

'99 추계학술발표회 논문집  
한국원자력학회

## 증기발생기 전열관의 확률론적 건전성 평가 프로그램 개발

### Development of Probabilistic Integrity Evaluation Program for Steam Generator Tube

김종성, 염학기, 진태은

한국전력기술(주) 재료기술처  
경기 용인시 구성면 마북리 360-9

#### 요 약

증기발생기 전열관의 일차수 응력부식균열은 증기발생기 건전성을 저해하는 지배적인 손상기구이다. 증기발생기 전열관의 건전성 유지기간을 예측하기 위해 지금까지는 가동중 검사에서 나타난 결함의 수 및 크기 등의 자료를 이용하여 전열관 손상을 통계적으로 예측하는 보수적인 방법을 사용하여 왔다. 그러나 최근 해외에서는 증기발생기의 건전성 예측에 내재된 보수성을 저감시키기 위한 방안으로 원자로 압력용기 및 배관 등의 건전성 평가에 적용되고 있는 확률론적 건전성 평가기법이 도입 및 개발되고 있다. 본 논문은 일차수 응력부식균열에 의한 증기발생기 전열관 결함의 발생 및 성장예측 해석 기법을 수립하고 몬테카를로 모사를 이용하여 증기발생기 전열관이 일차수 응력부식균열 손상에 대한 파손확률을 예측할 수 있는 확률론적 평가프로그램을 개발하고자 한다.

#### Abstract

The primary water stress corrosion cracking of steam generator tube is the principal aging mechanism deteriorating the integrity of steam generator. To predict the period maintaining the integrity of steam generator tube, the damage degree of tube is statistically predicted by the conservative method using the data for sizes and numbers of cracks collected during the in-service inspection. But, the probabilistic integrity evaluation method has been recently developed and applied to reduce the conservatism of the previous methods. Therefore, in this paper, the prediction methodology for crack generation and growth is established. Finally, the probabilistic integrity evaluation program predicting the failure probability of steam generator tube is developed by Monte Carlo simulation.

## 1. 서론

인코넬 600으로 만들어진 증기발생기 전열관은 심각한 손상, 특히 전열관 평창 천이부위에 일차측 응력부식균열이 발생하기 쉽다. 이러한 일차측 응력부식균열은 대개 축방향의 균열로 발생되며 전열관 벽을 관통하는 깊은 균열로 성장되어서 증기발생기 및 원전의 건전성에 악영향을 미치기도 한다. 따라서 증기발생기의 건전성 유지를 위해 전열관에 대한 비파괴 검사(NDE) 방법이 수행되어지고 있으며 슬리빙 및 관막음 등의 다양한 정비활동이 적용되고 있다. ASME B&PV Code, Sec.XI에서는 증기발생기 전열관에 발생하는 균열에 대한 허용기준을 전열관 두께에 대한 균열깊이비 40%[1]로 제시하고 있으나 너무 보수적인 것으로 밝혀져, 대부분의 경우 관막음 기준(APC : Alternative Plugging Criteria)으로 균열깊이 기준을 적용하고 있다[2]. 이러한 허용기준들을 토대로 증기발생기 전열관의 건전성 유지기간을 예측하기 위해 지금까지는 가동중 검사에서 나타난 결함의 수 및 크기 등의 자료를 이용하여 전열관 손상을 통계적으로 예측하는 보수적인 방법[3,4]을 사용하여 왔다. 그러나 최근 프랑스 및 슬로베니아 등 해외에서는 증기발생기의 건전성 예측에 내재된 보수성을 저감시키기 위한 방안으로 원자로 압력용기 및 배관 등의 건전성 평가에 적용되고 있는 확률론적 건전성 평가기법이 도입 및 개발되고 있다[5-7]. 본 논문은 일차측 응력부식균열에 의한 증기발생기 전열관 결함의 발생 및 성장에 측 해석 기법을 수립하고 몬테카를로 모사를 이용하여 증기발생기 전열관이 일차측 응력부식균열 손상에 대한 파손확률을 예측할 수 있는 확률론적 평가프로그램을 개발하고자 한다.

## 2. 결정론적 해석

확률론적 해석을 수행하기 이전에 일차측 응력부식균열 발생시점 및 성장수명에 대한 결정론적 해석 절차를 구축하여야 한다. 일차측 응력부식균열 발생시점의 경우 Dominion Engineering 사의 Gorman등[8]에 의해 개발된 절차에 따라 발생시점을 예측하였다. 또한, 일차측 응력부식균열의 성장수명의 경우에는 가중함수법, Scott 모델[9], ASME B&PV Code, Sec.XI 허용기준[1]과 슬리빙(Sleeving)기준으로 균열깊이 45mm를 잠정적으로 적용하여 성장 수명을 예측하였다. 그림 1은 본 논문에서 적용한 결정론적 해석절차 흐름도를 나타내고 있다.

### 가. 온도해석

전열관 내벽면 온도해석은 Gorman등[8]의 해석절차에 의해 Westinghouse사의 급수 증기발생기 모델 51과 예열기 증기발생기 모델 D에 대해 수행되어진다. 그림 2에서는 급수 증기발생기 모델 51의 전열관 내벽면 온도를 Hot Leg쪽 전열관 지지판 위로부터의 거리  $L_{TTS}$ 에 따라서 나타내고 있다.

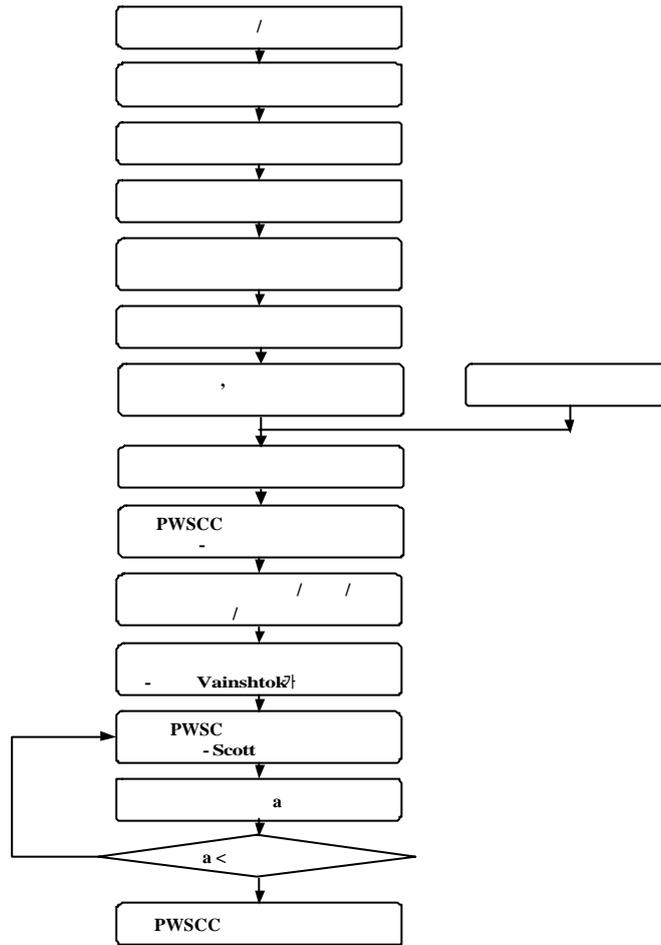


그림 1. 결정론적 해석절차 흐름도.

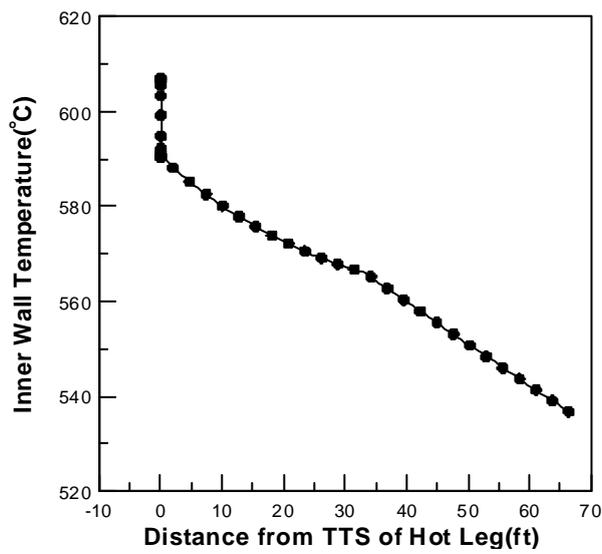


그림 2 급수 증기발생기 모델 51의 전열관 내벽면 온도 vs. LTTs.

나. 응력해석

응력해석도 Gorman등[8]의 해석절차에 의해 Westinghouse사의 모델 51과 모델 D에 대해 수행되어진다. U-Bend 부위에서는 열응력, 압력과 변위에 의한 응력 및 잔류응력을 고려하며, 직관 부위에서는 열응력과 압력에 의한 응력을 계산하고, 활판 부위에서는 열응력, 압력에 의한 응력 및 잔류응력을 계산한다. 그림 3에서는 급수 증기발생기 모델 51의 3열 전열관 내벽면에서의 전체 Hoop 응력을 Hot Leg쪽 전열관 지지판 위로부터의 거리  $L_{TTS}$ 에 따라서 나타내고 있다. 여기서 3열 전열관의 U-Bend 반경은 47495inch이며 Ovality는 0%이다.

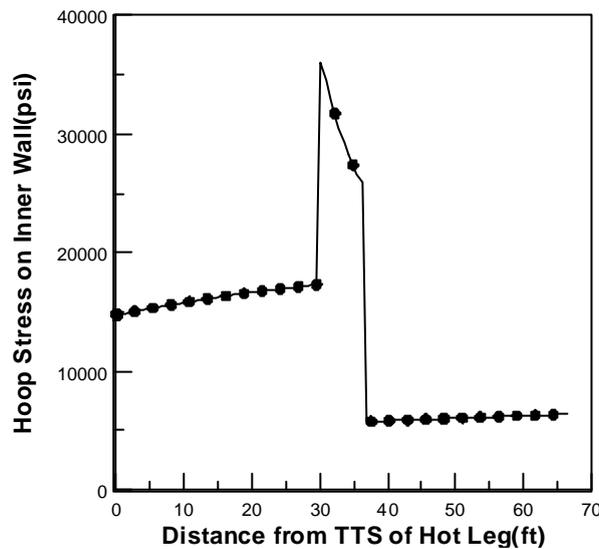


그림 3. 급수 증기발생기 모델 51의 3열 전열관 내벽면 전체 Hoop 응력 vs.  $L_{TTS}$ .

다. 발생시점 결정

전열관에서 일차수 응력부식균열 손상에 의한 균열 발생시점은 Gorman등[8]이 제시한 다음 아래와 같은 경험적인 모델식을 이용하여 계산하였다.

$$t_{1\%} = A t_{ref} \left( \frac{\sigma}{\sigma_{ref}} \right)^n e^{(Q/R)(1/T - 1/T_{ref})} \tag{1}$$

여기서 A는 무차원 재료상수, Q는 활성화 에너지, R은 가스상수,  $t_{ref}$ 는 기준경우로 선택된 일차수 응력부식균열 분율에 이르는 시간,  $\sigma_{ref}$ 와  $T_{ref}$ 는 기준경우의 응력 및 온도이며  $t_{1\%}$ 는 전체 전열관들중 균열이 발생한 분율이 1%일때의 시간을 의미한다.

Weibull 분포를 이용하여 시간에 따른 일차수 응력부식균열이 발생하는 전열관 분율, 즉 총 파손 분포 F를 다음 아래와 같은 식에 의해 결정한다.

$$F = 1 - e^{-(t/\theta)^b}, \quad (2)$$

여기서  $b$ 는 Weibull Slope이며  $\theta$ 는 Weibull 특성시간으로서  $\frac{t_{1\%}}{0.0101^{1/b}}$ 이다.

그림 4는 급수 증기발생기 모델 51에 대한 일차수 응력부식균열 발생 전열관 분율을 시간에 따라 제시하고 있다.

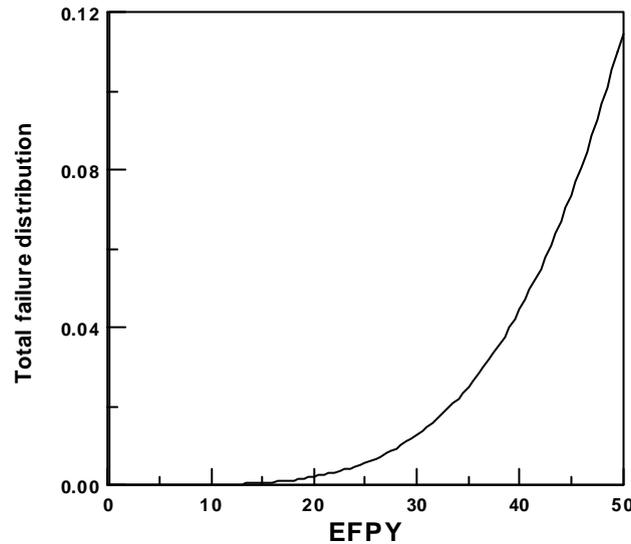


그림 4. 급수 증기발생기 모델 51에 대한 일차수 응력부식균열 발생 전열관 분율 vs. 시간.

#### 라. 균열 성장수명 결정

##### 1) 초기균열 결정

초기균열은 원환응력이 가장 크게 나오는 확관 부위에 축방향 타원균열로 발생한다고 가정하였고, 초기균열의 길이 및 형상비(=2×균열깊이/균열길이)는 각각 0.5mm와 1로 가정하였다.

##### 2) 응력확대계수 결정

표면균열에 대한 가중합수법들중 하나인 수정된 Vainshtok 가중합수법[10]을 이용하여 응력확대계수를 결정한다. 그림 5에서는 수정된 Vainshtok 가중합수법의 타당성을 검증하기 위해 기존의 결과와 비교 제시하였다.

##### 3) 성장수명 결정

성장수명은 다음 아래에 제시된 Scott 모델식[9]에 응력확대계수를 대입하여 균열 성장률을 구한후 시간에 대해 적분하여 시간에 따른 균열길이를 허용기준(ASME Sec.XI 기준 및 슬리빙 기준)과 비교하여 성장수명을 결정한다.

$$\frac{da}{dt} = C_0 \times C_f (K-9)^{1.16}, \quad (\text{Non-Cold Work}) \quad (3)$$

$$\frac{da}{dt} = C_0 \times (C_f/10) (K-9)^{1.16}, \quad (\text{Cold Work}) \quad (4)$$

여기서  $C_0$ 와  $C_f$ 는 표 1에서 제시되는 온도 보정계수들이며  $K$ 의 단위는  $\text{MPa m}^{0.5}$ 이다.

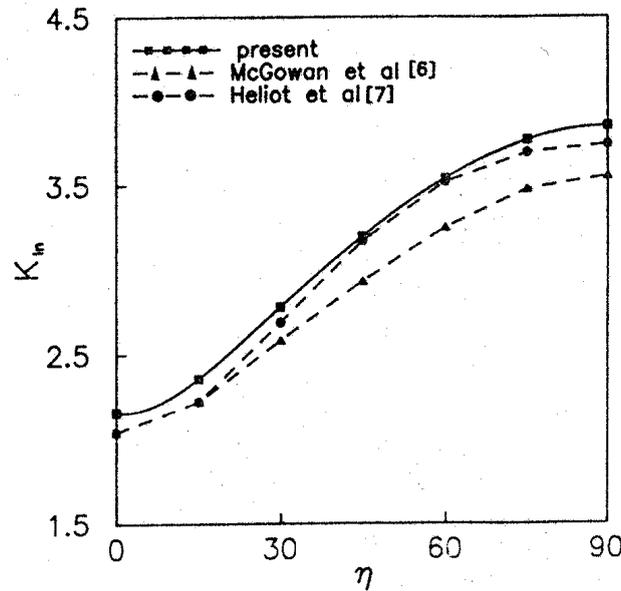


그림 5 수정된 Vainshtok 가중함수법에 의한 결과와 기존 결과와의 비교.

타원균열의 가장 깊은 지점과 표면 지점의 응력확대계수만을 이용하여 균열성장률을 계산하고 성장시 대칭적인 타원형상을 유지한다고 가정한다.

표 1 인코넬 600의 일차수 응력부식균열 성장률에 대한 온도보정계수.

온도(°C)	$C_f$	$C_0$
330	1.0	$2.8 \times 10^{-11}$
325	0.798	$2.23 \times 10^{-11}$
320	0.634	$1.78 \times 10^{-11}$
310	0.396	$1.11 \times 10^{-11}$
300	0.243	$7.14 \times 10^{-12}$
290	0.147	$4.12 \times 10^{-12}$

모델 51의 3열 전열관에 균열 성장수명은 ASME Sec.XI 기준에 따라서 균열 깊이가 전열관 두께 40%에 도달하는 시간은 2749hr이며 슬리빙 기준인 균열길이 45mm까지 성장하는데 소요되는 시간은 9008hr이다.

### 3. 확률론적 해석

결정론적 해석 절차, 주요 변수에 대한 확률분포와 몬테카를로 모사를 이용하여 해석한다. 본 논문에서는 일차측 응력부식균열의 초기 발생 위치 및 크기가 확률론적 분포를 갖는 것으로 가정하였다. 그림 6은 확률론적 해석절차 흐름도를 나타내고 있다.

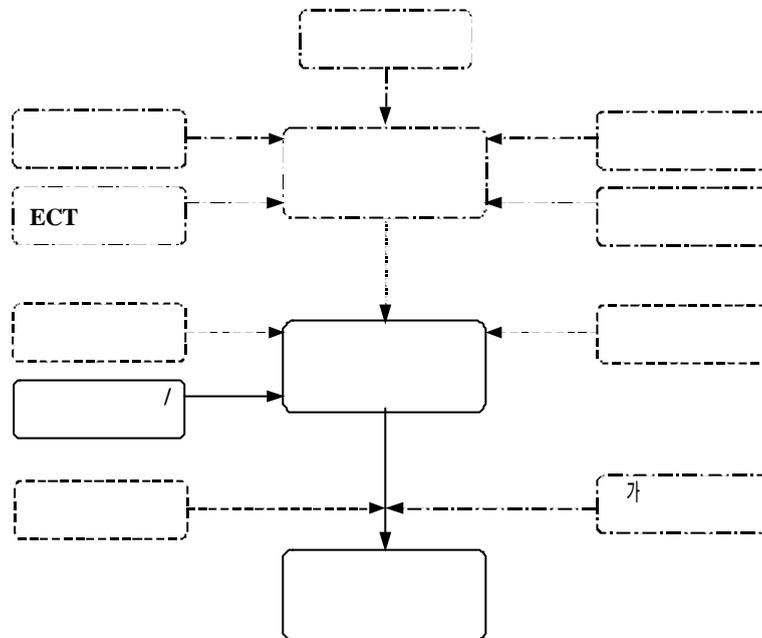


그림 6. 확률론적 해석절차 흐름도.

#### 가. 확률론적 변수

확률론적 변수로 운전 압력/온도, 잔류응력, 재료물성치, 전열관 치수, 슬러지 (Sludge) 높이, 균열 미검출 확률, 균열 발생위치/길이/형상/개수 및 균열 발생수명 분을 등을 고려할 수 있으나 본 논문에서는 초기 균열 발생위치와 길이에 대해서만 확률론적으로 처리한다. 그림 7과 8은 전열관 고온입구로부터의 거리 L에 따른 초기균열 발생위치와 초기균열 길이에 대한 확률밀도함수를 각각 제시하고 있다.

#### 나. 몬테카를로 모사 및 파손확률 결정

초기균열 발생위치 및 길이의 확률론적 분포를 근거로 확률론적 변수의 무작위 착취후 결정론적 해석을 10<sup>5</sup>회 수행하여 ASME Sec.XI의 허용기준과 슬리빙 기준에 따른 파손확률(균열 성장수명 도달 확률)을 결정하였다. 표 2는 모델 51의 3열 전열관에 대해 시간에 따른 파손확률을 각 허용기준에 따라서 제시하고 있다. 두가지 경우 모두 시간 증가시 파손확률은 점점 증가함을 알 수 있으며 ASME Sec.XI의 허용기준이 약 4배정도 이상 보수적임을 알 수 있다.

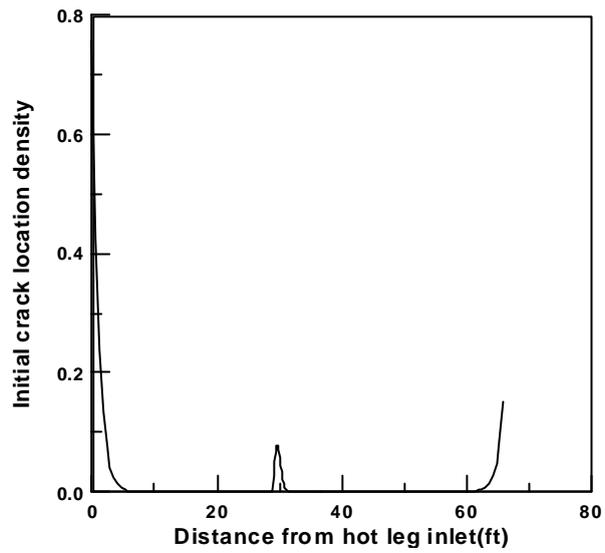


그림 7. 초기균열 발생위치의 확률 밀도함수.

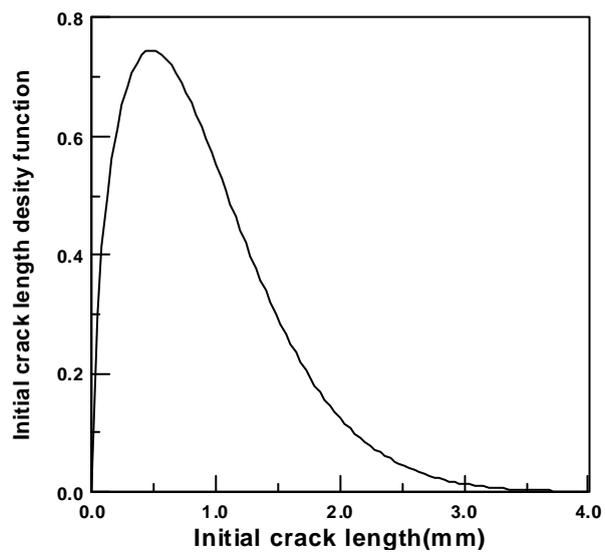


그림 8. 초기균열 길이의 확률 밀도함수.

표 2 시간에 대한 증기발생기 전열관 파손확률.

시간(hr)	파손확률	
	ASME B&PV, Sec.XI	슬리빙 기준
200	$1.56 \times 10^{-9}$	$3.9 \times 10^{-9}$
4000	$3.65 \times 10^{-9}$	$8.7 \times 10^{-9}$
8000	$9.72 \times 10^{-9}$	$2.16 \times 10^{-8}$

#### 4 결론

증기발생기 전열관에 대한 결정론적/확률론적 파손해석 및 수명평가 프로그램을 개발하였고 증기발생기 모델 51의 3열 전열관에 대해 초기균열 길이 및 위치에 대한 확률밀도 함수 및 개발 프로그램을 이용하여 초기균열이 ASME Sec.XI의 기준과 슬리빙 기준에 도달하는 파손확률을 평가하였을때 다음과 같은 결론과 향후 연구사항을 도출하였다.

- 결정론적 해석결과 균열 성장수명은 ASME Sec.XI에 따라서는 2749hr이며 슬리빙 기준으로는 9008hr이다.
- 시간 증가시 파손확률은 점점 증가함을 알 수 있으며 ASME Sec.XI의 허용기준이 보다 보수적임을 알 수 있다.
- 향후 운전 입력/온도, 잔류응력, 재료물성치, 전열관 치수, 슬리지 높이, 균열 미검출 확률, 균열 발생위치/크기/형상/개수 및 균열 발생수명 분율 등에 대한 확률론적 변수처리를 위해 한다면 보다 적절한 전열관 파손확률의 예측이 가능할 것으로 판단된다.
- 향후 허용기준을 관막음 기준, LBB 기준 및 전열관 파단기준 등으로 변경하여 확률론적 해석결과와의 변화를 고찰하고자 한다.
- 증기발생기의 손상된 전열관은 대부분 1개 이상의 균열을 내재하고 있으므로 다층 균열에 대한 경제적인 파괴해석 기법의 개발이 필요하다.

#### 참고문헌

- [1] ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sec.XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, 1995.
- [2] V.N. Shah, et al., "Assessment of primary water stress corrosion cracking of PWR steam generator tubes," Nuclear Engineering and Design, Vol.134, pp.199-215, 1992.
- [3] Y.S. Garud, Development of a Model for Predicting Intergranular Stress Corrosion Cracking of Alloy 600 Tubes in PWR Primary Water, EPRI, NP-3791, 1985.
- [4] Y.S. Garud and T.L. Gerber, Intergranular Stress Corrosion Cracking of Ni-Cr-Fe Alloy 600 Tubes in PWR Primary Water-Review and Assessment for Model Development, EPRI, NP-3057, 1983.
- [5] V. Durbec, et al., "Uncertainty analysis for probabilistic steam generator tube rupture in LBB applications," Proceedings of ICONE 5: 5th Int. Conference on Nuclear Engineering, May 26-30, 1997.

- [6] L. Cizelj, "Reliability of steam generator tubes with axial cracks," J. of Pressure Vessel Technology, Vol.118, pp.441-446, 1996
- [7] L. Cizelj, et al, "Application of first and second order reliability methods in the safety assessment of cracked steam generator tubing," Nuclear Engineering and Design, Vol.147, pp.359-368, 1994
- [8] Dominion Engineering, Inc., PWSCC Prediction Guidelines, EPRI, TR-104030, 1994
- [9] P.M. Scott, "An analysis of primary water stress corrosion cracking in PWR steam generators," in Proceedings, Specialist Meeting on Operating Experience with Steam Generators, Brussels Belgium, pp.5-6, 1991
- [10] K.Y. Lee and J.S. Kim, "Determination of thermal shock intensity factor for elliptical crack by modified Vainshtok's weight function method, engineering Fracture Mechanics, Vol.56, No.3, pp.423-435, 1997.