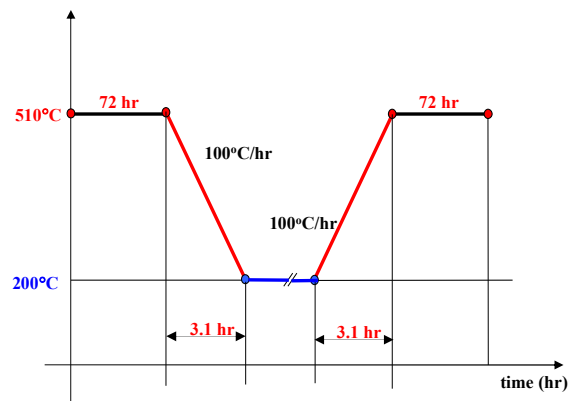


Fig. 6 Thermal design transients of expansion tank

4. 팽창탱크의 고온구조 손상평가

4.1 팽창탱크의 3D 유한요소 해석

현 개념설계 단계에서 SELFA 시험루프 내에 설치되는 팽창탱크의 제원은 STELLA-1⁽⁵⁾ 루프 내에 설치된 팽창탱크와 동일하다. 팽창탱크의 형상은 Fig. 5에서와 같이 상부, 측면 및 하부에 다수의 노즐이 설치되는데, Fig. 5에서 N₁, N₂, N₃ 노즐은 2인치 구경의 노즐이고, 탱크 상부의 작은 노즐은 1인치 구경의 노즐들이다.

3D CAD 모델 기반으로 작성한 팽창탱크의 유한요소모델은 103,380개의 요소와 140,837개의 절점으로 구성되어 있고, 재질은 스테인리스강 316L이며, ABAQUS⁽¹⁰⁾를 이용하여 해석을 수행하였다.

4.2 하중조건

팽창탱크의 응력해석에서 고려한 하중은 자중,

열 하중 및 배관계통이 연결된 노즐부에서의 시스템 하중이다.

열 하중 조건과 관련하여 팽창탱크 내 소듐의 과도 조건은 Fig. 6 에서와 같이 510°C 정상상태를 유지하다 연료 재장전 온도인 200°C 까지 100°C/hr 로 냉각된 후 200°C 를 유지하다 다시 100°C/hr 의 가열률로 510°C 까지 가열된 후 다시 510°C 까지 가열 및 유지되는 과도 조건에 대해 고려하였다. 크리프-피로 1 사이클 주기에서는 소듐 시설의 특성을 고려하여 고온 정상상태 유지 시간을 510°C 에서 30 시간이 유지되는 과도를 포함시켜 크리프-피로 손상평가를 수행하였다. 팽창탱크 내 소듐과 탱크간 열전달 계수는 50,000W/m² K 의 값을 적용하였다.

4.3 열전달해석

팽창탱크의 3D 유한요소 모델에 대해 Fig. 6 의 열전달 과도 조건 중 가열(heat-up) 종료되는 시점에서 계산된 온도분포는 Fig. 7 에서와 같이 탱크 부분은 510°C 를 유지한 반면 지지구조는 고온에 도달하지 않은 양상을 보였다.

4.4 응력해석

고온설계 기술기준에 따른 설계 제한치 평가를 위해서는 일차응력에 대한 검토, 일차+이차 응력에 대한 검토, 변형률에 대한 검토 그리고 크립-피로 손상에 대한 검토가 이루어져야 한다.

먼저 기계적 하중만이 작용하는 경우에 대한 응력해석 결과는 Fig. 8 에서와 같이 탱크 헤드 내부 노즐 부분에서 최대 Mises 응력강도(Stress Intensity : S.I) 는 70.97MPa 로 나타나 스테인리스강 316L 재료에 대한 RCC-MRx 설계코드⁽⁴⁾의 제한 물성치인 127MPa 이내로 평가되었다. 설계코드에서는 허용치 비교대상이 Tresca S.I 이며, 이는 통상 Mises S.I 와 근소한 차이를 보인다.

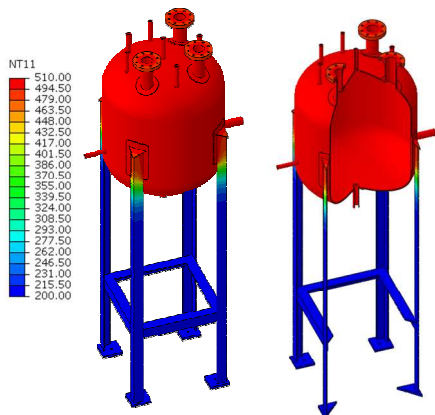


Fig. 7 Temperature distributions at the end of heat-up (200→510°C, 3.1 hr)

ASME-NH 코드에는 스테인리스강 316SS 에 대한 물성치만이 제시되어 있으며, 실제 팽창탱크는 316L 스테인리스강으로 제작된다.

일차 및 이차 하중이 작용하는 경우에 대한 최대 Mises 응력강도 범위에 대한 계산결과 Fig. 6 의 510°C 정상상태 시에는 Fig. 9 에서와 같이 최대 151.38MPa 로 나타났다. 최대응력강도 발생 위치가 일차 하중만이 작용하는 경우에 대해서는 Fig. 8 에서와 같이 상부 헤드 내부에서 발생한 반면 일차 및 이차 하중이 작용하는 경우에는 Fig. 9 에서와 같이 팽창탱크에 부착된 Fig. 3 의 3 번 노즐의 위치에서 발생하는 것으로 나타났다.

가열(heat-up) 종료 시점에서 계산된 응력강도는 Fig. 10 에서와 같이 3 번 노즐부위에서 최대 152.04MPa 로 계산되었다. 이는 316L 재료에 대한 설계코드⁽⁴⁾의 3S_m 물성치인 268.8MPa 이내로 평가되었다.

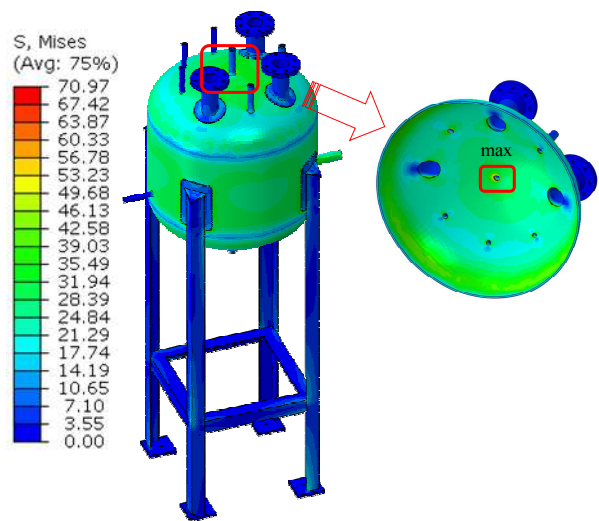


Fig. 8 Mises stress intensity profiles under primary loads

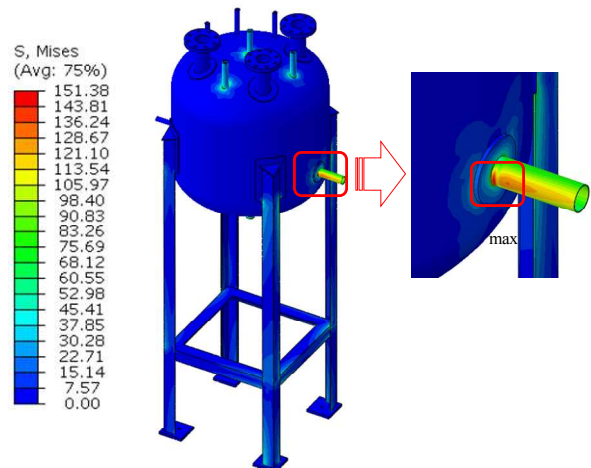


Fig. 9 Mises S.I profile under secondary loads at steady state

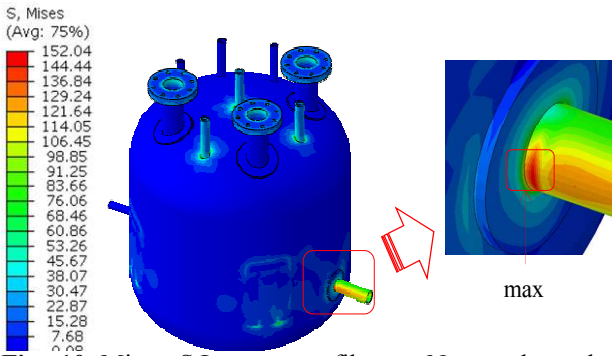


Fig. 10 Mises S.I range profiles at N₃ nozzle under secondary loads at the end of heat-up

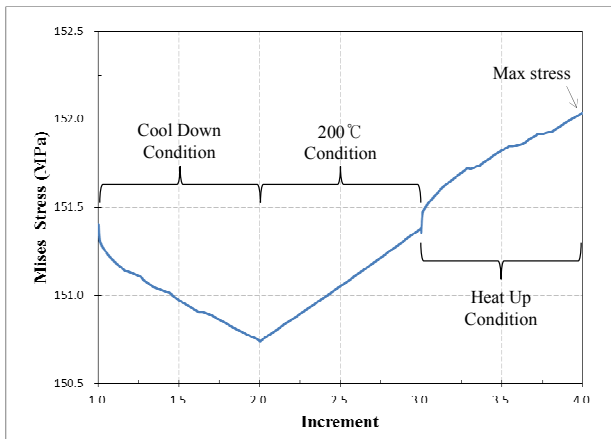


Fig. 11 Mises S.I range step increment history at N₃ nozzle at the end of heat-up

이에 따라 팽창탱크는 주요 하중제어 응력제한치를 비교 분석한 결과 허용치 이내로 평가되어 응력건전성이 확보되는 것으로 나타났다.

한편 팽창탱크의 N₃ 노즐에서의 하중 단계별 응력강도 이력은 Fig. 11 에서와 같이 냉각시간 동안은 근소하게 감소하고, 200°C 정상상태에서 약간 증가하며, 가열시간 동안 증가하다가 가열이 종료되는 시점에 최대 응력강도인 152.04MPa 에 도달하는 것으로 나타났다.

4.5 크리프-피로 손상평가

팽창탱크에서 응력이 비교적 크게 걸리는 세 곳노즐 부위를 Fig. 5 에서와 같이 선별하여 크리프-피로 손상평가를 수행하였다. 크리프-피로 하중을 받는 고온구조 설계 및 평가에서 통상 설계에 가장 큰 영향을 미치는 인자는 위에서 다룬 응력 제한치가 아닌 크리프-피로 손상이다.

본 연구에서는 SELFA 시험루프 내에 설치될 팽창탱크 내에서 상대적으로 응력이 크게 걸리는 세 곳에 대해 ASME-NH 및 RCC-MRx 를 따른

평가를 수행하였다.

팽창탱크의 설계기준은 설계 수명이 25 년이고, Fig. 6 형태의 가열(heat-up) 및 냉각(cool-down) 사이클이 연간 20 회 발생하는 것으로 설정되었다.

손상 평가 결과 N₃ 노즐 부위에서 가장 큰 응력이 발생하는 것으로 나타나 용접 열영향영역(HAZ)에 해당하는 동 부위의 평가결과를 중심으로 기술한다.

고온 설계 기술기준에서는 용접부의 크리프-피로 손상 평가 시 공통적으로 크리프-피로 감소 계수(creep-fatigue reduction factors)를 고려하여 다음의 절차를 따라 모재에서와 동일한 절차로 손상을 계산한다.

우선 ASME-NH 에서는 용접 설계 대상이 되는 영역을 용접 중앙선(weld centerline)으로부터 용접부 두께(t) 대비 ±3t 영역에 대해 용접부 손상 평가절차를 적용한다. 그러나 RCC-MRx 에서는 용접영역에 대한 명시적으로 범위를 제시하고 있지는 않다. N₃ 노즐 부위는 용접 인접 영역이므로 ASME-NH 및 RCC-MRx 의 용접 설계 평가 절차를 적용하였다.

ASME-NH 에서는 용접부 피로 수명은 모재 수명의 절반으로 정의하고 있고, 크리프 수명은 파단 응력(stress-to-rupture) 계수('1' 이하)를 모재의 크리프 유지응력에 곱한 후 크리프 파단 수명을 결정한다.

ASME-NH 의 절차를 따라 계산된 최대 변형률은 N₃ 노즐 부위에서 발생하였으며 총 변형률 범위는 0.052%로 나타났다. ASME-NH 를 따른 동 노즐 용접 부위에서의 크리프-피로 손상평가 결과는 식 (1)에서와 같이 피로 수명이 10⁶ 회 이상, 크리프 파단 수명은 35,768.2 시간으로 계산되었다.

$$\frac{n}{>10^6} + \frac{\Delta t}{35,768.2} \leq D \tag{1}$$

여기서 n 은 피로하중 사이클, Δt 는 유지시간 (time interval), 그리고 D 는 총 크리프-피로 손상이 다.

한편 RCC-MRx 에서는 용접부 피로 수명 평가시 피로 계수(J_f, '1' 이상)를 모재 기준으로 계산된 변형률 범위에 곱해줌으로써 용접을 고려한 단축 피로수명을 계산하고, 크리프 수명은 ASME-NH 에서와 같이 크기가 1 이하인 크리프 계수(J_c)을 곱한 후 크리프 파단 수명을 결정한다.

RCC-MRx 의 절차를 따른 총 변형률 범위는 0.148% 로 ASME-NH 대비 상대적으로 크게 나타났다. RCC-MRx 를 따른 동 노즐 용접 부위에서의 크리프-피로 손상평가 결과는 식 (2)에서와 같이 피로 수명은

109,070 회, 크리프 파단 수명은 300,000 시간 이상으로 계산되었다.

$$\frac{n}{109,070} + \frac{\Delta t}{> 3 \times 10^5} \leq D \quad (2)$$

ASME-NH 및 RCC-MRx 를 따른 크리프-피로 손상평가 결과를 비교해 보면 ASME-NH 는 RCC-MRx 대비 크리프 수명을 더 보수적으로 계산하는 것으로 나타났고, 변형률을 더 보수적으로 계산한 RCC-MRx 는 피로수명을 더 보수적으로 평가하는 것으로 나타났다. 고온 구조물에서의 손상이 통상 크리프 손상 지배적이라는 특성을 감안하면 실제 팽창탱크의 크리프-피로 보수성은 크리프 손상을 더 보수적으로 평가하고 있는 ASME-NH 가 실제적으로는 더 보수적인 것으로 볼 수 있다.

그러나 두 설계 기술기준을 따른 손상 평가 결과 팽창탱크의 수명기간에 걸친 크리프-피로 설계 과도에 대해 발생하는 크리프-피로 손상은 무시할 수 있는 수준인 것으로 나타났으며, 팽창탱크는 의도하는 설계수명기간 동안 크리프-피로 손상에 대해 건전성이 확보되는 것으로 평가되었다.

ASME-NH 와 RCC-MRx 를 따른 평가에서는 동일한 재료에 대해 비교한 것이 아니고, ASME-NH 는 316SS 에 대해서 RCC-MRx 는 316L 강에 대해 평가를 수행했다는 점에 유의할 필요가 있다. ASME-NH 에는 316SS 만이 등재되어 있다.

5. 결론

본 연구에서는 제4세대 소듐냉각 고속로의 잔열 제거계통 내 설치되는 편형 소듐대 공기 열교환기 (FHX) 기기의 성능시험 및 전산코드 검증을 위해 구축예정인 SELFA 시험루프 내 설치되는 고온 팽창탱크 압력용기에 대해 고온 크리프-피로 손상평가를 수행하였다. 정상상태 소듐 온도가 510°C인 팽창탱크 기기에 대해 고온 설계 기술기준인 미국의 ASME Subsection NH와 프랑스의 RCC-MRx를 따라 보수적으로 설정한 설계 과도조건에 대해 3D 유한요소 해석 기반 크리프-피로 손상평가를 수행하였다. 팽창탱크의 설계수명은 25년이며, 동수명 기간 중 1년에 20회씩 총 500회의 기동-정지를 하는 크리프-피로 설계하중 조건에 대해 크리프-피로 건전성 평가를 수행하였다. 스테인리스 316L강 재질의 팽창탱크에 대해 고온 설계코드 평가를 수행한 결과 양 코드에서 모두 크리프-피로 손상은 무시할 수 있는 수준인 것으로 나타났다. 피로 손상에서는 RCC-MRx가, 크리프 손상에서는 ASME-NH가 상대적으로 더 보수적인 결과

를 나타냈지만 설계 수명 기간 동안 발생하는 크리프-피로 손상은 모두 여유 있게 허용치 이내에 드는 것으로 평가되었다.

후 기

본 연구는 미래창조과학부의 지원을 받아 2014년도 원자력연구개발사업(2012M2A8A2010652) 및 국제협력사업(2011-0001561)을 통해 수행되었음.

참고문헌 (References)

- (1) Kim, Y. I., Jang, J. W., Lee, J. H., Kim, S. J., Kim, S. O., Kim, J. B., Jung, H. Y. and Lee, H. Y., 2012, Conceptual Design Report of SASFR Demonstration Reactor of 600MWe Capacity, KAERI/TR-4598/2012.
- (2) Lee, H. Y., Eoh, J. H. and Lee, Y. B., 2013, "High Temperature Design of Finned-tube Sodium-to-Heat Exchanger in a Sodium Test Loop," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 265, December 2013, pp.833~840.
- (3) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, 2013, Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components, Div. 1, Subsection NH, Class 1 Components in Elevated Temperature Service, ASME.
- (4) RCC-MRx, Section III Subsection B, Class 1 N1RX, 2012, Reactor Components its Auxiliary Systems and Supports, 2012 Edition, AFCEN.
- (5) Lee, H. Y., Kim, J. B. and Lee, J. H., 2010, "Construction of a High Temperature Gr.91 Sodium Component Test," *Materials Science Forum*, Vols.416~419, pp.528-531.
- (6) Lee, H. Y., Kim, J. B. and Lee, J. H., 2012, "High Temperature Design and Damage Evaluation of Mod.9Cr-1Mo Steel Heat Exchanger," *Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of ASME*, Vol. 133, Oct. pp.051101~10.
- (7) Lee, H. Y., Kim, J. B. and Park, H. Y., 2012, "Creep-Fatigue Damage Evaluation of Sodium to Air Heat Exchanger in Sodium Test Loop Facility," *Nuclear Engineering and Design*, 250, pp.308~315.
- (8) Lee, H. Y., Eoh, J. H. and Lee, Y. B., 2013, "High-Temperature Design of Sodium-to-Air Heat Exchanger in Sodium Test Loop," *Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A*, Vol. 37, No. 5, pp. 665~671.
- (9) Lee, H. Y., Eoh, J. H. and Lee, Y. B., 2013, "High Temperature Design and Damage Evaluation of a Helical Type Sodium-to-Air Heat Exchanger in a Sodium-Cooled Fast Reactor," *Journal of Mechanical Science and Technology*, Vol. 27, No.9, pp.2729~2735.
- (10) ABAQUS Users Manual, 2010, Version 6.10, Dassault Systems, USA.