

감시시험 결과를 이용한 국내원전 압력용기 재료의 Chemistry Factor 및 RT_{PTS} 평가여유도 분석

이호진[†] · 윤지현* · 최권재* · 이봉상*

Analysis of Chemistry Factor and RT_{PTS} Margin for Domestic Reactor Pressure Vessel Materials by using the Surveillance Data

Ho-Jin Lee[†], Ji-Hyun Yoon*, Kwon-Jae Choi* and Bong-Sang Lee*

(Received 24 JUN 2011, Accepted 22 JUL 2011)

ABSTRACT

The chemistry factor and RT_{PTS} margin for domestic reactor pressure vessel materials were analyzed by using the surveillance data which have been obtained from 8 nuclear power plants in Korea. The surveillance data have been used to assess the integrity of the pressure vessel under the pressurized thermal shock (PTS) event. The chemistry factor, which is determined by the Cu and Ni contents of vessel materials, is considered a proper tool to assess the RT_{PTS} . The chemistry factors, which were obtained from the surveillance data of domestic reactor pressure vessels, were investigated and compared with those of Regulatory Guide 1.99 in this study. Regressions for ΔRT_{NDT} were performed to expect the chemistry factor as a function of Cu and Ni, and to estimate RT_{PTS} margin. The margin analysis was performed by comparing the regression graphs and standard deviations with those of Regulatory Guide 1.99. The standard deviations calculated by using the domestic surveillance data for base metal and welds are almost same as the standard deviations which are suggested on Regulatory Guide 1.99, Rev.2.

Key Words : Surveillance test(감시시험), Pressurized thermal shock(PTS : 가압열충격), Chemistry factor, Reactor pressure vessel(원자로 압력용기), Regression analysis(회귀분석), Margin(여유값)

1. 서 론

원전의 장기간 운전 신뢰성 확보와 관련하여 원자로 압력용기(RPV : Reactor Pressure Vessel)의 가압열충격(PTS : Pressurized Thermal Shock)에 대한 확률론적 파괴역학 평가 기술이 중요한 분야로 인식되고 있다. 일차 압력 배관의 손상이나 증기배관의 손상 혹은 밸브들의 작동 불능으로 인해 압력용기 내부의 냉각수가 유실되면 노심(core)의 온도가 급격히 상승하므로 이를 방지하기 위해 차가운 냉각수가 압

력용기 내부로 비상 공급된다. 이와 같이 차가운 냉각수가 압력용기 내부에 공급되는 경우 용기 내부의 높은 압력과 함께 열적인 충격이 압력용기 구조물에 발생한다¹⁾.

원자로 압력용기는 운전이 계속되는 동안 중성자 조사에 의해 재료적으로 취약해지므로 설계 단계에서 확보된 구조적 건전성을 계속적으로 유지하지 못할 수 있다. 1980년대 초 미국의 NRC에서는 가압열충격 시 압력용기에 발생할 수 있는 손상의 위험도를 평가할 수 있는 방법을 모색하기 시작하였다. 가압열충격에 대하여 압력용기의 건전성을 확보하기 위해 USNRC 10CFR50.61에서는 PTS 안전 여유도에 대한 기술기준을 제시하였으며, 10CFR50의 Appendix H

[†] 책임저자, 회원, 한국원자력연구원

E-mail : hjlee1@kaeri.re.kr

TEL : (042)868-2418 FAX : (042)868-8549

* 한국원자력연구원

에서는 압력용기 재료의 취화정도를 주기적으로 감시하도록 하고 있다. 10CFR50.61에서는 압력용기 재료의 RT_{NDT} , 즉 파괴인성 천이온도를 정의하고 있으며, Regulatory Guide 1.99, Rev.2의 Table 1(welds)과 Table 2(base metal)에서는 재료에 따른 조사취화 민감성을 나타내는 chemistry factor 자료를 제시하고 있다²⁾. 이와 같은 평가 방법을 통해 얻은 운전수명 종료 시점에서의 RT_{PTS} 가 허용 규제 값 이하가 되도록 10CFR50.61에서 요구하고 있다.

국내의 경우 30여년의 원전 운전 경험을 통해 감시 시험에 대한 자료가 축적되어 왔다. 본 연구에서는 국내 원전의 감시시험 자료로부터 측정 및 계산된 chemistry factor와 Regulatory Guide 1.99, Rev.2에서 제시하고 있는 chemistry factor의 경향을 서로 비교하였다. 또한 Regulatory Guide 1.99, Rev.2에서 제시하고 있는 여유값(margin)의 크기가 국내 원전 압력용기 RT_{PTS} 평가에도 충분한 보수성을 제공하고 있는 지를 평가하였다. 이와 같은 평가를 위해 국내 원전 압력용기 감시시험에 대한 ΔRT_{NDT} 자료를 정리하고, 회귀분석을 통해 Cu 및 Ni의 함량에 따른 chemistry factor와 ΔRT_{NDT} 의 경향을 분석하였다. 이와 같은 분석을 통해 국내 원전의 경우 감시시험 없이 Regulatory Guide 1.99, Rev.2에 제시된 chemistry factor를 적용하는 경우에 대한 여유도를 예상하였다.

2. 가압열충격 평가방법

10CFR50.61에서는 중성자 조사된 압력용기 재료에 대하여 Charpy V-Notch 시험으로부터 얻어진 T_{411} 의 천이온도 이동량(shift) 값을 이용하여 식(1-1) 같은 방법으로 RT_{PTS} 를 계산하도록 하고 있다. RT_{PTS} 의 계산 방법은 원자로 압력용기 모재 및 용접부에 대하여 다음 식으로 표현된다^{1,2,3)}.

$$RT_{PTS} = IRT + \Delta RT_{NDT} + M \quad (1-1)$$

$$\Delta RT_{NDT} = CF * ff \quad (1-2)$$

$$ff = f^{(0.28-0.1 * \log f)} \quad (1-3)$$

여기서 IRT는 재료의 조사 전 기준온도로서 ASME Code Sec. III, NB-2331에 따라 측정된 조사 전 재료의

기준 천이온도이다. 여기서 f 는 neutron fluence (10^{19} n/cm², $E \geq 1.0$ MeV)로서 가동기간 중 가장 높은 fluence를 받는 위치인 압력용기 내의 cladding/metal interface에서의 fluence이다. 계산에 사용되는 f 값은 fluence를 10^{19} n/cm²으로 나눈 값을 사용한다. 또한 CF는 chemistry factor로서 Cu (copper) 및 Ni (nickel)의 함량에 따라 변하며, 감시시험 결과가 없는 경우에는 Regulatory Guide 1.99, Rev.2 Table 1과 Table 2의 자료를 사용한다. 만일 감시시험 결과가 있고, US NRC 10CFR 50.61, (c)(2)(i)(C)에 따라 신뢰성 있는 결과로 판단될 경우 CF 값은 다음과 같은 식으로 구해진다.

$$CF = \frac{\sum_{i=1}^n ff_i \times [\Delta RT_{NDT}]_i}{\sum_{i=1}^n [ff_i]^2} \quad (2)$$

식(1-1)의 M은 측정 불확실도에 대한 여유값(margin)으로서 Regulatory Guide 1.99, Rev.2에 따라 IRT 값, Cu와 Ni의 함량, fluence 및 계산 절차 등에 기인한 불확실성을 보상하기 위해 10CFR50.61에서는 다음과 같은 식으로 주어진다.

$$\text{Margin} = 2 [\sigma_1^2 + \sigma_\Delta^2]^{1/2} \quad (3)$$

여기서 σ_1 는 IRT 값에 대한 측정 표준편차를 나타낸다. σ_Δ 는 압력용기 재료에 대한 ΔRT_{NDT} 표준편차로서 감시시험이 없는 경우 노심대 지역의 용접부에서는 28°F, 그리고 판재 및 단조강 모재에서는 17°F를 적용하며, 감시시험 결과를 이용하는 경우는 각각의 1/2 값을 적용한다.

또한 각 원전에 대하여 감시시험에 의한 ΔRT_{NDT} 측정 값의 신뢰성을 평가하기 위해서는 식(1-2)를 이용하여 측정 자료들에 대한 최적 곡선(best-fit-line)을 결정하고, 이 최적 곡선에 대한 ΔRT_{NDT} 값의 변위가 용접부는 28°F, 모재는 17°F 이하인 경우 신뢰성 있는 결과로 판단한다. 최적 곡선으로부터 신뢰 한계인 용접부 28°F와 모재 17°F를 벗어나는 경우는 여유값 56°F와 34°F를 각각 적용한다.

3. 여유값 적용

식(1-1)에서의 여유값 M은 감시시험에서 발생하는

여러 가지 측정 상의 불확실성이나 혹은 얻어진 측정값의 분포를 고려하여 가압열충격에 대한 충분한 보수성 및 신뢰 여유도를 부여하기 위해 사용된다. 감시시험이 수행되는 경우 그렇지 않은 경우에 비해 1/2의 여유값을 적용할 수 있으며, 용접부의 경우 모재에 비하여 큰 여유값을 적용한다. 용접부의 경우 모재에 비해 재료의 균질도가 좋지 않으므로 측정값의 분포가 클 것으로 예상되며, 따라서 모재에 비해 큰 여유 값을 적용하여 용접부의 시험 신뢰성을 확보할 수 있다.

또한 각각의 원전에 대하여 감시시험의 측정값이 최적곡선으로부터 기준 값 이상의 분포를 나타내는 경우 측정값에 대한 신뢰를 확보하기 위해 감시시험을 수행하지 않은 경우에 적용하는 높은 여유 값을 적용하도록 하고 있다.

국내의 경우 10CFR50.61이나 Regulatory Guide 1.99, Rev.2에 근거하여 여유값을 적용하여 압력용기의 RT_{PTS}를 계산하고 있으나, 이러한 미국의 규제 기준들이 국내의 원전에 대해서도 충분한 안전 여유도를 제공하고 있는지에 대한 확인이 필요하다. 각 국가 원전의 원자로 압력용기는 압력용기의 제조기술 및 운전특성, 그리고 측정기술 등에 의해 일반화 시킬 수 없는 파괴 특성을 나타낼 수 있다. 물론 이와 같은 점을 고려하여 여유값을 적용하고 있으나, 외국 원전들의 자료로부터 얻어진 여유값을 적용하는 경우 국내에서도 충분한 안전 여유도를 제공하는 지에 대해서는 확인할 필요가 있다.

감시시험을 통해 측정된 평균값과, 측정값들의 분포를 확인하고, 어느 정도의 여유 값을 적용해야 충분한 신뢰성을 확보할 수 있는 지를 결정하는 것은 원전 압력용기의 가압열충격에 대한 안전성을 평가하는 중요한 요소이다.

국내의 경우 30여년의 원전 운전 경험을 통해 어느 정도 감시시험에 대한 자료가 축적되었다. 따라서 본 연구에서는 국내의 감시시험 자료의 해석을 통해 Regulatory Guide 1.99에 제시되어 있는 것처럼 국내 압력용기의 용접부와 모재에 대하여 Cu 함량과 Ni 함량에 따른 chemistry factor를 제시하고 평가 신뢰도를 확인할 수 있는 여유값을 제시하고자 하였다.

4. 국내원전 감시시험 자료 해석

4.1 회귀분석

국내의 원전에 대하여 수행한 감시시험 자료들 중

에서 4차 이상의 감시시험이 완료된 원전의 감시시험 결과자료를 분석에 사용하였다. 이와 같은 이유는 운전기간에 따라 고른 시험자료의 추출 효과를 얻기 위해서이다. 8기의 국내 원전 압력용기에 대하여 모재의 경우 30개, 용접부의 경우 29개의 감시시험 캡슐의 시험자료를 사용하였다³⁻¹⁰⁾.

각 원전의 감시시험 결과 얻어진 압력용기의 Cu와 Ni 성분 함량, fluence f에 대한 ΔRT_{NDT} 값들을 활용하였다. 모재의 경우 압력용기의 방향성을 고려하여 원주방향 및 축방향의 ΔRT_{NDT} 값이 얻어지나, 본 연구에서는 두 방향의 값 중에서 평가에 영향을 주는 큰 ΔRT_{NDT} 값을 선택하여 분석에 사용하였다.

Regulatory Guide 1.99, Rev.2에 의하면 chemistry factor 값은 Cu와 Ni의 함량에 따라 결정되고, ΔRT_{NDT} 는 chemistry factor와 fluence 함수로 결정된다. 정확한 ΔRT_{NDT} 값을 결정하기 위해 Cu 및 Ni의 함량 관계, 그리고 fluence 함수들을 어떻게 결정해야 하는지에 대한 연구가 1980년대 초부터 많이 수행되었다^{11,12)}. 여러 가지 함수 중에서 본 연구에서는 chemistry factor가 식(4)와 같은 선형식으로 표현된다고 가정하였다^{13,14)}.

$$CF = A C_{Cu} + B C_{Ni} + C \quad (4)$$

여기서 A, B는 계수이며, C_{Cu} 는 Cu의 함량, C_{Ni} 는 Ni의 함량, C는 상수를 나타낸다.

식(4)와 같이 가정한 chemistry factor에 대하여 가압열충격 평가에서 여유값의 크기에 어떻게 영향을 주는지에 대한 분석을 수행하였다. Regulatory Guide 1.99에 대한 규제 절차를 그대로 사용하였으며, Cu 및 Ni 함량의 적용구간은 감시시험 결과 얻어진 구간에서만 적용이 가능하다고 가정하였다. 식(1-1)에서 보듯이 여유값의 적용은 ΔRT_{NDT} 계산 단계에서 적용되므로 본 연구에서는 식(4)와 같은 CF 식에 식(1-3)과 같은 ff 함수가 곱해진 형태, 즉 식(5)와 같이 ΔRT_{NDT} 가 표현된다고 가정하였다.

$$\begin{aligned} \Delta RT_{NDT} &= CFF = CF \times ff \\ &= (A C_{Cu} + B C_{Ni} + C) \times ff \end{aligned} \quad (5)$$

식(5)와 같은 가정과 국내 원전 감시시험 자료를 사용하여 상용 회귀 분석 소프트웨어로 분석을 수행하여 Table 1에 나타내었다¹⁵⁾.

Table 1에서 보듯이 감시시험 자료로부터 얻어진 회

Table 1 Regressions of ΔRT_{NDT} for base metal and welds

Mat'l	A	B	C	σ_s	R^2
BM	-39.73	-57.19	87.20	16.5	0.930
W	726.75	-8.33	25.10	28.9	0.914

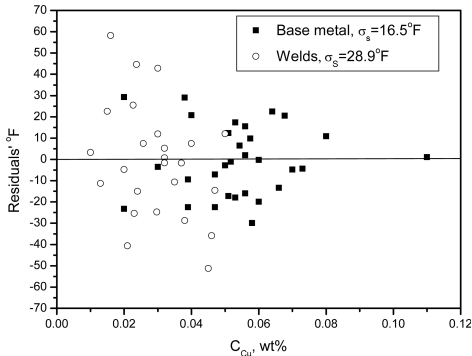


Fig. 1 Residuals from ΔRT_{NDT} for base metal and welds with Cu content

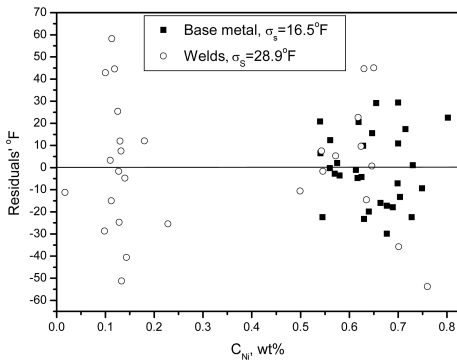


Fig. 2 Residuals from ΔRT_{NDT} for base metal and welds with Ni content

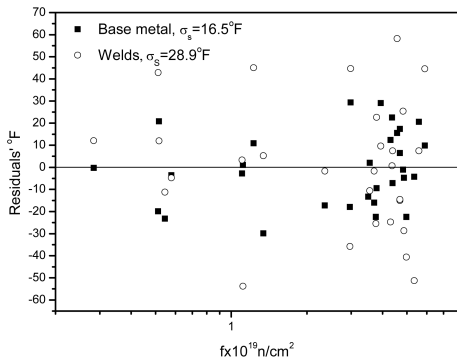


Fig. 3 Residuals from ΔRT_{NDT} for base metal and welds with fluence

회귀분석 결정계수(R^2)를 보면 모재 및 용접부 모두 0.9 이상으로서 비교적 좋은 선형성을 나타내고 있다. 회귀분석 결과 표준편차(σ_s)는 모재의 경우 $16.5^\circ F$, 용접부의 경우 $28.9^\circ F$ 로 계산되었다. 감시시험의 경우 온도 단위로 $^\circ F$ 를 사용하였으므로 본 연구에서도 혼란을 피하기 위해 그대로 사용하였다.

G.L.Guthrie의 연구 결과에 의하면 외국 경수로의 감시시험 자료들로부터 얻은 ΔRT_{NDT} 표준편차는 모재의 경우 $15.56^\circ F$, 용접부의 경우 $26.42^\circ F$ 를 얻은 바 있다¹⁴⁾. 또한 Regulatory Guide 1.99의 경우 가압열충격 평가를 수행하는 경우 모재에 대하여 표준편차를 $17^\circ F$, 그리고 용접부에 대하여 $28^\circ F$ 를 제시하고 있다. 국내 원전 감시시험 자료들의 회귀분석으로부터 얻어진 Table 1과 같은 표준편차 값들은 앞의 연구 결과에서 얻어진 표준편차 값들과 잘 일치하고 있음을 알 수 있다.

모재 및 용접부에 대하여 국내 원전 감시시험 자료를 사용하여 Table 1과 같은 분석결과 얻어진 Cu 및 Ni, 그리고 fluence에 대한 ΔRT_{NDT} 의 잔차(residuals)를 Fig. 1, 2, 3에 나타내었다. 그림에서 보듯이 모재에 비해 용접부의 경우 감시시험 자료의 산포도가 큰 것을 알 수 있다. 또한 감시시험으로부터 얻어진 용접부 시험자료의 경우 모재에 비해 낮은 Cu 및 Ni 함량 영역에서 주로 얻어진 것을 알 수 있다.

4.2 Chemistry factor 해석

식(5)를 이용하여 회귀분석된 결과로부터 Cu와 Ni의 함량에 따른 chemistry factor 함수를 얻을 수 있다. 이와 같이 감시시험 자료 분석으로부터 얻은 결과와 Regulatory Guide 1.99에서 제시하고 있는 Cu와 Ni 함량에 따른 chemistry factor의 경향을 비교하고자 하였다. 그래프 형태로 비교하기 위해 감시시험에 사용된 Cu와 Ni의 함량 영역에서 Regulatory Guide 1.99, Rev.2 Table 1과 Table 2에 제시된 chemistry factor를 식(4)와 같이 가정하여 회귀분석 하였다.

Fig. 4와 5에 Cu에 함량에 따른 모재 및 용접부에 대한 chemistry factor를 비교하였다. 그림에서 CF_s 는 감시시험으로부터 얻어진 chemistry factor의 회귀분석 그래프이며, CF_R 은 Regulatory Guide에 제시된 chemistry factor로부터 얻어진 회귀분석 그래프이다. 그림에서 보듯이 Regulatory Guide 1.99, Table 1과 Table 2의 chemistry factor 자료들이 식(4)와 같이 가정한 회귀분석 그래프를 잘 만족하는 것을 알 수 있다. 따라서 국

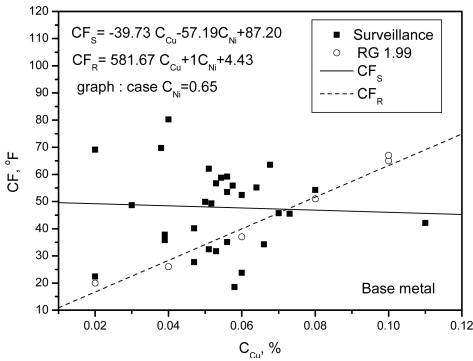


Fig. 4 Chemistry factor (CF) and Cu content relationships for base metal

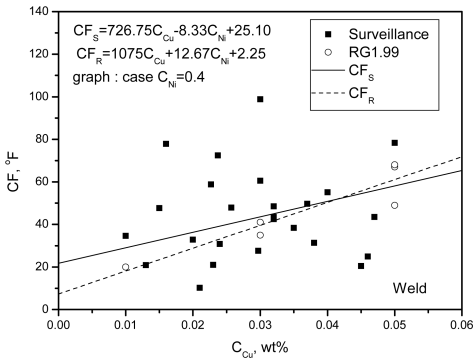


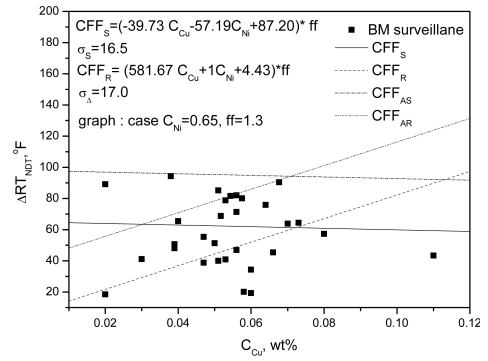
Fig. 5 Chemistry factor (CF) and Cu content relationships for welds

내 원전 감시시험 자료의 분석에 식(4)와 같은 가정식으로 chemistry factor가 표현될 수 있다는 가정은 어느 정도 적절하다고 생각할 수 있다.

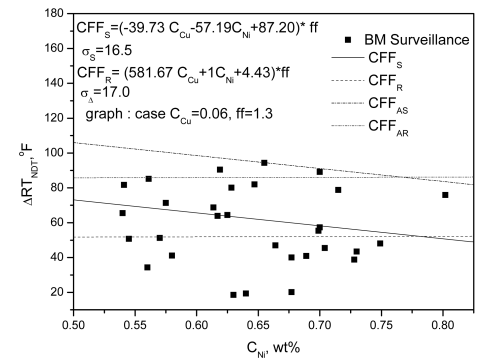
Fig. 4, 5에 표시된 chemistry factor의 회귀분석식과 그래프에서 보듯이 Regulatory Guide 1.99에 비해 감시시험 자료의 경우 chemistry factor에 대한 Cu의 함량 효과가 적게 나타나고 있다. 모재의 경우 Cu 함량이 증가함에 따라 오히려 다소 감소하는 경향을 보이고 있으며, Ni의 경우에도 모재 및 용접부 모두 Ni 함량 증가에 따라 chemistry factor가 감소하는 경향을 보이고 있다. 모재에 비해 용접부의 경우 감시시험 회귀분석 그래프와 Regulatory Guide 1.99의 회귀분석 그래프가 더욱 일치하는 경향을 보이고 있다.

4.3 가압열충격 평가 여유도 해석

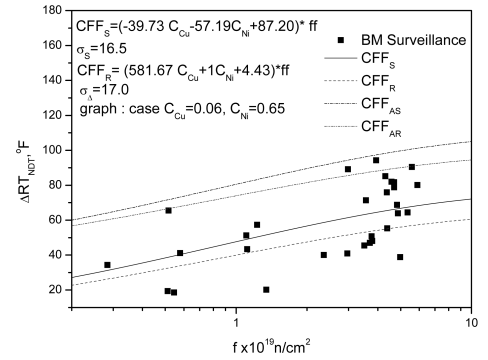
국내 원전 감시시험 결과로부터 얻어진 ΔRT_{NDT} 자료에 대한 그래프와 표준편차를 사용하여 압력용기



(a)



(b)



(c)

Fig. 6 Comparison of ΔRT_{NDT} (CFF) regression graphs as a function of (a) Cu content, (b) Ni content, and (c) fluence, which are obtained surveillance test and Regulatory Guide 1.99 for base metal

의 가압열충격을 평가하는 경우와 Regulatory Guide 1.99에서 제시하고 있는 chemistry factor와 여유값을 사용하여 평가하는 경우에 대한 차이를 Fig. 6과 7에 비교하였다.

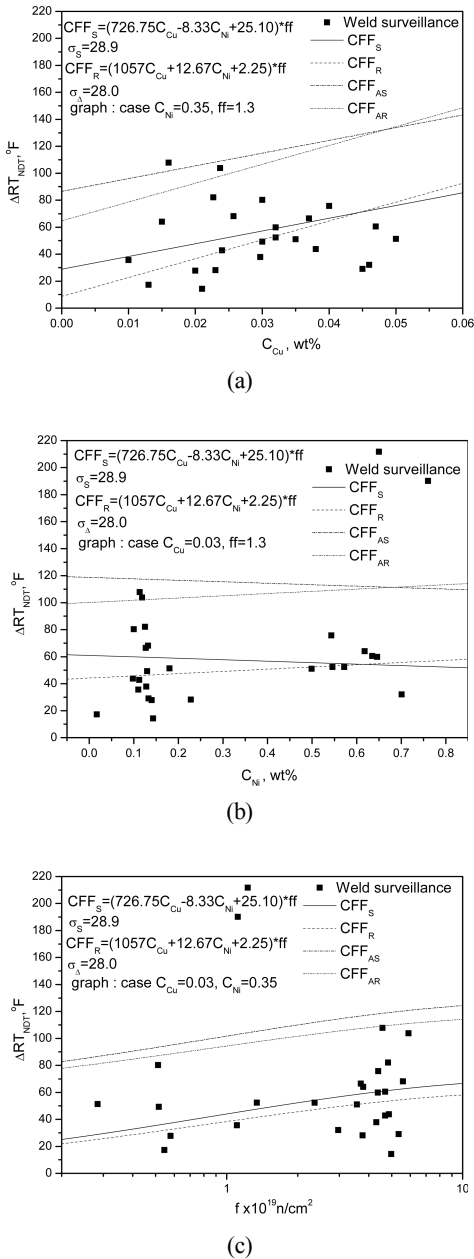


Fig. 7 Comparison of ΔRT_{NDT} (CFF) regression graphs as a function of (a) Cu content, (b) Ni content, and (c) fluence, which are obtained surveillance test and Regulatory Guide 1.99 for welds

Fig. 6, 7에서 CFF_S 는 그림의 x 축에 표시된 Cu 혹은 Ni 함량, 혹은 f에 대하여 국내 감시시험 자료로부터 얻어진 ΔRT_{NDT} 그래프를 나타내며, CFF_{AS} 는 CFF_S 에 본 연구에서 얻어진 표준편차의 2배에 해당하는 여유

값($2\sigma_s$)만큼 더하여 이동 시킨 그래프이다. CFF_R 은 그림에 표시된 Cu 혹은 Ni 혹은 f에 대하여 Regulatory Guide 1.99로부터 얻어진 ΔRT_{NDT} 그래프를 나타내며, CFF_{AR} 는 CFF_R 에 Regulatory Guide에서 제시한 여유값, 즉 모재 34 $^{\circ}F$, 용접부 56 $^{\circ}F$, 만큼 이동시킨 그래프이다. 이와 같이 Fig. 6, 7에서 여유값 만큼 이동시킨 그래프들을 비교한 이유는 식(1-1)에서 보듯이 분석 결과 얻어진 chemistry factor와 여유값을 사용하여 계산되는 RT_{PTS} 값의 경향을 Regulatory Guide 1.99와 비교하기 위해서이다.

Fig. 6에서 보듯이 국내원전의 감시시험 자료로부터 얻어진 모재에 대한 ΔRT_{NDT} 의 경우 Regulatory Guide를 사용하는 것에 비해 낮은 Cu 및 낮은 Ni 함량 영역에서 높게 나타나고 있다. Fluence에 대한 효과는 낮은 Cu와 Ni 함량 조건에서 얻어진 그래프이므로 감시시험 자료의 경우 높게 나타나고 있다.

Fig. 7에서 보듯이 용접부의 경우도 Fig. 6과 마찬가지로 Regulatory Guide의 자료를 사용하는 것에 비해 낮은 Cu 및 낮은 Ni 함량 영역에서 ΔRT_{NDT} 가 높게 나타나고 있다. 이와 같이 Fig. 6, 7의 결과에서 보듯이 대부분의 원전의 Cu 및 Ni의 함량이 그림의 x 축과 같은 영역에 있다고 볼 때, Regulatory Guide 1.99, Rev.2의 chemistry factor를 사용하는 경우 국내 압력용기 일부 재료에 대하여 RT_{PTS} 평가를 신뢰성 있게 예측하지 못할 수 있다.

국내 원전의 경우 압력용기의 Cu 및 Ni의 함량으로 Regulatory Guide 1.99에 따라 chemistry factor를 구하여 사용하는 것이 아니라 호기 별로 감시시험을 수행하여 직접 ΔRT_{NDT} 를 측정하고 있다. 또한 본 논문에서 얻어진 여유값이 Regulatory Guide 1.99에서 제시하는 여유값과 거의 비슷하므로 국내 원전의 RT_{PTS} 평가는 충분한 신뢰도를 가지고 있다고 생각된다. 더욱이 본 연구에서 제시한 낮은 Cu 및 Ni 함량 영역을 갖는 압력용기의 경우 10CFR50.61에서 제시하고 있는 허용값보다 매우 작은 RT_{PTS} 값이 보고되고 있다(4-10).

4.4 호기 별 원전 여유도 해석

본 연구에 사용된 8기의 원전 압력용기는 SA508 class 2 단조강, SA533-B-1 저합금강 판재, SA508 class 3 강 of 3 가지 종류의 재료로 각각 제작되었다. 각각의 재료에 따라 가압열충격 평가에 대한 조사 특성 및 파괴역학적 특성이 서로 다를 수 있다고 생각할 수 있

으나 Regulatory Guide의 경우 재료의 종류에 상관없이 Cu와 Ni의 함량, 그리고 압력용기의 모재 및 용접부에 의해서만 결정이 된다. 따라서 본 연구에서는 각각의 재료에 따른 분석은 수행하지 않았다. 또한 각각의 재료에 대해서 구별하여 분석하기에는 국내 원전의 시험자료가 충분하지 않은 상태이다.

이처럼 압력용기의 재료 혹은 운전조건이 각 호기마다 다르므로 전체 호기에 대한 ΔRT_{NDT} 시험자료에서 얻어진 표준편차는 같은 재료 및 같은 운전조건인 한 개의 호기에서 얻어지는 표준편차에 비해 당연히 크다고 예상할 수 있다. 본 연구에 사용된 전체 8개의 원전 호기 중에서 4개 이상의 캡슐 감시자료가 있는 호기를 선정하여 분석하였다. Table 2에서 보듯이 8개의 호기 중 6개의 호기만이 4개 이상의 캡슐자료가 있어 식(5)와 같은 가정으로 회귀분석을 수행하였다. 모재와 용접부 각각에 대하여 호기 별로 얻어진 감시시험 자료의 개수가 5개 이하이므로 각 호기별로 구해진 표준편차의 경우 절대값의 의미는 크지 않으나 경향을 파악하기 위해서는 의미가 있을 것으로 생각되었다.

Table 2에서 보듯이 분석결과 각 호기 별 얻어진 표준편차는 전체 호기 시험자료에서 얻어진 모재 16.5°F, 용접부 28.9°F 보다 작은 것을 알 수 있다. 이와 같은 결과는 각각의 원전 평가의 경우 감시시험을 수행하여 chemistry factor를 구하고 여기에 여유값을 적용할 때 전체 호기에서 얻어진 여유값보다는 작은 여유값을 적용할 수 있다는 것으로 의미한다.

식(1-2)를 이용하여 시험자료들에 대한 최적 곡선을 결정하여 이 최적곡선에 대한 ΔRT_{NDT} 값의 변위가 용접부는 28°F, 모재는 17°F 이하인 경우 Regulatory Guide에서 제시하고 있는 여유값의 1/2인 용접부 28

°F, 모재 17°F의 여유값을 적용하여도 감시시험 없이 Regulatory Guide에 의해 chemistry factor를 결정하고 모재 34°F, 용접부 56°F의 여유값을 적용하는 경우에 비해 충분한 신뢰도를 가지고 있다고 예측할 수 있다.

최적 곡선으로부터 신뢰 한계인 용접부 28°F와 모재 17°F를 벗어나는 경우 여유값 56°F 혹은 34°F를 적용하는 방법은 Table 1과 같이 전체 호기에서 얻어진 표준편차를 고려하는 경우 충분한 신뢰도를 제공하는 것을 예상할 수 있다.

5. 결론

약 30여년 동안 축적된 국내 원전 감시시험 자료들의 ΔRT_{NDT} 회귀분석을 통해 얻은 chemistry factor와 Regulatory Guide 1.99, Rev.2에서 제시하고 있는 chemistry factor를 비교하였으며, 국내 원전 압력용기의 가압열충격 평가에 필요한 여유값을 분석하였다.

Chemistry factor를 Cu와 Ni 함량의 선형 식으로 가정하여 ΔRT_{NDT} 에 대한 회귀분석을 수행하였다. 압력용기의 모재 감시시험 분석의 경우 표준편차가 16.5°F로서 Regulatory Guide 1.99에서 제시하고 있는 σ_s 값 17°F와 거의 비슷한 값을 얻었으며, 용접부의 경우에도 28.9°F로서 Regulatory Guide 1.99의 28°F와 거의 비슷한 값을 얻었다. 국내 원전의 감시시험 자료로부터 얻어진 모재와 용접부에 대한 ΔRT_{NDT} 의 경우 Regulatory Guide를 사용하는 것에 비해 낮은 Cu 및 낮은 Ni 함량 영역에서 높게 계산되었다. 이와 같은 결과는 대 부분의 원전의 Cu 및 Ni의 함량이 본 연구에서 사용된 영역에 있다고 볼 때 Regulatory Guide 1.99, Rev.2의 chemistry factor를 사용하는 경우 국내 압력용기 일부 재료에 대하여 RT_{PTS} 평가를 신뢰성 있게 예측하지 못할 수 있다는 것을 의미한다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부의 원자력증장기사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. H.J. Lee, B.S. Lee, B.C. Kim, J.W.Hong, 2005, "Application of Fracture Toughness Master Curve

Table 2 Standard deviation obtained from the regression of ΔRT_{NDT} for each nuclear power plant

NPP No.	σ_s (Base metal)	σ_s (Weld)
NPP-1	0.3	4.9
NPP-2	3.1	6.9
NPP-3	1.5	-
NPP-4	7.5	5.8
NPP-5	11.6	1.7
NPP-6	3.1	2.9

- Method for RTPPTS Evaluation of Reactor Pressure Vessel”, KAERI/TR-3024/2005.
2. USNRC, 1988, Regulatory Guide 1.99, Revision 2.
 3. KEPCO, 2000, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule P) of Kori Nuclear Power Plant Unit 1”, KAERI-ST-K1-003/00.
 4. KEPCO, 2001, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule N) of Kori Nuclear Power Plant Unit 2”, KAERI-ST-K2-007/01.
 5. KHNP, 2004, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule Y) of Kori Nuclear Power Plant Unit 3”, KAERI-ST-K3-006/04.
 6. KHNP, 2004, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule Y) of Kori Nuclear Power Plant Unit 4”, KAERI-ST-K4-001-1/04.
 7. KHNP, 2005, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule Y) of Yonggwang Nuclear Power Plant Unit 1”, KAERI-ST-Y1-001/05.
 8. KHNP, 2006, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule Y) of Yonggwang Nuclear Power Plant Unit 2”, KAERI-RIS- ST-06-01.
 9. KHNP, 2002, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule Y) of Ulchin Nuclear Power Plant Unit 1”, KAERI-ST-U1-006/02.
 10. KHNP, 2003, “Final Report for the 5th Surveillance Test of the Reactor Pressure Vessel Material (Capsule Y) of Ulchin Nuclear Power Plant Unit 2”, KAERI-ST-U2- 007/03.
 11. T.R. Mager, S.E. Yanichko and R.G. Lott, 1988, “Recent Experience in Pressure Vessel Materials Irradiation, Int. J. Pres. Ves. & Piping 34, pp. 171-185.
 12. F.J. Blom, 2007, “Reactor pressure vessel embrittlement of NPP borssele: Design lifetime and lifetime extension”, Nuclear Engineering and Design 237, pp. 2098-2104.
 13. J.S. Son, S.J. Song, C.H. Jung, Y.S. Kang., 2004, “Choi-Sin Statistics”, Dong-Hwa technology, pp. 41-66.
 14. G.L. Guthrie, 1984, “Charpy trend-curve development based on PWR surveillance data, Nuclear Engineering and Design 86, pp. 79-86.
 15. Microsoft Excel, regression software.