

# 가압열충격을 받는 원자로압력용기의 확률론적 건전성 해석

김종욱<sup>†</sup> · 허남수\* · 유연식\* · 김태완\*

## Probabilistic Integrity Analysis of Reactor Pressure Vessel under Pressurized Thermal Shock

Jong-Wook Kim, Nam-Su Huh, Yeon-Sik Yoo and Tae-Wan Kim

**Key Words :** Pressurized thermal shock(가압열 충격), Probability fracture mechanics(확률론적 파괴역학), Beltline region(노심대영역)

### Abstract

The objective of this study is to evaluate the integrity for a reactor pressure vessel under the pressurized thermal shock by applying the probability fracture mechanics. A semi-elliptical axial crack is assumed to be in the beltline region of the reactor pressure vessel. The selected random variables are the neutron fluence on the vessel inside surface, the content of copper, nickel, and phosphorus in the reactor pressure vessel material, and initial  $RT_{NDT}$ . The probabilistic integrity analysis was performed using the Monte Carlo simulation.

### 1. 서론

원자력발전소 기기들의 건전성 평가는 운전이력, 손상모델에 대한 정보 그리고 재료특성의 변화에 대한 자료 등 발전소 운전기간 전반에 걸친 종합적인 데이터를 필요로 한다. 수집된 데이터에 기초하여 하나의 확정 값을 가지는 결정론적 파괴역학(DFM)에 근거한 기기 건전성 평가가 수행되면 도출된 결과는 관련 변수들의 축적된 여유도로 인하여 상당한 보수성을 가지게 될 것이다. 이러한 관점에서 실제 파괴현상을 지배하는 각종 변수의 존재확률인 분산을 고려하여 안전여유를 정량적으로 평가는 확률론적 파괴역학(PFM)이 기기의 수명평가와 관련하여 중요한 평가방법으로 대두하게 되었다.

본 연구는 가압열충격(PTS)을 받는 원자로 압력용기에 대하여 여러 가지 변수들을 고려한 확률론적 구조 건전성 평가를 수행하고자 한다.

해석 변수로는 원자로압력용기를 구성하는 재료인 모재와 용접재에 따른 초기 기준무연성 천이온도와 구리, 니켈 및 인의 함량 그리고 원자로 내벽에서의 중성자 조사량 등을 고려하여 평가하였다.

### 2. 해석 대상 및 유한요소해석

#### 2.1 해석대상 및 변수

본 해석에서 고려한 원자로압력용기는 용기 내벽에 축 방향 표면균열을 가진 경우이다. 선정된 확률변수들에 대한 통계특성은 Table 1 과 같다.

#### 2.2 유한요소 모델

Fig. 1 은 해석을 위해 구현된 3 차원 유한요소해석 모델의 일부로 기하학적 형상과 하중조건의 대칭성을 고려하여 전체 용기의 1/4 로 단순화하여 구성하였다. 균열선단은 변형을 특이성이 고려된 20 절점 4 분점 사각주 요소를 사용하였다.

해석은 균열문제에 대한 변형특이성을 고려할 수 있는 범용 유한요소해석 프로그램인 ABAQUS 를 사용하였다. 또한 응력확대계수는 탄성파괴역학해석을 수행하여 균열선단 최심점에서의 J-적분으로부터 구하였다.

<sup>†</sup> 회원, 한국원자력연구원

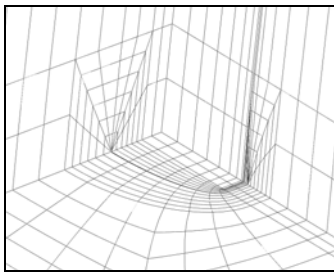
E-mail : kjwook@kaeri.re.kr

TEL : (042)868-8957 FAX : (042)868-8990

\* 한국원자력연구원

**Table 1** Mean and standard deviation of random variables

Variable	Deviation	Base metal	Welds
RT <sub>NDT</sub> (°C)	Ini. RT <sub>NDT</sub>	-20	-30
	1 SD	9	16
Cu (%)	Content	0.086	0.120
	2 SD	0.02	0.02
P (%)	Content	0.0137	0.0180
	2 SD	0.002	0.002
Ni (%)	Content	0.72	0.17
	2 SD	0.1	0.1



**Fig. 1** Three-dimensional finite element mesh for semi-elliptical surface crack

### 3. 해석 결과

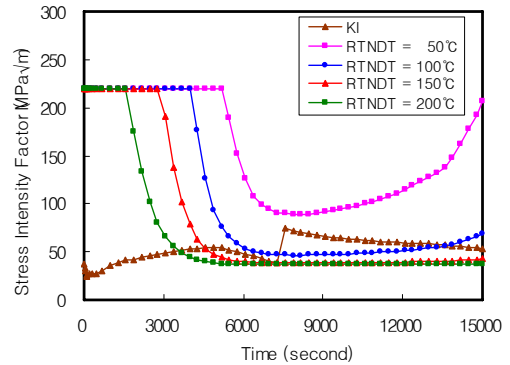
Fig. 2 는 원자로압력용기의 재료가 용접재인 경우에 대한 유한요소 해석결과와 중성자조사에 따른 계산결과를 나타낸 것이다. 가압열충격 사고 발생 후 약 7600 초에서 최대응력확대계수를 나타내었으며, 이는 재가압에 따른 영향으로 판단된다. 중성자조사에 따른  $K_{IC}$  선도는 가동연수가 증가함에 따라 파괴인성이 점차 낮아지는 경향을 보였다. Fig. 3 은 가압열충격 사고에 대한 시간에 따른 균열개시 빈도를 평가한 결과이다. 유한요소 해석으로부터 구한  $K_I$  과 Monte Carlo simulation 을 이용하여 계산된 RT<sub>NDT</sub> 값에 의한  $K_{IC}$  를 비교하여 계산하였다. 평가 결과 균열발생빈도는 약 7500 초에서 가장 높게 나타났으며, 모재에 비해 용접재의 균열개시빈도가 더 높게 나타났다.

### 4. 결론

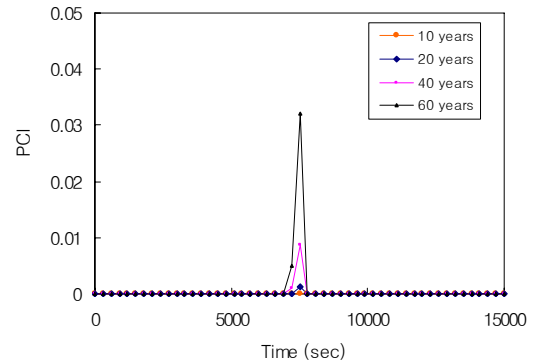
본 연구에서는 가압열충격 사고를 받는 축방향 표면균열을 포함한 원자로 압력용기에 대해 확률론적 구조건전성 평가를 수행하여 균열개시빈도를 예측하였다. 중성자조사가 상대적으로 높은 수명 말기에서 균열발생빈도가 높게 나타나는 것으로 평가되었다.

### 후 기

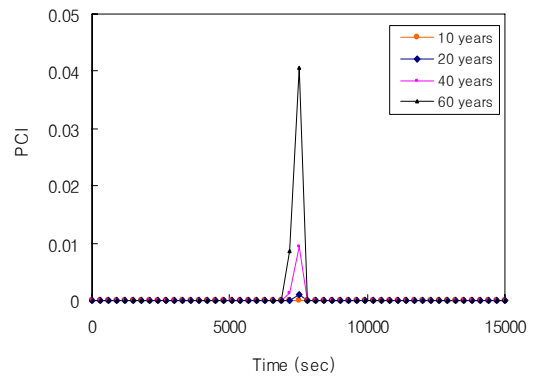
본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었음.



**Fig. 2** Comparison of stress intensity factor curve for various RT<sub>NDT</sub> (Welds)



(a) Base metal



(b) Welds

**Fig. 3** Probability of crack initiation

### 참고문헌

- (1) OECD/NEA PWG3-IAGE Metal Group, 2004, "Probability Structural Integrity of a PWR Reactor Pressure Vessel".
- (2) Kim, J. W., Kim, J. H., Kim, T. W., Park, K. B., and Jhung, M. J., 2007, "Comparative Study of Calculation Methods for the Structural Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel during PTS," The Korean Society of Pressure Vessel and Piping, Vol.3, pp. 10~17.