

소규모 냉각재 상실사고하의 원자로 압력용기에 대한 확률론적 파괴역학 평가

김종욱[†] · 이규만* · 김태완*

Evaluation of Probabilistic Fracture Mechanics for Reactor Pressure Vessel under SBLOCA

Jong Wook Kim[†], Gyu Mahn Lee* and Tae Wan Kim*

ABSTRACT

In order to predict a remaining life of a plant, it is necessary to select the components that are critical to the plant life. The remaining life of those components shall be evaluated by considering the aging effect of materials used as well as numerous factors. However, when evaluating reliability of nuclear structural components, some problems are quite formidable because of lack of information such as operating history, material property change and uncertainty in damage models. Accordingly, if structural integrity and safety are evaluated by the deterministic fracture mechanics approach, it is expected that the results obtained are too conservative to perform a rational evaluation of plant life. The probabilistic fracture mechanics approaches are regarded as appropriate methods to rationally evaluate the plant life since they can consider various uncertainties such as sizes and shapes of cracks and degradation of material strength due to the aging effects. The objective of this study is to evaluate the structural integrity for a reactor pressure vessel under the small break loss of coolant accident by applying the deterministic and probabilistic fracture mechanics. The deterministic fracture mechanics analysis was performed using the three dimensional finite element model. The probabilistic integrity analysis was based on the Monte Carlo simulation. 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} .

Key Words : Small break loss of coolant accident (소규모 냉각재 상실사고), Probability fracture mechanics (확률론적 파괴역학), Reference nil ductility transition temperature(기준무연성전이온도)

기호설명

K_{IC} = critical stress intensity factor
 T = temperature at which K_{IC} is permitted
 RT_{NDT} = reference nil ductile temperature
 a = crack depth

c = crack length
 t = vessel wall thickness
 r = vessel inner radius from reactor center

1. 서론

세계적으로 전력생산을 위한 원자력발전소의 상용운전이 시작된 이후 현재 일부 원전은 설계수명이 도래하여 운전이 정지되었고 이러한 경향은 시간이 경과함에 따라 급속히 늘어날 전망이다. 원

[†] 책임저자, 회원, 한국원자력연구원

E-mail : kjwook@kaeri.re.kr

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

* 한국원자력연구원

자력발전소의 건설에는 많은 시간과 자본 투자가 이루어져야 하며 이러한 경제적 측면을 고려할 때 현재 운전중인 원자력발전소의 효율적인 운영 및 수명연장에 대한 연구는 반드시 선행되어야 할 과제이다. 실제로 원자력발전소의 각 기기들은 설계시에 상당한 보수성을 내재하도록 안전여유도를 가지며, 따라서 발전소의 운전수명은 설계시 계획된 설계수명보다 더 장시간 활용가능할 것으로 예측된다. 발전소의 운전가능한 잔류수명을 예측하기 위해서는 발전소 운전수명에 큰 영향을 미치는 주요 기기들을 선정하고, 선정된 기기들을 구성하는 재료와 그 밖의 파라미터들의 영향을 고려함으로써 잔류수명을 평가할 필요가 있다. 그러나 원자력발전소 기기들의 안전성 평가는 그동안의 운전이력, 재료특성의 변화 그리고 손상모델의 불확실성에 관한 정보부족으로 상당한 어려움이 존재한다. 지금까지 기기의 구조적 건전성과 안전성 평가는 여러 가지 파라미터에 대하여 하나의 확정값을 가지는 결정론적 파괴역학(Deterministic Fracture Mechanics, DFM)이 주종을 이루었다^{1,2)}.

그러나 기기의 건전성과 안전성이 결정론적 파괴역학에만 근거하여 평가되면, 도출된 결과는 발전소 수명의 합리적 평가수행과 모든 관련된 파라미터들의 축적된 여유도로 인하여 수명연장 결정에 상당한 보수성을 가지게 될 것이다. 이러한 관점에서 실제 파괴현상을 지배하는 각종 파라미터의 존재확률인 분산을 고려하여 안전여유를 정량적으로 평가하는 확률론적 파괴역학(Probabilistic Fracture Mechanics, PFM)이 기기의 수명평가와 관련하여 중요한 실마리를 제공한다. 확률론적 파괴역학은 결합의 크기와 형상, 가동전과 가동중 조사에 의한 열화효과를 고려한 재료강성의 저하와 같은 여러 가지 불확실성을 고려할 수 있기 때문에 발전소 수명의 합리적 평가를 위한 적절한 방법으로 평가되고 있다.

원자력발전소의 기기들중 원자로 압력용기의 경우, 방사선이 외부로 유출되는 것을 막는 방호용기 역할을 수행하며, 정상운전과 사고시 발생하는 하중으로부터 노심과 각종 기기를 보호하는 역할을 수행하는 중요한 구조물으로써, 엄격한 법규 및 기준에 따라 설계 및 제작되어야 하며, 가동연수가 증가함에 따라 운전조건에 따른 건전성 평가를

수행하도록 규정하고 있다³⁾. 발전소의 정상운전중 과냉각천이사건(overcooling transient event) 발생시 원자로 압력용기에는 급속한 냉각으로 인한 열응력이 내압으로 인한 응력과 합해져서 용기벽 내부에 큰 인장응력을 발생시키는 한편 냉각에 의해 용기벽의 온도가 기준무연성 천이온도보다 낮아지게 되면서 재료의 파괴인성치가 현저하게 감소하게 된다. 이때 용기내벽에 존재하는 균열은 인장응력 상태로 인해 비선형 파괴거동을 나타낼 수 있다.

본 연구에서는 과냉각천이사건중 하나인 소규모 냉각재 상실사고(Small Break Loss of Coolant Accident, SBLOCA) 조건하에서 원자로 압력용기에 축방향 표면균열이 존재하는 경우에 대한 결정론적 건전성 평가와 함께 여러 가지 파라미터를 고려한 확률론적 구조 건전성 평가를 수행하고자 한다. 확률론적 건전성 평가를 위한 여러 가지 파라미터로는 압력용기를 구성하는 재료인 모재와 용접재에 따른 초기 기준무연성 천이온도(RT_{NDT})와 구리(Cu), 니켈(Ni) 및 인(P)의 함량, 그리고 원자로의 수명과 밀접한 관련이 있는 원자로 내벽에서의 중성자 조사량 등을 고려하였으며, 해석은 Monte Carlo 시뮬레이션을 사용하여 수행하였다.

2. 관련이론

2.1 최대허용무연성 천이온도

특정 크기와 형상의 균열이 존재하는 경우 균열 선단에서의 시간에 따른 온도분포로부터 기준무연성천이온도(RT_{NDT})를 가정하면 정지하고 있는 균열의 진전여부를 판단하는 파괴인성치 K_{IC} 를 다음과 같이 구할 수 있다⁴⁾.

$$K_{IC} = 36.5 + 3.1 \exp[0.036(T - RT_{NDT} + 55.5)] \quad (1)$$

$(MPa \sqrt{m})$

균열선단에서의 응력확대계수 K_I 과 파괴인성치의 변화를 시간에 따라 비교하여 K_I 이 K_{IC} 보다 클 때 균열이 진전하기 시작하므로 RT_{NDT} 를 변화시키면서 K_I 이 K_{IC} 보다 최초로 커지는 K_{IC} 곡선을 구하면 이때의 RT_{NDT} 가 최대 허용값이 된다.

2.2 Monte Carlo 시뮬레이션

Monte Carlo 시뮬레이션은 해석에 필요한 주요 변수를 확률변수로 가정한 후 확률변수에 대한 표본추출 기법을 이용하여 임의로 추출된 표본으로부터 계산된 통계량으로 해를 구하는 방법이다. 이 기법에 따른 파손확률 P_f 는 파손횟수 M 과 시행횟수 N 를 이용하여 다음 식과 같이 표현된다.

$$P_f = \frac{M}{N} \quad (2)$$

3. 해석모델

3.1 해석대상

본 해석에서 고려한 원자로 압력용기는 내경이 3988mm, 벽두께 200mm, 클래드 두께 7.5mm로 모재의 재질은 ASTM A508 Grade 3이며 클래드는 스테인레스강이다. 가정한 가상결함은 Fig. 1에서 보는 바와 같이 용기 내벽에 축방향 표면균열을 가진 경우로 균열깊이비 $a/t = 0.1$ 이며 균열형상비 $a/c = 1/3$ 이다.

원자로 압력용기의 확률론적 건전성 평가에 사용된 용기의 재질은 두가지 경우로 모재인 경우와 용접재인 경우로 구분하였으며, 압력용기 내벽은 클래드로 피복되었다. 각 재료의 온도변화에 따른 재료물성치는 Table 1 및 2와 같다. 선정된 확률변수들에 대한 통계특성은 Table 3과 같으며, 가동연수에 따른 중성자변화에 기인한 기준무연성 천이온도의 변화량 계산식은 Table 4와 같다.

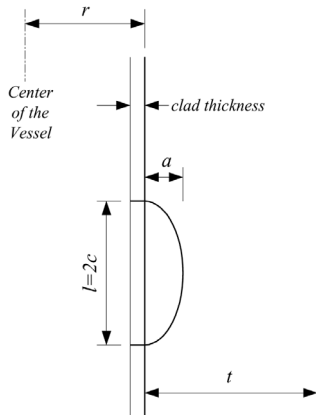


Fig. 1 Schematic illustration of postulated crack

Table 1 Thermal material properties⁶⁾

	Temp. [°C]	Base metal and Welds	Cladding
Thermal expansion ($\times 10^{-6}$)[1/°C]	20	10.9	16.4
	300	12.9	17.7
Conductivity λ [W/m°C]	20	54.6	14.7
	300	45.8	18.6
Diffusivity μ ($\times 10^{-6}$)[m ² /s]	20	14.7	4.1
	300	10.6	4.3
Density ρ [kg/m ³]	20~300	7600	7600

Table 2 Mechanical material properties⁶⁾

	Temp. [°C]	Base metal and Welds	Cladding
Yield Strength S_y [MPa]	20	588	380
	300	517	270
Young's Modulus E [MPa]	20	204000	197000
	300	185000	176500
Poisson's Ratio ν	20~300	0.3	0.3

Table 3 Mean and standard deviation of random variables⁴⁾

Variable	Deviation	Base metal	Welds
RT_{NDT} (°C)	Initial RT_{NDT}	-20.0	-30.0
	1 SD uncertainties	9.0	16.0
Cu (%)	Content	0.086	0.120
	2 SD uncertainties	0.02	0.02
P (%)	Content	0.0137	0.0180
	2 SD uncertainties	0.002	0.002
Ni (%)	Content	0.72	0.17
	2 SD uncertainties	0.1	0.1

Table 4 ΔRT_{NDT} formula and standard deviation⁴⁾

Base metal	Mean	$\Delta RT_{NDT} = [17.3 + 1537 \times (P - 0.008) + 238 \times (Cu - 0.08) + 191 \times Ni^2 Cu] \times \varphi^{0.35}$
	1 SD uncertainties	10.0°C
Welds	Mean	$\Delta RT_{NDT} = [18 + 823 \times (P - 0.008) + 148 \times (Cu - 0.08) + 157 \times Ni^2 Cu] \times \varphi^{0.45}$
	1 SD uncertainties	6.0°C
ΔRT_{NDT} normal distribution truncated between +3SD and -3SD		

φ : fluence in n/m^2 divided by 10^{23}

3.2 하중조건

본 해석에 사용한 하중조건인 소규모 냉각재 상실사고의 압력, 온도 및 열전달계수이력은 Fig. 2 와 같다. 압력용기 끝단에는 양끝단외력(end cap force)경계조건으로 압력용기 내면에 작용하는 압력의 5배를 작용시켰다⁵⁾. 균열면에서는 내압만을 법선방향으로 작용시켰으며, 물리적 특성을 고려하여 온도변화와 열전달로 인한 열적하중은 무시하였고 외벽은 단열된 상태로 가정하였다.

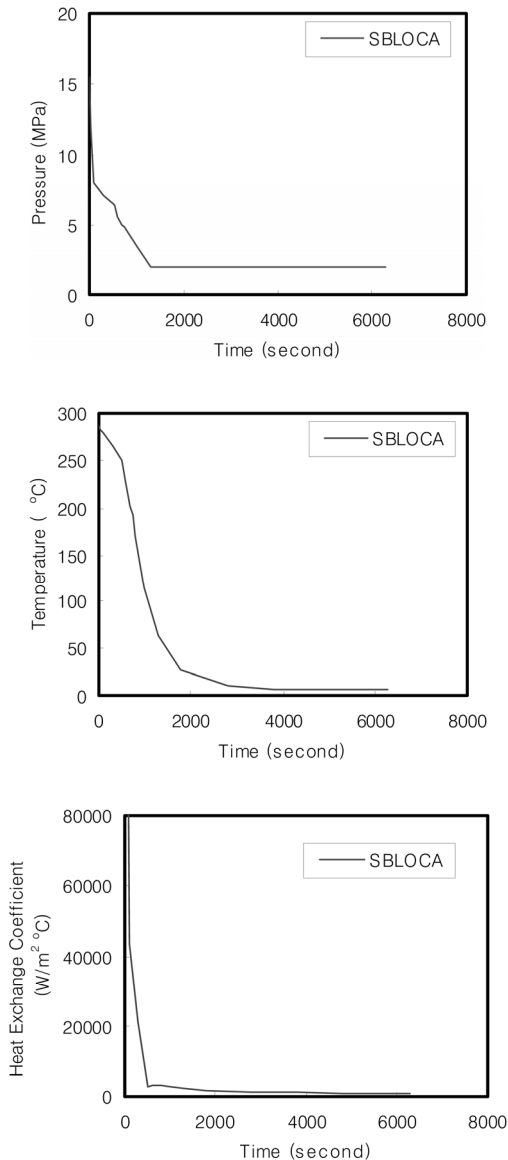


Fig. 2 Transient histories of SBLOCA⁴⁾

3.3 유한요소 모델

Fig. 3은 해석을 위해 구현된 3차원 유한요소모델로 기하학적 형상과 하중조건의 대칭성을 고려하여 전체 용기의 1/4로 단순화하여 모델링하였다. 이때 사용된 요소는 20절점 등매개변수 사각주요소 (20-nodes isoparametric brick element)이며 균열선단에서는 변형률 특이성이 고려된 특이요소인 20절점 4분점 사각주요소 (20-nodes quarter point brick element)를 사용하였다. 해석은 균열문제에 대한 변형특이성을 고려할 수 있는 범용 유한요소 해석 프로그램인 ABAQUS⁷⁾을 사용하였다. 응력 확대계수는 소규모 냉각재 상실사고하의 하중조건을 고려한 탄성과괴역학해석을 수행하여 균열선단 최심점에서의 J-적분으로부터 구하였다.

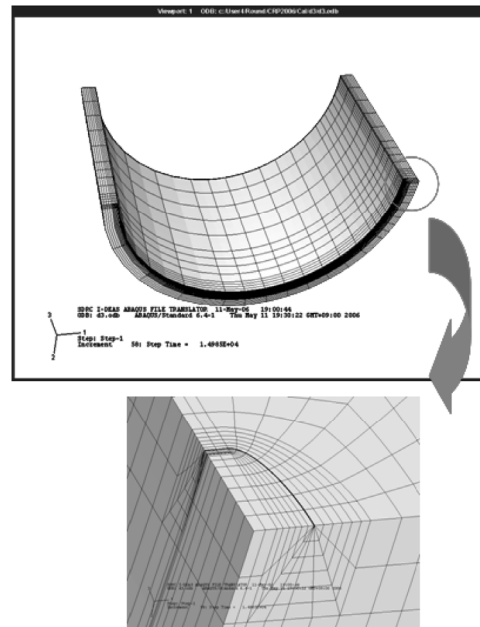


Fig. 3 3-D finite element mesh

4. 해석결과 및 검토

4.1 중성자조사에 따른 영향

Fig. 4는 원자로 압력용기의 재료가 모재인 경우에 대하여 소규모 냉각재 상실사고에 해당하는 운전조건에 대한 해석결과를 나타낸 것으로, 유한요소해석으로부터 구한 응력확대계수 K_I 과 중성

자조사에 따른 K_{IC} 를 함께 도시하였다. 해석으로부터 구한 응력확대계수 K_I 선도는 시간이 경과함에 따라 점점 증가하여 소규모 냉각재 상실사고 발생후 약 1500초 경과 후에 최대응력확대계수를 나타내었다. 중성자조사에 따른 K_{IC} 선도는 가동연수가 증가함에 따라 점점 좌측으로 이동하여, RT_{NDT} 값이 200°C인 경우 해석으로부터 구한 최대응력확대계수에 비하여 낮아져 압력용기의 파괴인성이 점차 낮아지는 경향을 나타내었다. Fig. 5는 원자로 압력용기의 재료가 용접재인 경우에 대한 소규모 냉각재 상실사고의 해석결과이다. 용접재의 기계적 특성이 모재와 동일함으로 해석으로부터 구한 응력확대계수 K_I 는 모재의 경우와 동일하지만, 중성자조사에 따른 K_{IC} 선도는 초기 기준무연성 천이온도가 모재와 달라 다소 차이를 보였다.

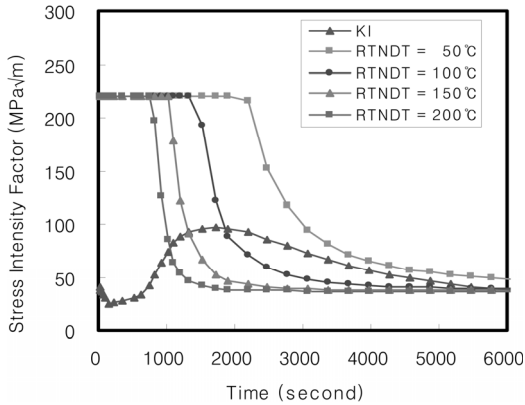


Fig. 4 Comparison of stress intensity factor curve for various RT_{NDT} (Base metal)

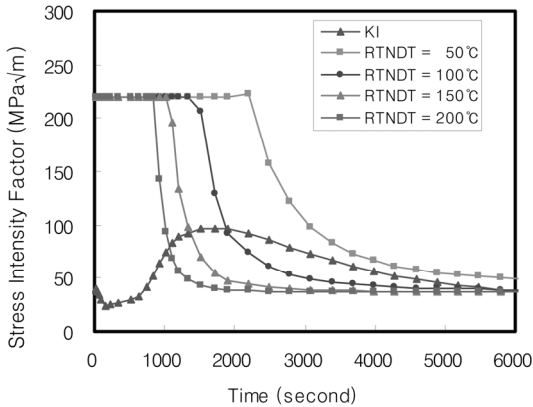


Fig. 5 Comparison of stress intensity factor curve for various RT_{NDT} (Welds)

for various RT_{NDT} (Welds)

4.2 균열성장 빈도

원자로 압력용기에 대한 확률론적 건전성 평가를 수행하기 위해 여러 가지 파라미터에 대하여 모재와 용접재의 RT_{NDT} 평균값과 분산을 계산하였다. Table 5는 초기 기준무연성 천이온도, 구리, 니켈, 인의 함량과 RT_{NDT} shift를 난수 파라미터로 설정하여 구한 모재와 용접재의 RT_{NDT} 평균값과 분산이며, Table 6은 Table 5의 해석조건에 플루언스도 난수 파라미터로 설정한 결과이다. 검토 결과, 가동초기인 10년에서는 모재와 용접재의 RT_{NDT} 평균값이 차이를 보였으며, 가동연수가 증가함에 따라 평균값도 점차 증가하였으나 가동연수가 60년인 경우 대체로 비슷한 평균값을 가지는 것으로 계산되었다.

Fig. 6은 소규모 냉각재 상실사고하의 모재에 대한 확률론적 균열성장 빈도를 계산한 결과이다. 확률론적 균열성장 빈도계산을 위한 방법은 Monte Carlo 시뮬레이션을 적용하여 난수 추출과 정규분포 변수를 구하였으며, 해석을 위한 조건은 Table 5의 결과에 기초하였다. 유한요소해석으로부터 구한 각 시간에 따른 응력확대계수 K_I 선도와 중성자조사에 따른 K_{IC} 값을 비교하여 균열성장 빈도를 계산하였다. 평가결과 약 2400초에서 최대 확

Table 5 RT_{NDT} according to neutron fluence

Fluence in $10^{23} n/m^2$	Base metal		Welds	
	Mean $RT_{NDT}(^{\circ}C)$	1 SD value ($^{\circ}C$)	Mean $RT_{NDT}(^{\circ}C)$	1 SD value ($^{\circ}C$)
3	33.7425	14.1179	23.8781	17.0222
5	44.2398	14.4931	37.7625	17.1668
7.5	54.0164	14.8917	51.2954	17.3376
10	61.8443	15.2426	62.5100	17.5008

Table 6 RT_{NDT} according to effective full power year

RPV age in year	Mean fluence value $10^{23} n/m^2$	Base metal		Welds	
		Mean RT_{NDT} (°C)	1 SD value (°C)	Mean RT_{NDT} (°C)	1 SD value (°C)
10	3	33.6843	14.2901	23.8160	17.2611
20	5	44.1683	14.6297	37.6832	17.3926
40	7.5	53.9152	15.1597	51.1704	17.7798
60	10	61.7317	15.5116	62.3663	17.9908

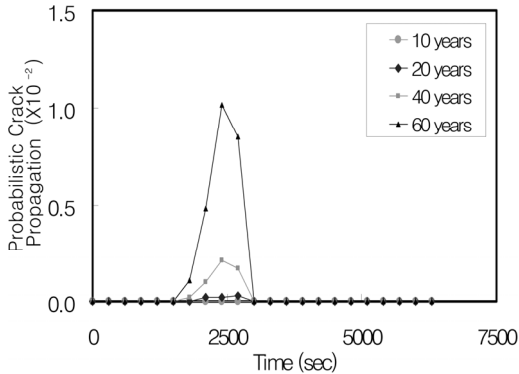


Fig. 6 Probability of crack initiation (Base metal)

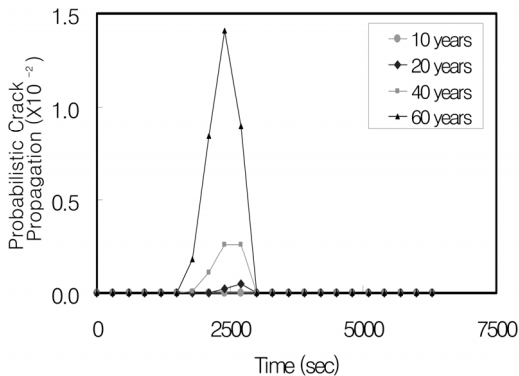


Fig. 7 Probability of crack initiation (Welds)

률론적 균열성장 빈도가 나타났다. Fig. 7은 용접재에 대한 확률론적 균열성장 빈도를 나타낸 것으로 최대 확률론적 균열성장 빈도가 나타나는 시간은 모재와 동일한 시간에서 나타났으며, 모재에 비해 용접재의 확률빈도가 더 높게 나타났다.

5. 결론

본 연구에서는 소규모 냉각재 상실사고를 받는 축방향 표면균열을 포함한 원자로 압력용기에 대

해 확률론적 구조건전성 평가를 수행하였으며, 그 결과는 다음과 같다.

1. 3차원 유한요소해석으로부터 구한 응력확대 계수선도는 소규모 냉각재 상실사고 후 시간이 경과함에 따라 점차 증가하다가 약 1500초를 기점으로 감소하는 경향을 보였다.

2. 중성자조사에 따른 파괴인성 선도는 가동연수가 증가함에 따라 점점 유한요소해석 결과로부터 구한 응력확대계수 선도의 최대값 근방으로 이동하였다.

3. 원자로 압력용기를 구성하는 재료인 모재와 용접재의 초기 기준무연성 천이온도, 구리, 니켈, 인의 함량과 원자로 내벽에서의 중성자 조사량의 평균과 분산에 따른 영향을 평가한 결과, 가동초기에는 모재와 용접재의 기준무연성 천이온도 평균값에 다소 차이가 있었으나 가동연수가 증가함에 따라 점차 비슷한 평균값을 보였다.

4. 유한요소해석으로부터 구한 각 시간에 따른 응력확대계수 K_I 선도와 중성자조사에 따른 K_{IC} 값을 비교하여 균열성장 빈도를 계산한 결과 최대 확률론적 균열성장 빈도는 약 2400초 근방에서 발생한 것으로 평가되었다.

5. 원자로 압력용기를 구성하는 용접재에서 최대 확률론적 균열성장 빈도가 모재에 비해 더 높게 평가되었다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

- Kim, J. W., Kim, J. H., Kim. T. W., Kim, J. I., and Jung, M. J., 2006, "Structural Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel during Pressurized Thermal Shock," The Korean Society of Mechanical Engineers, pp.36~41
- Kim, J. W., Kim, J. H., Kim. T. W., Park, K. B., and Jung, 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

3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1997, "Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events," Code of Federal Regulation 10 CFR 50.61
4. OECD/NEA PWG3-IAGE Metal Group, 2004, "Probability Structural Integrity of a PWR Reactor Pressure Vessel"
5. Sonmnath Chattopadhyay, 2005, "Pressure Vessels: Design and Practice," CRC Press
6. Korea Institute of Nuclear Safety, 2007, "Review and Benchmark of Calculations methods for Structural Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessels during Pressurized Thermal Shock," KINS/RR-453
7. ABAQUS/Standard Ver. 6.7 Software, Dassault Systemes