

가압열충격 사고시 클래드 하부균열 안전성 평가 방법에 관한 연구

구본걸* · 김진수* · 최재봉* · 김영진*

A Study on the Integrity Evaluation Method of Subclad Crack under Pressurized Thermal Shock

Bon-Geol Koo, Jin-Su Kim, Jae-Boong Choi, Young-Jin Kim

Key Words: Reactor pressure vessel(원자로 압력용기), Subclad crack(클래드하부균열), Cladding(클래딩), Surface crack(표면균열), Pressurized thermal shock(가압열충격), Stress intensify factor(응력확대계수)

Abstract

The reactor pressure vessel is usually clad with stainless steel to prevent corrosion and radiation embrittlement, and number of subclad cracks have been found during an in-service-inspection. Therefore assessment for subclad cracks should be made for normal operating conditions and faulted conditions such as PTS. Thus, in order to find the optimum fracture assessment procedures for subclad cracks under a pressurized thermal shock condition, in this paper, three different analyses were performed, ASME Sec. XI code analysis, an LEFM(Liner elastic fracture mechanics) analysis and an EPFM(Elastic plastic fracture mechanics) analysis. The stress intensity factor and the Maximum RT_{NDT} were used for characterizing. Analysis based on ASME Sec. XI code does not completely consider the actual stress distribution of the crack surface, so the resulting Maximum allowable RT_{NDTS} can be non-conservative, especially for deep cracks. LEFM analysis, which does not consider elastic-plastic behavior of the clad material, is much more non-conservative than EPFM analysis. Therefore, It is necessary to perform EPFM analysis for the assessment of subclad cracks under PTS.

1. 서론

냉각재상실사고(loss of coolant accident; LOCA)와 같은 비상사고가 발생하여 비상노심냉각계통(emergency core cooling system)이 가동되면 냉각수가 원자로의 노심대(beltline)로 흘러 들어오게 되며, 이에 따라 원자로벽에 심한 열구배를 형성하여 큰 열응력을 유발할 뿐만 아니라 재료의 파괴인성치를 급격히 감소시키게 된다. 이러한 환경하에서 높은 내부압력이 존재하거나 압력이 재상승하는 현상을 가압열충격(pressurized thermal

shock; PTS)이라 한다. PTS와 같은 비상사고시에는 내압에 의한 기계적 응력과 더불어 온도변화에 따른 열응력이 구조물 건전성 평가에 큰 영향을 미치게 된다. 따라서 PTS 사고 발생시 정확한 안전성 평가는 매우 중요하며, 최근 이에 관한 많은 연구들이 진행되고 있다.^(1~4)

원자력발전소 주요기기의 경우, 페라이트(ferritic) 재료로 이루어진 모체가 운전환경에 의해 부식되는 것을 방지하기 위해 스테인리스강(stainless steel)과 같이 부식에 강한 재료로 내벽을 클래드(clad)하게 된다. 이렇게 클래드된 재료와 모체 경계면 사이에는 균열이 존재할 확률이 높으며, 이를 클래드 하부균열이라 정의한다.

ASME Sec. XI⁽⁵⁾에서는 클래드 하부균열에 대한 안전성 평가를 위해 타원 또는 반타원 균열로

* 회원, 성균관대학교 기계공학부

이상화하도록 규정하고 있으며, 선형탄성 파괴역학 이론을 적용하여 안전성 평가를 수행하고 있다. 그러나 PTS 사고시에는 내압 및 급격한 온도 구배로 인한 열응력으로 클래드부에 높은 인장응력이 발생하며, 재료가 탄소성 파괴 거동을 보일 수 있다. 따라서 클래드 하부균열에 대한 정확한 안전성 평가를 위해서는 탄소성 거동을 고려한 안전성 평가 방법이 필요하다.

김진수⁽⁶⁾ 등은 PTS 사고시 클래드 하부균열에 대한 이상화 방법의 타당성에 관한 연구를 수행하였으며, 이상민⁽⁷⁾은 PTS 사고시 표면균열에 대한 최대허용 RT_{NDT} 산출을 통해 원자로의 건전성 평가방법에 관한 연구를 수행하였다. 한편, OECD/NEA에서는 원자로와 같은 대형구조물의 파괴해석 및 파괴거동을 파악하기 위해 FALSIRE(fracture analysis of large scale international reference experiments)⁽⁸⁾를 제안하여, PTS 사고시 원자로 용기의 파괴거동에 관한 연구를 수행하였다. 최근 EC(european commission)에서는 NESCE(network for evaluation structural components)⁽⁹⁾를 통해 회전 실린더 실험을 통한 PTS 사고의 묘사, 클래드 하부균열과 얇은 균열에 대한 파괴거동 실험을 수행하고 있다.

특히 최근 PNNL(pacific northwest national laboratory)에서는 가동을 중지한 두 개의 원자로 RPV내부에서 비파괴 및 파괴 검사를 통해 균열을 조사하였다.⁽¹⁰⁾ 그 결과 표면균열은 전혀 발견되지 않은 반면, 상당히 많은 수의 클래드 하부균열이 발견되었다. 하지만 클래드 하부균열이 존재하는 원자로 용기에 대한 건전성 평가방법은 아직까지 정립된 바 없다. 따라서 본 연구에서는 PTS사고시 클래드 하부균열이 존재하는 원자로 용기에 대한 건전성 평가방법을 정립하기 위해, ASME Sec. XI에 의한 해석, 탄성유한요소해석 및 탄소성유한요소해석을 통해 얻은 응력확대계수와 최대허용 RT_{NDT} 를 비교하였다.

2. 관련이론

2.1 클래드 하부균열의 이상화

ASME Sec. XI, IWB 3610에 따르면 클래드 하부균열(Fig. 1)은 S 와 a 의 관계에 따라 반타원형 표면균열 또는 타원형 내부균열로 이상화된다. 이상화 기준은 식(1)과 같다.

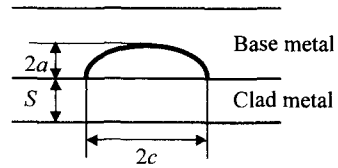


Fig. 1 Subsurface flaw of clad components

$$\begin{aligned} S &\geq 0.4a \text{ (내부균열)} \\ S &< 0.4a \text{ (표면균열)} \end{aligned} \quad (1)$$

2.2. 표면균열에 대한 응력확대계수 계산

표면균열의 경우, ASME Sec. XI에서는 3차 다항식 형태로 이상화된 응력분포를 이용하여 응력확대계수를 계산한다. 표면균열에 대한 응력확대계수 계산식은 다음과 같다.

$$\begin{aligned} K = [&(A_0 + A_p)G_0 + A_1G_1 + A_2G_2 \\ &+ A_3G_3] \sqrt{\pi a/Q} \end{aligned} \quad (2)$$

여기서

A_p = 내압

G_0, G_1, G_2, G_3 = 자유표면수정계수

Q = 결함형상매개변수

A_0, A_1, A_2, A_3 = 응력분포식의 각 계수

2.3. 내부균열에 대한 응력확대계수 계산

내부균열의 경우, 응력분포는 표면균열과 달리 벽두께 방향으로 선형적으로 변화한다고 가정한다. 내부균열에 대한 응력확대계수 계산식은 다음과 같다.

$$K = [\sigma_m M_m + \sigma_b M_b] \sqrt{\pi a/Q} \quad (3)$$

여기서

σ_m = 막응력(membrane stress)

σ_b = 굽힘응력(bending stress)

M_m = 막응력 수정계수

M_b = 굽힘응력 수정계수

Q = 균열형상매개변수

2.4. 최대허용 RT_{NDT} 평가 방법

PTS 사고시 균열의 안전성 평가를 위해서는

균열에 대한 최대응력확대계수 K_I 이 파괴인성치 K_{IC} 를 넘지않아야 한다. ASME Sec. XI에서는 균열전파여부를 판단할 수 있는 파괴인성치 K_{IC} 곡선을 다음과 같이 정의하고 있다.

$$K_{IC} = 33.2 + 20.734 \exp[0.02(T - RT_{NDT})] \quad (4)$$

식 (4)에서 K_{IC} 곡선은 균열선단에서의 온도(T)와 기준 무연성천이온도(nil-ductility reference temperature; RT_{NDT})의 함수이다. 일반적으로 균열선단에서의 온도는 유한차분법, 유한요소법등을 통해 구하며, RT_{NDT} 는 각 재료에 대한 최대허용치로 주어진다. 따라서 최대허용 RT_{NDT} 산정을 통해 파괴인성치 결정 및 안전성 평가를 수행하게 된다.

최대허용 RT_{NDT} 를 구하는 방법은 Fig. 2에서와 같이 접선허용기준(tangent criteria)과 최대허용기준(maximum criteria) 두 가지로 나뉜다. 접선허용기준은 K_I 곡선과 K_{IC} 곡선이 만나는 지점에서의 RT_{NDT} 값을 최대허용 RT_{NDT} 라 정의한다. 최대허용기준은 응력확대계수가 일정하게 유지되거나 감소하는 동안에는 비록 이것이 파괴인성치보다 크더라도 균열은 진전되지 않는다는 warm prestressing 효과를 고려한 것으로 K_{IC} 곡선이 K_I 곡선의 최대점과 만나는 지점에서 최대허용 RT_{NDT} 를 정의한다.

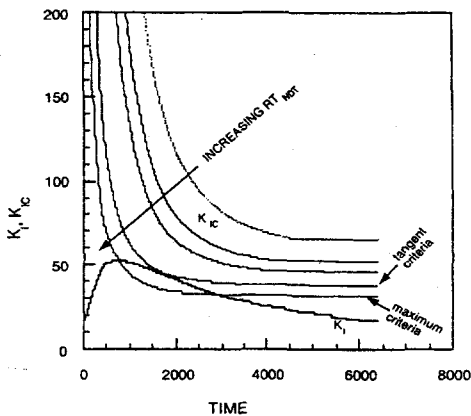


Fig. 2 Determination of maximum allowable RT_{NDT}

3. 유한요소해석

본 연구에서는 원자로 압력용기 내부에 존재하는 원주방향 클래드 하부균열에 대한 안전성 평가 방법을 확립하기 위해 다양한 해석방법을 이용한 안전성 평가를 수행하였다. 해석은 ASME Sec. XI에 의한 해석, 탄성 유한요소해석 및 탄소성 유한요소해석으로 나누어 수행하였으며, 각 경우에 대한 응력확대계수와 최대허용 RT_{NDT} 를 비교함으로써, 안전성평가방법을 확립하고자 하였다. 유한요소해석은 범용유한요소해석 프로그램인 ABAQUS⁽¹¹⁾를 사용하였으며, 3차원 유한요소해석을 수행하였다. 유한요소해석은 클래드부를 탄성, 탄소성거동으로 가정한 경우로 나누어 수행하였으며 탄소성 해석시에는 완전탄소성(elastic fully-plastic)거동을 보인다고 가정하였다.

해석에 사용된 모델은 국내에서 현재 가동중인 발전소의 원자로 압력용기이며 내반경은 1676.40mm, 모재의 두께는 165.10mm이다.

클래드 하부균열 형상은 균열깊이비(a/t)가 1/20, 1/10, 1/4인 3가지 경우에 대하여 해석을 수행하였고, 이를 통해 균열두께의 영향을 파악할 수 있도록 하였다. 균열형상비(a/c)는 1/3로, 클래드 두께는 3.175mm로 고정시켰다. 해석에 사용한 PTS사고 조건은 주증기관 파단사고(Main Steam Line Break; MSLB)⁽¹²⁾이다.

유한요소모델은 대칭성을 고려하여 원통형 압력용기의 1/4만을 모델링하였으며, 해석에 사용된 모델은 20 절점 사각 주요소(quadratic brick

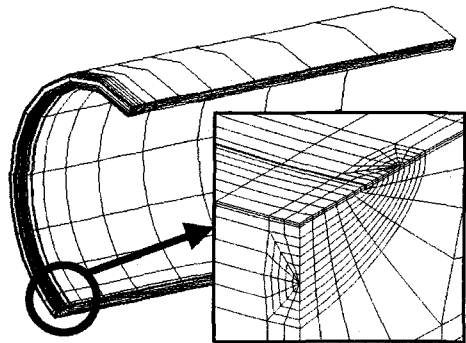


Fig. 3 A typical finite element mesh for $a/t = 1/4$

element)로 구성하였다.

균열부는 Fig. 3의 확대된 부위에서 보이는 것처럼 5×8 집중요소망(focused mesh)으로 구성하였다. Fig. 3은 클래드 하부균열에 대한 3차원 유한요소모델의 한 예이다.

4. 유한요소해석결과

4.1. 응력확대계수

응력확대계수는 가상균열 진진법에 의한 영역적분법⁽¹³⁾을 통해 계산된 J 적분값으로부터 구하였다. 본 연구에서는 균열 최심점에서의 J 적분값으로부터 계산한 응력확대계수값을 비교하였다. 최심점에서의 응력확대계수는 평면 변형률 조건으로 가정하여 구하였다. 평면변형률 조건에서의 J 와 K 의 관계는 다음과 같다.

$$K = \sqrt{\frac{JE}{1-\nu^2}} \quad (5)$$

Fig. 4-6은 각 균열형상에 대해 세가지 다른 해석방법에 따른 응력확대계수 계산결과를 나타낸 것이다. ASME Sec. XI 방법은 식(1)에 따라 균열 깊이비(a/t)가 1/20인 경우는 내부균열로, 1/10, 1/4인 경우는 표면균열로 이상화하여 응력확대계수 분포를 구하였다. 이때 응력분포는 클래드부의 탄소성거동을 고려하지 않는 탄성해석 결과를 사용하였다. 균열깊이가 가장 얇은 경우(Fig. 4),

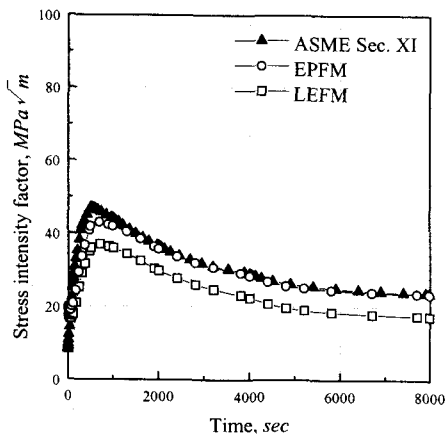


Fig. 4 A distribution of stress intensity factors. for $a/t = 1/20$

ASME Sec. XI 방법에 의한 응력확대계수분포가 가장 높게 나타났으며, 탄성해석결과가 가장 낮게 나타났다. 탄소성해석결과는 탄성해석에 비해 약 16%크게 나타났다. 이는 PTS 사고시 Fig. 7과 같이 클래드부에는 항복응력을 넘는 큰 응력이 발생하며, 따라서 탄성해석에서는 클래드부의 실제거동을 제대로 모사하지 못하기 때문인 것으로 판단된다.

균열깊이비가 각각 1/10(Fig. 5), 1/4(Fig. 6)인 경우 A영역에서는 ASME Sec. XI에 의한 방법이

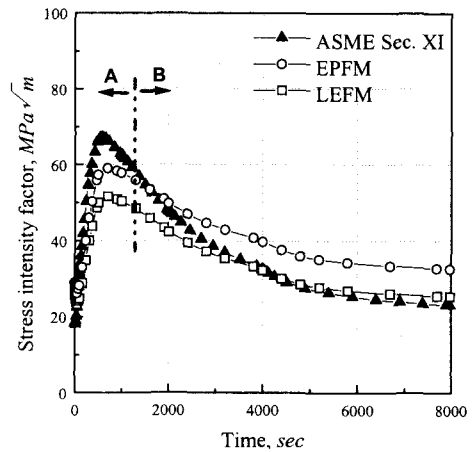


Fig. 5 A distribution of stress intensity factors. for $a/t = 1/10$

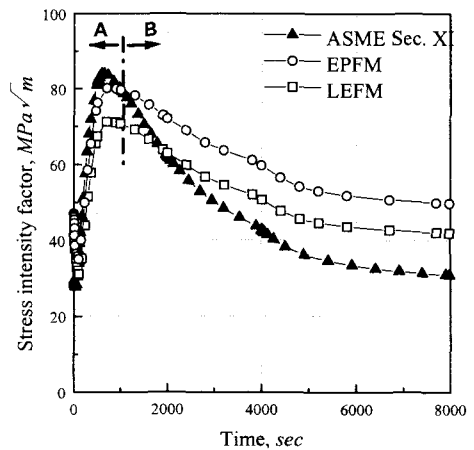


Fig. 6 A distribution of stress intensity factors. for $a/t = 1/4$

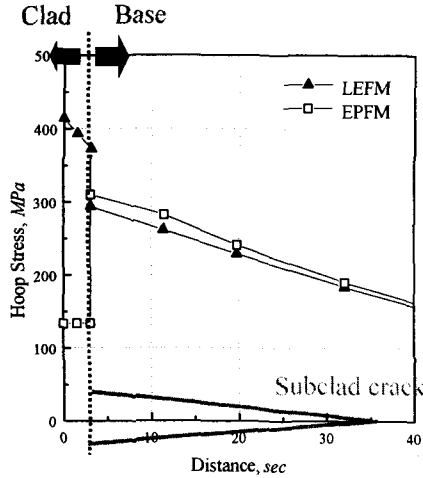


Fig. 7 A distribution of hoop stress
($a/t = 1/4, 700\text{sec}$)

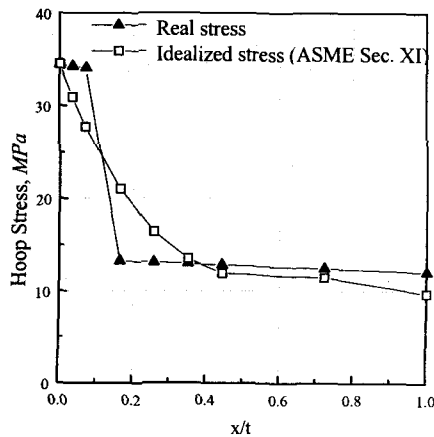


Fig. 8 A distribution of hoop stress
($a/t = 1/4, 4000\text{sec}$)

가장 높게 나타나지만 B영역에서는 다른 해석결과에 비해 더 낮게 나타난다. 이는 B영역에서는 Fig. 8에서와 같이 응력확대계수 계산에 사용되는 3차 응력분포식이 클래드 부위에서의 높은 응력분포거동을 제대로 묘사하지 못하기 때문인 것으로 판단된다. 따라서, ASME Sec. XI의 3차 응력분포식은 PTS 사고시 경우에 따라 비보수적인 해석결과를 초래한다.

탄소성 해석결과는 결함형상비가 1/20인 경우

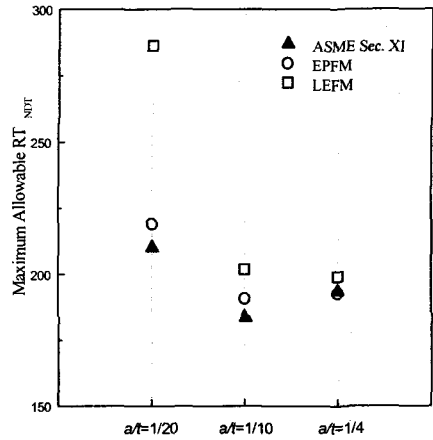


Fig. 9 Comparison of maximum allowable RT_{NDT}

와 마찬가지로 탄성해석에 비해 높게 나타난다. 따라서 탄성해석을 이용한 해석방법은 탄소성해석에 비해 비보수적인 해석결과를 초래할 수 있음을 확인하였다.

4.2. 최대허용 RT_{NDT}

본 연구에서는 클래드 하부균열에 대한 안전성 평가를 위해서 전술한 응력확대계수분포로부터 최대허용기준을 이용하여 최대허용 RT_{NDT} 를 구하였다.

Fig. 9는 균열깊이비에 따라 각 해석방법에 따른 최대허용 RT_{NDT} 값을 나타낸 것이다. 결함형상비가 1/20, 1/10인 경우 ASME Sec. XI의 평가방법이 가장 작은 허용 RT_{NDT} 값을 나타낸다. 이는 ASME Sec. XI이 가장 보수적인 결과를 나타냄을 의미한다. 그러나 1/4인 경우 ASME Sec. XI의 방법은 탄소성해석결과에 비해 크게 나타난다. 이는 ASME Sec. XI의 방법이 비보수적임을 의한다. 탄성해석결과는 탄소성해석에 비해 모든 경우에 대해 더 큰 값을 나타낸다. 이러한 경향은 결함형상비가 얇아질수록 두드러진다. 즉 클래드부의 탄소성거동을 고려하지 않은 탄성해석은 실제경우와 동떨어진 비보수적인 해석결과를 초래하며 결함 깊이가 얇아질수록 더욱 비보수적이다.

5. 결론

본 연구에서는 PTS 사고로 인한 열응력발생시 클래드된 원자로 압력용기에 존재하는 클래드 하부결함에 대한 안전성평가방법을 확립하기위해 ASME Sec. XI, 탄소성유한요소해석 및 탄소성유한요소해석을 통해 응력확대계수와 최대허용 RT_{NDT} 를 비교하였다. 총 6가지 경우에 대한 3차원 유한요소해석을 수행하였으며, 결론은 다음과 같다.

(1) ASME Sec. XI에 의한 평가방법은 균열면에서의 응력분포를 제대로 고려하지 못하므로 경우에 따라 비보수적이다.

(2) 클래드부의 탄소성거동을 고려하지 않은 탄성해석은 실제경우에 비해 비보수적인 해석결과를 초래한다.

(3) 가압열충격 사고시 클래드 하부균열에 대한 안전성평가를 위해서는 클래드부의 탄소성거동을 고려한 해석이 필요하다.

후기

본 논문은 한국과학기술연구원 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분들께 감사드립니다.

참고 문헌

- (1) 정명조, 박윤원, 이정배, 1997, "Integrity Evaluation of Kori-1 Reactor Vessel for Rancho Seco Transient," 대한기계학회논문집(A), 제21권, 제7호, pp. 1089~1096.
- (2) 박동욱, 최재봉, 김영진, 표창률, 박윤원, 1999, "가압열충격을 고려한 원자로용기의 건전성평가를 위한 결정론적 파괴역학 해석," 대한기계학회논문집(A), 제23권, 제8호, pp. 1425~1434.
- (3) N.K. Mukhopadhyay, T.V. Pavan Kumar, J. Chattopadhyay, B.K. Dutta, H.S. Kushwaha, and V. Venkat Raj, 1998, "Deterministic assessment of reactor pressure vessel integrity under pressurised thermal shock," *International*

Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol. 75, pp. 1055~1064.

- (4) E. Keim, R. Hertlein, S. Fricke, A. Schöpfer, F. Termin-Morin, and G. Bezdikian, 1999, "Thermal Hydraulics and Fracure Mechanics Analysis of a Small Break Loss of Coolant Accident in the French CP0-Type Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment," *Proceedings of the ASME pressure vessels and piping conference*, Vol. 388, pp. 71~77.
- (5) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI, 1995, "Rules for In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components".
- (6) 김진수, 최재봉, 김영진, 1998, "가압열충격사고시 클래드효과가 응력확대계수에 미치는 영향," 대한기계학회 재료 및 파괴부문 학술대회 논문집, pp. 106~112.
- (7) 이상민, 1999, "주증기관 파단사고를 고려한 원자로 용기의 건전성평가에 관한 연구," 성균관대학교 석사학위 논문.
- (8) Bass, B. R. et al, 1996, CSNI Project for Fracture Analysis of Large scale International Reference Experiments(FALSIRE II), USNRC Report NUREG/CR-6460.
- (9) R. Hurst, et al, 1999, "Evaluation of the NESC I Project," *Proceedings of SMiRT 15*.
- (10) T. L. Dickson et al, 2000, "Validation of a Linear-Elastic Fracture Methodology for Postulated Flaws Embedded in the Wall of a Nuclear Reactor Pressure Vessel," *Proceeding of ASME, PVP-Vol. 403*, pp. 145-151.
- (11) ABAQUS Ver. 5.8, 1999, Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc.
- (12) 한국원자력안전기술원, 1999, "원전 수명연장 관련 주요기기 건전성 평가 세미나," KINS/AR-696.
- (13) Moran, B. and Shih, C.F., 1987, "A General Treatment of Crack Tip Contour Integrals," *International Journal of Fracture*, Vol. 35, pp. 295~310.