

원자로 헤드 관통부에 존재하는 PWSCC 결함의 건전성 평가 프로그램 개발

Development of a program to evaluate the integrity of PWSCC flaws in RVH penetrations

*고한옥¹, 염승원¹, 김영진¹, #최재봉¹, 김흥기², 최영환²

*H.O. Ko¹, S.W. Yeum¹, Y.J. Kim¹, #J.B. Choi(boong33@skku.edu)¹, H.K. Kim², Y.H. Choi²
¹성균관대학교 기계공학부, ²한국원자력안전기술원

Key words : Primary Water Stress Corrosion Cracking, Fracture Mechanics Analysis, Integrity Evaluation, Lifetime Prediction

1. 서론

국내 원전의 수명이 설계수명에 도달함에 따라 원전의 사고/고장/손상 사례가 증가하고 있다. 특히 경년열화와 관련된 기기손상이 사고원인의 큰 비중을 차지하고 있다. 이것은 원전의 운전기간이 증가함으로 인하여 기기, 구조물, 시스템의 건전성이 저하되었기 때문이다. 원전의 건전성에 영향을 미치는 손상기구로는 피로, 부식부식, 유동가동부식, 응력부식균열, 마모, 조사취화 등이 있다. 특히, 응력부식균열(Stress Corrosion Cracking; SCC)은 고온, 고압계통의 인장 응력과 부식성 매질이 공존하는 환경에서 금속재료가 취성적으로 파괴되는 현상으로 순수 금속보다는 합금에서 주로 일어난다[1]. 이와 같은 현상은 제조과정에서 높은 잔류응력이 발생하는 증기발생기 세관에서 주로 발생하였으며 많은 연구가 수행된 바 있다[2,3]. 그러나 최근 증기발생기 세관뿐만 아니라 원자로 압력용기의 고온관 노즐이나 헤드 관통부 노즐(CRDM, CEDM 등)과 같은 용접부에서도 응력부식균열에 의한 문제점들이 보고되고 있다. 이러한 문제들을 해결하기 위하여 EPRI에서는 용접부 응력부식균열 시험결과를 바탕으로 균열 성장예측식을 제안한 바 있으며 [4] ASME Sec. XI에서는 응력부식에 의하여 발생한 결함의 평가 절차 및 계속 사용에 대한 판단 지침을 제공하기 위하여 ASME Code Case N-694를 제정하여 사용하고 있다. 결함이 존재하는 구조물에 대한 건전성 평가를 수행하기 위해서는 복잡한 계산 절차와 전문적인 공학지식이 필요하며, 정확한 평가결과를 얻기 위하여 많은 시간과 경제적인 노력이 요구된다. 이에 따라 발견된 결함의 신속하고 정확한 건전성 평가를 수행하기 위하여 평가 프로그램의 개발이 필요한 실정이다. 이에 본 논문에서는 ASME Code Case N-694를 기반으로 원자로 압력용기 헤드 관통부 노즐에 존재하는 결함의 건전성 평가를 수행할 수 있는 프로그램을 개발하였으며 이를 이용하여 CRDM 노즐 부위에 가정한 표면균열(surface crack)의 성장거동을 예측하였다.

2. 건전성 평가 절차

2.1 개요

ASME Sec. XI에서는 가동중검사 시 원자로 압력용기 헤드 관통부 노즐에서 발견된 결함의 평가 절차 및 계속 사용 여부에 대한 판단 지침을 제공하기 위하여 ASME Code Case N-694를 제정, 사용하고 있으며 이에 대한 절차는 Fig. 1과 같다. 우선 발견된 결함은 IWA-3300에 따라 표면결함(surface flaw)이나 내부결함(subsurface flaw)으로 이상화한다. 그리고 결함 주변에서 잔류응력을 고려한 응력분포를 결정된 후 ASME Code Case N-694 Appendix A-3000에 제시되어 있는 해석방법에 따라 최종결함 길이(a_f)와 길이(l_f)를 결정한다. 결함은 피로와 응력부식에 의하여 성장하며 각 손상기구의 균열 성장률은 응력확대계수(Stress Intensity Factor; SIF)의 함수이다. 최종결함 변수가 Table 1의 기준을 만족하면 다음 검사주기까지 계속 운전하며 만족하지 못할 경우 기기를 보수하거나 교체하여야 한다.

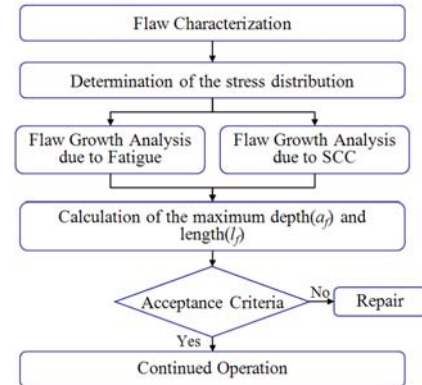


Fig. 1 The evaluation procedure of flaws in RVH penetration nozzles

2.2 피로 균열 성장률 계산

최종 피로균열의 크기는 A-3220에 제시되어 있는 피로 균열 성장률 식 (1)을 이용하여 계산한다.

$$\frac{da}{dN} = C S_R S_{ENV} \Delta K^n \quad (1)$$

여기서 C 와 S_R , S_{ENV} , n 은 재료나 환경에 따른 상수이며 하중, 환경, 재료의 방향성 등과 같은 다양한 환경을 고려한 균열 성장 시험 결과를 기초로 결정한다.

2.3 응력부식에 의한 균열 성장률 계산

응력부식에 의한 다음 검사주기 말기의 균열 성장률은 식 (2)를 이용하여 계산한다.

$$\frac{da}{dt} = \exp \left[-\frac{Q_g}{R} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \alpha (K_I - K_{th})^\beta \quad (2)$$

여기서,

- \dot{a} = crack growth rate at temperature T in m/s
- Q_g = thermal activation energy for crack growth = 130 kJ/mole
- R = universal gas constant = 8.314×10^{-3} kJ/mole·K
- T = absolute operating temperature at location of crack, K
- T_{ref} = absolute reference temperature used to normalize data = 598.15 K
- α = crack growth rate coefficient = 2.67×10^{-12} at 325°C for \dot{a} in units of m/s and K_I in units of MPa√m
- K = crack tip stress intensity factor, MPa√m
- K_{th} = crack tip stress intensity factor threshold for SCC = 9MPa√m
- β = exponent = 1.16

2.4 안전성 평가 기준

다음 검사주기 말기의 최대 균열 크기는 Table 1에 제시되어 있는 허용가능 균열 크기와 비교하여 허용기준을 만족하면 기기를 보수하지 않고 다음 검사주기 말까지 계속 사용하도록 허용한다.

Table 1 Reactor vessel upper head penetration nozzle acceptance criteria

Location	Axial		Circumferential	
	a_f	ℓ_f	a_f	ℓ_f
Below Weld (1D) [Note (1)]	t	No Limit	t	0.75 Circ.
At and Above Weld (1D)	0.75 t	No Limit	[Note (2)]	[Note (2)]
Below Weld (OD) [Note (1)]	t	No Limit	t	0.75 Circ.
Above Weld (OD)	[Note (2)]	[Note (2)]	[Note (2)]	[Note (2)]

GENERAL NOTES:
 (a) Surface flaws of any size in the partial penetration nozzle to vessel (J-groove) welds are not acceptable.
 (b) t = wall thickness of head penetration nozzle.
 NOTES:
 (1) Intersecting axial and circumferential flaws in the nozzle are not acceptable.
 (2) Requires case-by-case evaluation. Acceptance criteria shall be justified by the Owner.

3. PWSCC 건전성 평가 프로그램 개발

3.1 개요

본 논문에서는 압력용기 헤드 관통부 노즐에 존재하는 결함의 안전성 및 수명을 평가할 수 있는 웹기반 PWSCC 건전성 평가 프로그램(Web-based Stress Corrosion Cracking Analysis System; W-SCAS)을 개발하였다. 본 프로그램은 ASME Code Case N-694의 평가절차를 기초로 개발되었으며 응력부식에 의한 영향만 고려하였다.

3.2 프로그램의 구성

W-SCAS는 Fig. 2와 같이 네 부분으로 구성되어 있다. 설정부에서 건전성 평가와 관련된 기본 정보를 설정한 후 입력부에서 평가에 필요한 균열형상 정보 및 응력분포 정보, 응력확대계수 계산 방법 등을 입력한다. 입력이 완료되면 해석부에서는 건전성 평가를 수행하고 평가 완료 후 출력부에서 평가 결과를 보여준다.

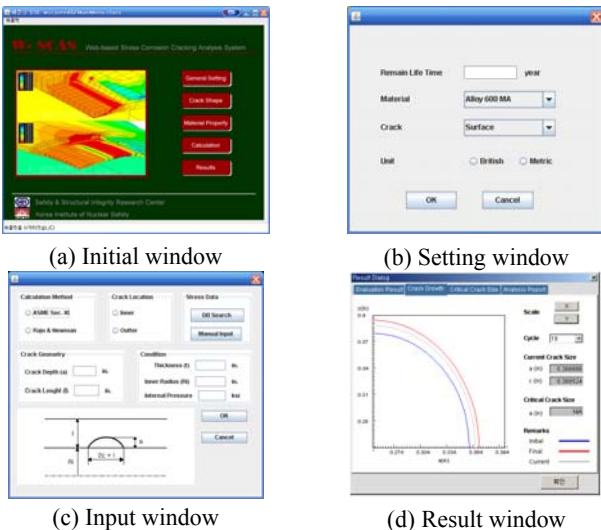


Fig. 2 Main windows of W-SCAS program

3.3 사례연구

본 논문에서 개발한 프로그램을 검증하기 위하여 W-SCAS와 수계산 결과를 비교하였다. 사례연구를 위해 압력용기 헤드 관통부 노즐에서 Fig. 3과 같은 가상 표면균열을 가정하였으며 응력확대계수는 Raju-Newman 식을 이용하여 계산하였다. 평가의 신뢰성을 위해 정상상태의 온도(567.6K)와 압력(2246psi), 용접부 잔류응력을 고려하여 유한요소해석을 수행하였다. 해석 결과 표면균열 주변에서 두께에 따른 원주방향 응력(hoop stress)분포는 Fig. 4와 같다. 검사주기 기간은 10년으로 하였으며 시간 증분은 계산의

편의성을 위하여 40개월로 설정하였다. 평가 결과 최종 균열 깊이(a_f)는 Fig. 5와 같이 프로그램과 수계산의 차이가 0.001% 이내에서 일치하였으며 균열 깊이 증분(Δa)은 0.0022in 증가하였으며 평가주기 말기의 최대 균열 깊이는 0.509t로 허용기준(0.75t)을 만족하였다.

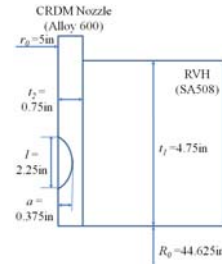


Fig. 3 The Geometry of the surface crack in the RVH penetration nozzle

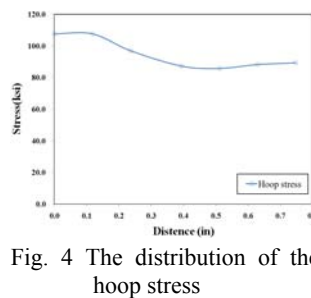


Fig. 4 The distribution of the hoop stress

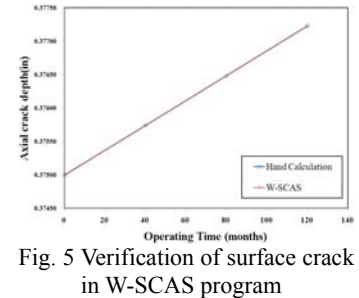


Fig. 5 Verification of surface crack in W-SCAS program

5. 결론

본 논문에서는 원자로 압력용기 헤드 관통부 노즐에 존재하는 결함의 웹기반 PWSCC 건전성 평가 프로그램 개발에 관한 연구를 수행하였으며 그 결론은 다음과 같다.

- (1) 다른 평가 프로그램과 원활하게 연계 가능한 웹기반 프로그램의 레이아웃을 설계, 구축하였다.
- (2) 원자로 압력용기 헤드 관통부 노즐에 존재하는 결함의 건전성 및 수명을 평가할 수 있는 프로그램을 개발하였다.
- (3) 표면균열의 해석 결과 균열 깊이의 경우 프로그램과 수계산의 차이가 0.001% 이내로 일치하였으며 평가주기 말기의 최대 균열 깊이는 0.509t로 허용기준을 만족하였다.

후기

본 논문은 한국원자력안전기술원 및 한국학술진흥재단 산하 성균관대학교 BK21 융합형 기계시스템 설계 인력양성 사업단의 연구비 지원으로 이루어진 것으로, 이에 관계자 여러분들께 감사드립니다.

참고문헌

1. Shah, V.N., et al., "Assessment of primary water stress corrosion cracking of PWR steam generator tubes," Nuclear Engineering and Design, **134**, 199-215, 1992.
2. Cizelj, L., et al., "Propagation of stress corrosion cracks in steam generator tubes," International Journal of Pressure Vessels and Piping, **63**, 35-43, 1995.
3. Flesch, B. and B. Cochet, "Leak-before-break in steam generator tubes," International Journal of Pressure Vessels and Piping, **43**, 165-179, 1990.
4. Hickling, J., Mcree, A., Pathania, R., "Materials Reliability Program(MRP) Crack Growth Rates for Evaluating Primary Water Stress Corrosion Cracking(PWSCC) of Thick-Wall Alloy 600 Materials," EPRI, Revision 1, 2002.