

열시효가 Mod.9Cr-1Mo 강의 재료강도 및 파괴 거동에 미치는 영향[§]

이형연^{*†} · 김우곤^{*} · 손석권^{*} · 홍석우^{**} · 석창성^{**}

* 한국원자력연구원, ** 성균관대학교 기계항공공학부

Effect of Thermal Aging on Material Strength and Fracture Behavior in Mod.9Cr-1Mo Steel

Hyeong-Yeon Lee^{*†}, Woo-Gon Kim^{*}, Seok-Kwon Son^{*}, Suk Woo Hong^{**} and Chang Sung Seok^{**}

* Korea Atomic Energy Research Institute, ** Sungkyunkwan University

(Received January 25, 2016 ; Revised March 17, 2016 ; Accepted March 17, 2016)

Key Words: Thermal Aging(열시효), Material Strength(재료강도), Generation IV Nuclear Energy System(제 4 세대 원자력시스템), Fracture(파괴), J-R Curve(J-저항곡선)

초록: 발전소 내열강의 물성치는 고온 가동시간이 누적됨에 따라 열시효의 영향을 받는다. 본 연구에서는 제 4 세대 원자력시스템의 재료로 널리 채택되고 있는 Mod.9Cr-1Mo (ASME Grade 91)강을 대상으로 항복강도, 인장강도 및 파괴거동에 열시효가 미치는 영향에 대해 조사 및 분석하였다. 국내에서 가동 중인 초초임계(USC) 화력발전소의 배관계통에서 채취한, 73,716 시간의 가동 이력을 겪은 Gr.91 강 재료가 재료 실험을 위해 사용되었고, 동 시험결과와 가동 이력을 겪지 않은 신재의 시험결과를 비교 분석하였다. 또한 ASME 코드의 물성치와 RCC-MRx 의 물성치와 비교 분석하였고, 이들 설계기술기준 물성치의 보수성은 신재 및 가동 이력을 겪은 재료의 시험결과와 비교 분석을 통해 정량화하였다.

Abstract: The material properties of heat resistant materials at power plants are affected by thermal aging as operating time is accumulated. In this study, the influence of thermal aging on yield strength, tensile strength and fracture behavior for Mod.9Cr-1Mo (ASME Grade 91) steel which is a material widely adopted for Generation IV nuclear energy system has been investigated and analyzed. Service exposed Gr.91 steel materials sampled from a piping system of an ultra-supercritical (USC) plant in Korea with accumulated operation time of 73,716 hours were used for material testing. The test results of the service exposed material specimens were compared with those of the virgin Gr.91 steel specimens. Those test data were compared with the material properties of ASME code and RCC-MRx code. Conservatisms of the material properties in the design codes have been quantified based on the comparisons of those from virgin and service exposed material specimens.

1. 서 론

제 4 세대 원자력 시스템(Generation IV nuclear system)은 크리프 영역의 고온에서 가동되며, 설계 수명도 현재 상업 운전 중인 원자로의 통상 수명인 40 년보다 긴 60 년 이상의 장수명을 목표로 하고 있어 주요 기기 및 배관 등이 고온에 노출되는 시간이 상대적으로 길다는 특징이 있다.

이와 같이 장시간 고온에 노출된 재료가 운전 정지 이후 재가동될 때 재료강도와 파괴인성 등의 중요 재료 물성치는 가동이력을 겪지 않은 재료에 비해 상당히 열화된 거동을 보이는 것으로 보고되고 있다.⁽¹⁾

그러나 고온 설계기술기준은 이 같은 열시효(thermal aging)에 따른 강도감소를 충분히 고려하지 않았으며, 최근에는 장시간 가동에 따른 재료 열화거동을 고려하기 시작하였다. 고온설계 기술기준인

§ 이 논문은 대한기계학회 창립 70주년 기념 학술대회(2015. 11. 10-14., ICC 제주) 발표내용을 토대로 한 논문임.

† Corresponding Author, hylee@kaeri.re.kr

© 2016 The Korean Society of Mechanical Engineers

미국의 ASME Section III Subsection NH⁽²⁾ (여기서부터는 ‘ASME-NH’)는 2013 년도 버전부터 장기간 고온 가동(long-time elevated temperature service)에 따른 강도 감소를 고려하기 시작하였으며, 이것은 ASME 의 설계기술기준에서 환경 영향 관련 열시효를 명시적으로 고려한 최초의 시도이었다. 그러나 동 내용은 많은 가동 데이터가 실제로 고려되지 않은, 아직은 초기 단계의 지침이며, 이에 따라 장시간 고온 가동에 대해 제시된 물성치에 대해서는 보다 많은 시험 데이터에 기초한 검증이 요구되고 있다.

프랑스의 고온설계 기술기준인 RCC-MRx^(3,4)의 경우 최신 버전인 2012 년 버전부터 열시효를 명시적으로 다루기 시작하였다. 그러나 동 버전에서는 등재 재료에 대해 아직은 구체적인 열시효 계수(thermal aging coefficient)를 제시하지 않고 있으며, 다만 오스테나이트 스테인리스강의 파괴 저항곡선에 대해서만 열시효 영향을 정량적으로 고려하고 있어 실질적으로 고온 재료강도에 대해서는 아직 열시효에 대해 명시적으로 열시효 영향을 고려하고 있지 않은 상태이다.

국내에서 개발이 진행 중인 제 4 세대 소듐냉각고속로(sodium-cooled fast reactor)⁽⁵⁾의 설계·평가가 보다 신뢰성 있게 이루어지기 위해서는 이와 같은 고온설계 기술기준의 미흡한 부분에 대해서도 충분한 고려 및 대처가 필요한 것으로 판단된다.

본 연구에서는 ASME-NH 와 RCC-MRx 가 열시효 영향의 고려와 관련하여 현 단계에서 제시하고 있는 열시효 계수의 타당성을 분석 및 검증하기 위해 국내 초초임계(USC) 화력발전소 가동 이력을 겪은 Mod.9Cr-1Mo (ASME Grade 91, 여기서부터는 ‘Gr.91’) 재질의 Tee 부분에서 채취한 시편을 이용하여 일련의 재료강도 실험을 수행하고, 또한 Gr.91 강 신재 시편에 대해서도 동일 실험을 수행한 후 두 시험결과를 비교 분석함으로써 열시효 영향에 따른 강도 및 파괴인성의 거동을 정량적으로 분석하였다.

여기서 열시효를 겪은 Gr.91 강 재질의 시편은 USC 플랜트의 재열증기 배관계통(reheat steam pipe system)에서 73,716 시간(~8.4 년)의 가동이력을 겪은 Tee 접합부의 재료이다.

2. Gr.91강 재료강도 거동과 열시효 영향

Mod.9Cr-1Mo강은 한국원자력연구원이 개발 중에 있는 제4세대 소듐냉각고속로인 PGSFR(Prototype Gen IV Sodium-cooled Fast Reactor)⁽⁵⁾에서 오스테나이트 스테인리스강 316(316SS, 316L(N) 등)과 더불어 널리 사용되는 2대 주요 재료 중의 하나이다.

Gr.91 강과 316 스테인리스강은 제 4 세대 원자력시스템에서 널리 사용되고 있는 재료로서 장시간 고온에 노출될 경우 열시효 영향에 따라 재료강도 및 파괴인성이 떨어지는 것으로 알려져 있다.

Fig. 1 은 PGSFR 의 개념도를 보여주고 있으며, PGSFR 에서 중간열교환기(IHX), 붕괴열교환기 (DHX), 핀형열교환기(FHX), 공기열교환기(AHX), 증기발생기(SG) 및 이차배관의 재질은 모두 Gr.91 강이다.

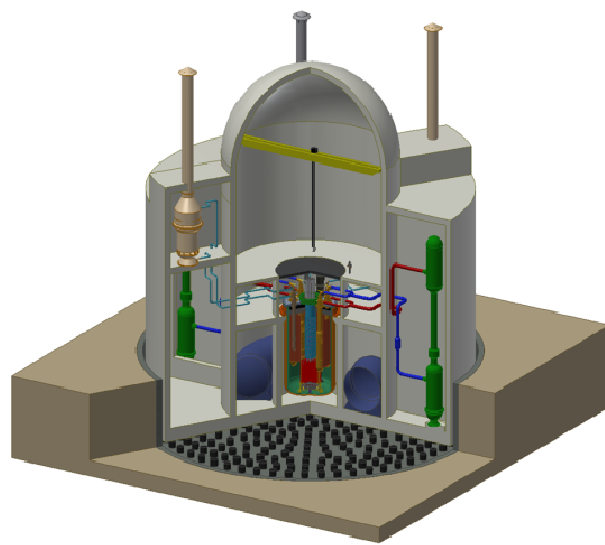


Fig. 1 Schematic of Prototype Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor (PGSFR)

Gr.91 강은 최신 ASME 코드⁽⁶⁾ 기준 물성치로 비교했을 때 316 스테인리스강 대비 열팽창 계수는 Fig. 2 에서와 같이 전체 온도 범위에 걸쳐 상당히 낮다. Gr.91 강의 열팽창률 계수는 316SS 대비 550°C 에서 48.8%가, 250°C 에서는 최대 51.3%가 더 작은 것으로 나타나 열팽창에 의한 열응력을 상대적으로 적게 유발하게 된다.

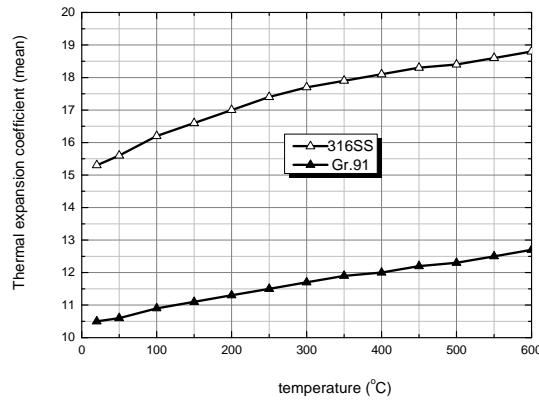


Fig. 2 Thermal expansion coefficients of Gr.91 steel and 316SS

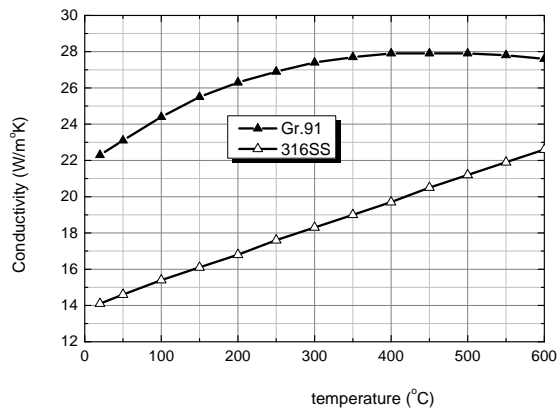


Fig. 3 Conductivity of Gr.91 steel and 316SS (ASME)



Fig. 4 Gr.91 steel plates sampled from a USC plant

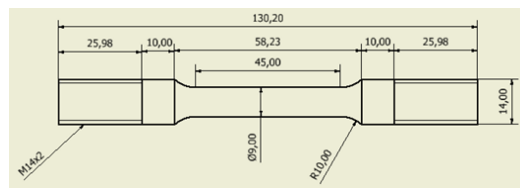


Fig. 5 Dimensions of Gr.91 tensile test specimen

Table 1 Chemical compositions of Gr.91 steel

Grade (Code)	C	Mn	P	S	Si	Cr	Ni	Mo	V	Cb	N	Al
Gr.91	0.08	0.38	0.018	0.003	0.34	8.75	0.29	0.875	0.242	0.079	0.038	0.014

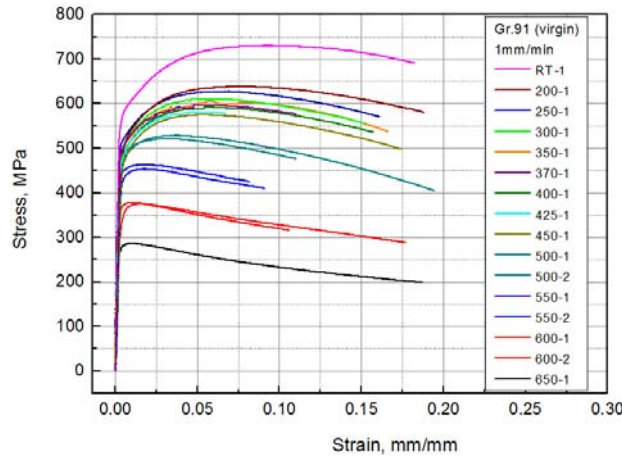


Fig. 6 Tensile test results of virgin Gr.91 steel specimens

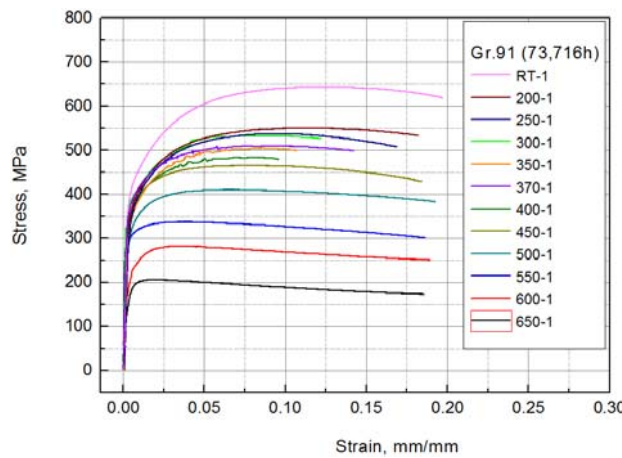


Fig. 7 Tensile test results of Gr.91 steel specimens from service exposed for 73,716 h at USC plant

또한 ASME Code 제시 열전도도에서는 Fig. 3 에서와 같이 Gr.91 강이 550°C 에서 21.2%가, 100°C 에서는 최대 36.9%가 더 크게 나타나 Gr.91 강은 오스테나이트 316 스테인리스강에 비해 더 작은 열응력을 유발함을 알 수 있으며, 이에 따라 Gr.91 강이 316 스테인리스강에 비해 열응력 관점에서 상대적으로 유리한 재료임을 확인할 수 있다.

국내 USC 화력발전소에서 채취한 Gr.91 강 재료는 Fig. 4 에서와 같고, 신재의 화학조성비는 Table 1 에 제시되어 있으며, 채취 부위는 재열배관의 Tee 부분이다. 동 재료는 46.7 bar, 569°C 의 운전 조건 하에서 73,716 시간의 가동 이력을 겪은 후 주변 배관 부위에서의 균열발생으로 인해 절단된 것이다. Gr.91 강 Tee 의 제원은 배관부 내경이 760mm, 두께는 27mm 이다.

Gr.91 강의 강도실험에는 신재 및 가동이력을 겪은 재료에 대해 Fig. 5 와 같은 형상의 ASTM E8 표준이 제시하고 있는 직경 9mm 의 표준 환봉 시편을 제작한 후 인장실험을 수행하였다.

가동 이력을 겪지 않은 신재에 대해서는 Fig. 6 에서와 같이 상온, 200~650°C 까지 50°C 간격으로 인장실험을 수행하고, 여기에 추가로 370°C 와 425°C 까지 총 13 개 온도에 대해 인장실험을 수행하였다.

변형률 속도는 Cross Head 기준 1mm/min, 게이지 부분의 변형률 속도로는 6.67×10^{-4} 의 속도로 하중을 가했다. Gr.91 강의 온도별 인장곡선에서 $6.67 \times 10^{-4}/s$ 의 변형률 속도에서는 300°C~400°C에서 serration이 관찰되었다. 이 serration은 특정 온도와 변형률 속도 범위에서 발생하는 것으로 동적변형시효(DSA)의 발생으로 인해 관찰되는 현상 중의 하나이기도 하다.⁽⁷⁾

여기서 인장실험 결과의 재현성을 보기 위해 500°C, 550°C, 600°C의 3개 온도에 대해서는 두 개의 시편으로 인장실험을 수행하고 각 온도에서의 결과를 비교하였다. 비교 결과 Fig. 6에서 보는 바와 같이 동일 온도에서 인장실험 결과 간의 차이는 500°C에서 1.51%, 550°C에서 3.88% 그리고 600°C에서는 0.61%로 재현성이 비교적 우수한 것으로 나타났다. 이에 따라 나머지 온도에서는 하나의 시편만으로 인장실험을 수행하였다.

한편 73,716 시간의 가동 이력을 겪은 Gr.91 강 재료에 대해서는 Fig. 7에서와 같이 상온, 200~650°C까지 50°C 간격으로, 또한 추가로 370°C까지 총 12개 온도에 대해 인장실험을 수행하였다. 변형률 속도는 앞에서와 동일하게 게이지 부분의 변형률 속도 기준 6.67×10^{-4} 의 속도로 하중을 가했으며, 신재의 경우에서도 동일하게 300~400°C 사이에서 serration이 관찰되었다. Fig. 6과 Fig. 7을 비교해보면 열시효를 겪은 재료가 신재 대비 강도가 전체적으로 떨어짐을 알 수 있다. 73,716 시간의 이력을 겪은 Gr.91 강은 신재와 비교 시 항복강도 및 인장강도에서 어느 정도 변화가 관찰되는 지 재료실험을 통해 고찰해보았다.

Fig. 8은 Gr.91 강의 항복강도와 관련하여 ASME 코드^{(2),(6)}가 제시하고 있는 항복강도, RCC-MRx⁽⁴⁾가 제시하고 있는 항복강도, Gr.91 강 신재 실험에서 얻은 항복강도, 그리고 열시효를 겪은 Gr.91 강의 항복강도를 비교한 것이다. Fig. 8에서 보는 바와 같이 Gr.91 강 신재는 전 온도범위에서 신재 상태에서는 ASME 코드와 RCC-MRx의 물성보다 상당히 큰 값을 유지하고 있지만, 73,716 시간(8.4년)의 열시효를 겪은 후에는 중간온도(200°C~400°C)에서 ASME의 물성치보다 아래로 떨어지며, 부분적(250°C, 350~400°C)으로는 RCC-MRx의 강도보다도 아래로 떨어지고 있다. 여기서 8.4년의 열시효를 겪은 후 신재의 항복강도는 신재대비 500°C에서는 35.8%가, 550°C에서는 33.4%가 떨어지는 등 급격한 강도 감소가 발생했다는 점에 유의할 필요가 있으며, 더욱 중요한 것은 불과 8.4년의 가동이력을 겪은 재료의 강도가 설계 기술기준 물성치 이하로 떨어지고 있다는 점이다.

현재 제 4세대 원자력시스템 주요 기기의 설계수명은 앞에서 언급한 바와 같이 60년 또는 그 이상을 목표로 하고 있다. ASME-NH는 수명 기간 동안 Gr.91 강의 항복강도에 대해서는 가동시간에 무관하게 동일한 값을 유지하는 것으로 규정(reduction factor : 1)하고 있고, RCC-MRx는 재료 강도에 대해 별도의 감소계수를 제시하지 않고 있다.

따라서 Fig. 8의 실험결과와 설계기술기준이 제시하고 있는 항복강도 물성치를 비교해보면 Gr.91 강의 경우 동 재료를 사용하는 주요 기기의 목표 설계 수명인 60년보다 훨씬 짧은 8.4년만에 항복강도는 이미 설계 물성치 이하로 떨어지는 것으로 관찰되고 있어 Gr.91 강의 장시간 가동 영향에 대해 설계기술이 제시하고 있는 규정 또는 기준은 위험 측의 비보수적인 값을 제시하고 있는 것으로 나타났다.

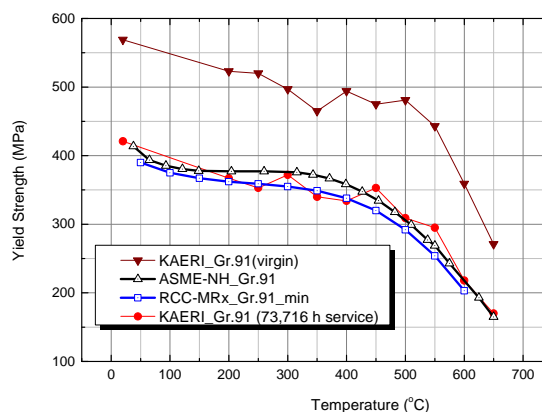


Fig. 8 Comparison of yield strength in design codes and test results with virgin and service exposed material

Table 2 Tensile strength reduction factors for Gr.91 steel

Temp	Time	1	3×10 ³	10 ⁴	3×10 ⁴	10 ⁵	3×10 ⁵
575°C		1	1	0.95	0.92	0.88	0.83
600°C		1	0.96	0.92	0.89	0.85	0.84

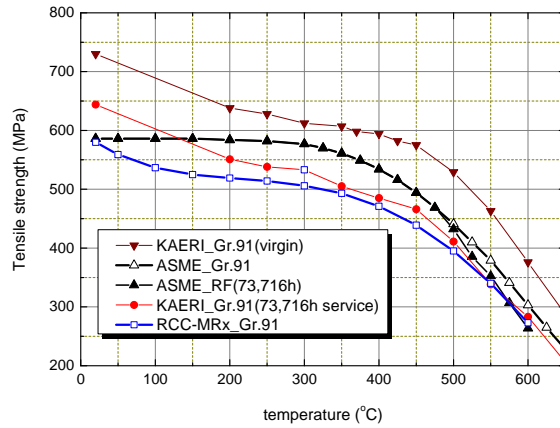


Fig. 9 Ultimate strength, yield strength and maximum allowable stresses of Gr.91 steel in RCC-MRx

한편 Gr.91강의 인장강도 물성치 거동에 대해서도 실험치와 설계기술기준 물성치의 비교를 위해 Fig. 9에 인장강도 값들을 제시하였다. Fig. 9에서 보는 바와 같이 인장강도의 물성치 Fig. 8의 항복강도에서와 유사하게 Gr.91강 신재 대비 73,716시간의 열시효 후 재료의 인장강도 물성은 200°C 이상의 온도에서는 ASME 물성치 이하로 떨어지고, 550°C에서는 RCC-MRx의 물성치 수준으로 떨어지는 것으로 나타났다. Gr.91강 신재 시편의 인장강도는 500°C에서는 22.3%가, 550°C에서는 27%가 떨어져 RCC-MRx의 Gr.91강 인장강도 물성치에 도달하는 것으로 나타났다. 따라서 인장강도에 대해 8.4년의 운전이력을 가진 열시효 후의 Gr.91강은 60년 목표 설계수명에 대해 고려할 때 고온설계 기술기준의 물성치는 비보수적으로 제시되어 있음을 알 수 있다.

RCC-MRx에서는 등재된 모든 재료의 인장강도에 대해 가동 시간에 무관하게 일정한 값을 제시하고 있지만, ASME-NH에서는 Gr.91강에 대해서는 인장강도에 대해서만 장시간 운전에 따른 강도감소 계수를 Table 2에서와 같이 금속의 온도가 575°C인 경우에는 10,000시간부터 강도 감소계수를 고려하고, 600°C인 경우에는 3,000시간부터 강도 감소계수를 고려하도록 지침을 제시하고 있다. ASME-NH는 강도 감소계수를 현 버전에서는 40년 수명에 상당하는 30만 시간까지만 제공하고 있다.

Gr.91 강에 대해 Table 2의 강도 감소계수를 인장강도에 적용했을 경우 Fig. 9에서 보는 바와 같이 73,716 시효 후의 인장강도가 600°C 이상에서는 ASME의 인장강도 물성치보다 크게 나타났지만, 200°C~500°C 범위에서는 ASME의 인장강도보다 더 작게 나타났다. 이로부터 인장강도에 대해서도 항복강도에서와 같이 Gr.91강의 ASME 강도 물성치는 비보수적으로 제시되어 있음을 확인할 수 있다.

실제 설계에서 사용하는 설계응력강도(design stress intensity, S_m)는 항복강도와 인장강도로부터 결정되는 바 ASME 및 RCC-MRx에 제시되어 있는 Gr.91강의 설계 응력강도도 항복강도 및 인장강도에서와 같이 비보수적으로 제시되어 있다는 데 유의할 필요가 있다. 본 실험적 고찰은 초초임계 화력발전소 재열 증기배관의 Tee 배관부 열화후 재료에 대해 실험을 수행한 결과이며, 보다 신뢰성 있는 재료 물성 DB의 구축 및 설계기술기준의 물성치 검증을 위해서는 다양한 작용 하중과 기하학적 형상에 대해 고찰이 이루어져 할 것이다.

ASME-NH 설계기술기준은 현재 재료 물성치들이 대체로 40년 설계수명에 대응하여 제시되어 있지만, Alloy 800H에 대해서만 예외적으로 60년 수명의 설계가 가능한 50만 시간의 재료 물성치가 제시되어 있다.

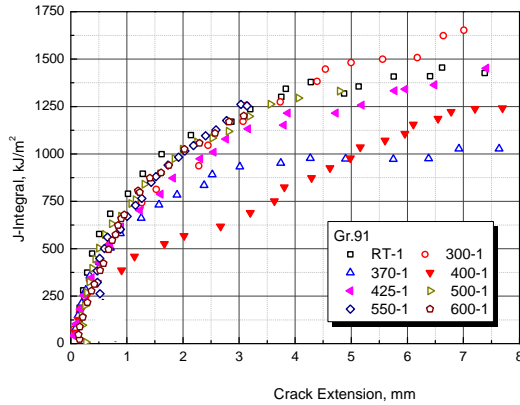


Fig. 12 J-Re curve of virgin Gr.91 steel

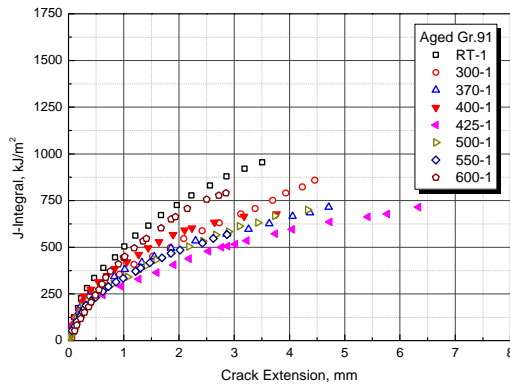


Fig. 13 J-R curve of service exposed Gr.91 steel (73,716hr)

신재 Gr.91강 시편에 대한 J-R 시험결과는 Fig. 12에서와 같이 온도 증가에 따라 J-R 곡선이 단조 감소하는 양상이 아니고, 타 온도 대비 370°C 및 400°C에서 낮게 나타났다. J-R 곡선은 균열이 5mm 진전할 때까지는 400°C에서, 5mm 이상에서는 370°C에서 최저의 값을 보였다. 이것은 특정 온도 및 변형률 범위에서 serration을 동반하는 동적변형시효 (DSA)의 영향을 받은 것으로 분석된다.⁽¹¹⁾

한편 73,716시간 동안 가동이력을 겪은 Gr.91강에 대한 J-R 시험 결과는 Fig. 13에 제시하였으며, 동 그림에서 보는 바와 같이 최저의 J-R 곡선은 425°C에서 발생하는 것으로 나타났다. 가동이력을 겪은 Gr.91강 시편은 신재의 J-R 곡선 대비 400°C에서는 최대 16%가, 425°C에서는 최대 41%가 떨어진 것으로 나타났다. 즉, 불과 8.4년의 가동기간을 겪으면서 동 재료는 신재 대비 파괴 인성이 무려 51%까지 떨어진 것으로 나타났으며, 이는 열시효가 파괴인성의 저하에 매우 크게 영향을 미친다는 것을 의미하는 것이다.

Gr.91강이 고온 노출에 따른 열시효의 영향으로 재료강도 및 파괴인성은 저감되었으며, 다만 재료의 연성(ductility)은 향상된 것으로 나타났다. Gr.91강이 장시간 고온에 노출됨에 따라 특히 400°C에서는 연성이 최대 24.8% 증가한 것으로 나타났다. 내열강이 고온에 노출됨에 따라 열시효의 영향으로 강도 및 파괴인성은 저감되는 반면 연성은 증가하는 것으로 나타났다.

4. 결론

본 연구에서는 제4세대 원자력시스템의 배관계통 및 열교환기 재료로서 최근 널리 채택되고 있는 Gr.91강이 고온 조건에서 일정 기간 동안 가동이력을 겪었을 때 재료강도 및 파괴거동이 신재 대비 어떤 거동을 보이는 지 조사하기 위한 연구를 수행하였다.

실제 초초임계(USC) 화력발전소에서 73,716시간 동안 574°C, 5.4MPa의 조건에서 가동이력을 겪은 배관

Tee 부분으로부터 채취한 재료시편을 이용하여 일련의 인장강도 실험 및 J-R 파괴시험을 수행하고, 동일 제원의 신재 Gr.91강 재료 시편을 이용한 재료실험 결과와 비교 분석함으로써 열시효의 영향을 고찰하였다.

신재 Gr.91강 및 열시효 후의 Gr.91강 재료 시편의 실험결과 500°C에서는 항복강도가 35.8%, 인장강도는 22.3%가 떨어졌고, 550°C에서는 항복강도가 33.4%, 인장강도는 27%나 떨어지는 것으로 나타났다. 이는 Gr.91강 재료가 약 8.4년의 가동이력을 겪은 후에 떨어진 물성치인데, 실제 60년 이상의 설계수명을 목표로 하고 있는 제4세대 원자로 주요 기기에서 설계수명기간 동안에는 ASME 및 RCC-MRx 코드에서 제시하고 있는 항복강도, 인장강도 및 이들로부터 결정되는 설계응력강도가 코드의 물성치보다 훨씬 더 떨어질 것이라는 것을 의미하는 것이다. 이로부터 현 ASME와 RCC-MRx 설계기술기준이 제시하고 있는 물성치는 열시효를 적절하게 고려하지 못한 비보수적인 값을 제시하고 있는 것으로 나타났다. 따라서 열시효 영향을 반영한 설계기술기준 물성치의 수정이 필요한 것으로 나타났다.

현재 RCC-MRx는 파단전누설(LBB)의 해석에 필요한 J-R 곡선을 Gr.91강에 대해서는 제시하지 않고 있으며, 열시효 영향도 고려하지 않고 있다. Gr.91강의 열시효에 따른 파괴인성 물성의 변화와 관련하여 실험을 수행한 결과 J-R 곡선에서도 73,716시간의 가동이력을 겪은 재료의 J-R 곡선이 신재의 곡선에 비해 400°C에서는 16%가, 425°C에 대해서는 무려 51%가 떨어지는 것으로 나타났다.

따라서 열시효가 Gr.91강의 재료강도 및 파괴인성에 미치는 영향이 8.4년의 가동이력 기간 중에도 매우 크게 떨어지기 때문에 열시효의 영향에 대한 대비가 반드시 필요하며, 특히 ASME-NH와 RCC-MRx 등 현 고온설계기술기준은 열시효 영향을 충분히 고려하지 못하고 있기 때문에 동 기술기준들의 장시간 운전(ASME-NH) 또는 열시효(RCC-MRx) 관련 물성 기술기준에 대해 수정 또는 보완이 필요한 것으로 나타났다.

ACKNOWLEDGMENTS

본 연구는 미래창조과학부의 지원을 받아 과학기술국제화사업(2013K1A3A7A03078195) 및 원자력 연구개발사업(2012M2A8A2025635)을 통해 수행되었음.

REFERENCES

- (1) Swindeman, R.W., Sikka, V.K., Maxiasz, P.J., 1998, Evaluation of T91 After 130,000 Hours in Service, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, July 26~30.
- (2) ASME Boiler and Pressure Vessel code, 2015, Section III Subsection NH Rules for Construction of Nuclear Facility Component.
- (3) RCC-MRx, 2013, Section III Tome 1, Subsection NB, Class N_{1Rx} Reactor Components, 2012 Edition Addendum, AFCEN.
- (4) RCC-MRx, 2013, Section III Tome 1, A3, 2012 Edition Addendum, AFCEN.
- (5) Kim, Y. I., Jang, J. W., Lee, J. H., Kim, S.J., Kim, S.O., Kim, J.B., Jung, H.Y., 2012, Conceptual design report of SFR Demonstration Reactor of 600MWe capacity, KAERI/TR-4598/2012.
- (6) ASME Boiler and pressure vessel code, 2015, Section II Part D, ASME.
- (7) Choudhary, B. K., Samuel, Isaac E., Sainath, G., Christopher, J., Mathew, M.D., 2013, Influence of Temperature and Strain Rate on Tensile Deformation and Fracture Behavior of P92 Ferritic Steel, Metallurgical and Materials Transactions A, 44(11), 4979~4992.
- (8) Lee, H.Y., Kim, W.G., Kim, N.H., 2015, "Behavior of Grade 91 Material Specimens with and Without Defect at Elevated Temperature," *Int. J. of Pres. Ves. & Piping*, Vol.125, pp.3~12.
- (9) RCC-MRx, 2013, Section III Tome 6, Probationary Phase Rules, 2012 Edition, AFCEN.
- (10) RCC-MRx, 2013, Section III Tome 1, Appendix A9, Property Groups for Welded Joints, 2012 Edition, AFCEN.
- (11) Yoon, J.H., Lee, B.S., Oh, Y.J., Hong, J.H., 1999, "Effects of Loading Rate and Temperature on J.R Fracture Resistance of an SA516-Gr.70 Steel for Nuclear Piping," *Int. J. of Pres. Ves. & Piping*, Vol.76, pp.663-670.