2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

가압열충격하의 원자로 압력용기에 대한 확률론적 파괴역학의 적용

Application of Probabilistic Fracture Mechanics for Reactor Pressure Vessel under Pressurized Thermal Shock

김종욱, 김지호, 김태완, 최순, 박근배

한국원자력연구소
대전광역시 유성우체국 사서함 105

요약

발전소의 운전가능한 잔류수명을 예측하기 위해서는 발전소 운전수명에 큰 영향을 미치는 주요 기기들을 선정하고, 선정된 기기들을 구성하는 재료와 여러 변수들의 영향을 고려할 필요가 있다. 원자력발전소 기기들의 안전성 평가는 운전이력, 재료특성의 변화 및 손상모델의 불확실성에 관한 정보부족으로 어려움이 존재한다. 따라서 기기의 건전성과 안전성이 결정론적 파괴역학에만 근거하여 평가되면, 도출된 결과는 발전소 수명에 상당한 보수성을 가지게 될 것이다. 확률론적 파괴역학은 결함의 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 여겨지고 있다. 본 연구의 목적은 결정론적과 확률론적 파괴역학을 적용하여 소규모 냉각재 상실사고 또는 가압열충격사고에 대하여 원자로 압력용기의 구조건전성을 평가하는데 있다. 결정론적 파괴역학 해석은 3차원 유한요소모델을 이용하여 수행하였으며, 확률론적 건정성 해석은 Monte Carlo 기법에 기초하여 수행하였다. 난수 변수는 용기 내벽에 대한 중성자효과, 원자로 압력용기재료의 구리, 니켈, 인의 함량과 초기 기준무연성 천이온도이다.

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 or the pressurized thermal shock 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}.

1. 서 론

현재 초기에 개발되어 사용되고 있는 원자력발전소의 설계수명이 점차 다가옴에 따라 운전중인 원자력발전소들의 효율적인 운영 및 수명연장에 대한 연구가 상당히 중요한 문제로 대두하고 있다. 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 고려함으로서 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 확정 값을 가지는 결정론적 파괴역학(Deterministic Fracture Mechanics, DFM)이 주종을 이루었다[1~3]. 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 결함의 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 여겨지고 있으며, 이에 대한 많은 연구들이 현재 진행중으로 여러 가지 확률론적 파괴역학계산 프로그램이 개발되었고, 실제 사례에 적용되고 있다[참고문헌 기술].

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

있다. 10 CFR 50.61[4]은 압력용기의 가압열충격(Pressurized Thermal Shock) 방지 요건에 관하여 규정하고 있다. 비상 운전조건중 하나인 가압열충격은 내압이 유지 또는 재상승하는 상태에서 급속한 냉각이 발생하는 사고[5~8]를 말하며, 이는 대형 냉각재 상실사고시의 단순한 열충격문제와는 달리 급속한 냉각으로 인해 발생한 열응력이 내압으로 인한 응력과 합해져서 용기벽 내부에 큰 인장응력을 발생시키는 한편 냉각에 의해 용기벽의 온도가 기준무연성 천이온도보다 낮아지게 되면서 재료의 파괴인성치가 현저하게 감소한다. 이때 용기내벽에 존재하는 균열은 인장응력상태로 인해 비선형 파괴거동을 나타낼 수 있다.

본 연구에서는 임의의 운전조건을 고려하여 원자로 압력용기에 축방향 표면균열을 포함한 경우에 대한 결정론적 건전성 평가와 함께 여러 가지 파라미터를 고려한 확률론적 구조 건전성 평가를 수행하고자 한다. 이를 위한 임의의 운전조건으로는 소규모 냉각재 상실사고(Small Break Loss of Coolant Accident, SBLOCA)와 재가압이 고려된 가압열충격사고를 대상으로 설정하였다[9]. 또한 확률론적 건전성 평가를 위한 여러 가지 파라미터로 압력용기를 구성하는 재료인 모재와 용접재에 따른 초기 기준무연성 천이온도(RT_{NDT})와 구리(Cu), 니켈(Ni), 및 인(P)의 함량, 그리고 원자로 내벽에서의 중성자 조사량 등을 고려하였으며, 확률론적 해석은 Monte Carlo 기법을 사용하여 수행하였다.

2. 관련 이론

2.1 최대 허용 무연성 천이온도

균열선단에서의 시간에 따른 온도분포로부터 기준 무연성 천이온도(nil - ductility reference temperature : RT_{NDT})를 가정하면 정지하고 있는 균열의 전파여부를 판단하는 파괴인성치 K_{IC} 를 다음과 같이 구할 수 있다[10].

$$K_{IC} = 36.5 + 3.1\exp[0.036(T - RT_{NDT} + 55.5)] \qquad \left(MPa\sqrt{m}\right) \qquad (1)$$

균열선단에서의 응력확대계수 K_I 과 파괴인성치의 변화를 시간에 따라 비교하여 K_I 이 K_{IC} 보다 클 때 균열이 전파하기 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 가압열충격 해석절차

미국 원자력규제위원회에서는 가압열충격에 의한 사고발생여부를 평가하기 위한 평가 절차를 제시하고 있으며[10], 이에 따른 결정론적 파괴역학에 근거한 평가절차는 그림 1과 같다.

2.3 Monte Carlo Simulation

Monte Carlo 기법은 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.

$$P_f = \frac{M}{N} \tag{2}$$

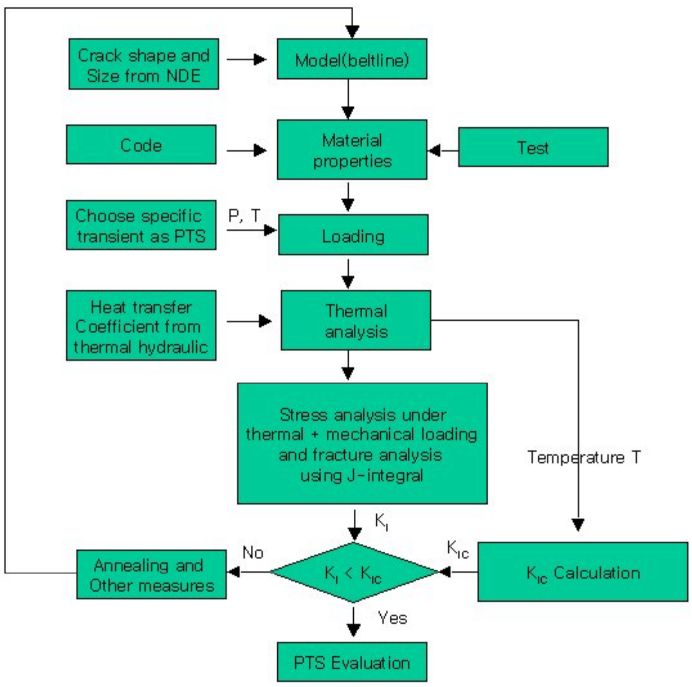


그림 1 가압열충격 해석절차

3. 유한요소 해석모델

본 연구에서는 건전성을 평가하기 위해 내경이 3988mm, 벽두께 200mm, 클래드 두께 7.5mm인 원자로 압력용기를 해석 대상으로 하였다. 해석 모델은 그림 2에서 보는 바와 같이 원자로 압력용기 내벽에 균열깊이비 a/t = 0.1, 균열형상비 a/c = 1/3인 축방향 표면균열이 존재하는 것으로 가정하였다. 해석을 위한 용기모델은 기하학적 형상과 하중조건의 대칭성을 고려하여 그림 3과 같은 3차원 축대칭 유한요소해석모델을 구현하여 해석에 사용하였다. 본 해석에 적용한 운전조건인 소규모 냉각재 상실사고와 가압열충격사고의 압력, 온도 및 열전달계수이력은 각각 그림 4 및 5와 같다. 균열면에서는 내압만을 법선방향으로 작용시켰으며, 물리적 특성을 고려하여 온도변화와 열전달로 인한 열적하중은 무시하였고 외벽은 단열된 상태로 가정하였다.

원자로 압력용기의 구조건전성 평가에 사용된 용기의 재질은 두가지 경우로 모재인 경우와 용접재인 경우로 구분하였으며, 압력용기 내벽은 클래드로 피복되었다. 각 재료의 온도변화에 따른 재료물성치는 표 1과 같다. 초기 기준무연성 천이온도와 각 용기의 화학적 조성비는 표 2와 같으며, 가동연수에 따른 중성자변화에 기인한 기준무연성 천이온도의 변화량 계산식은 표 3과 같다[9].

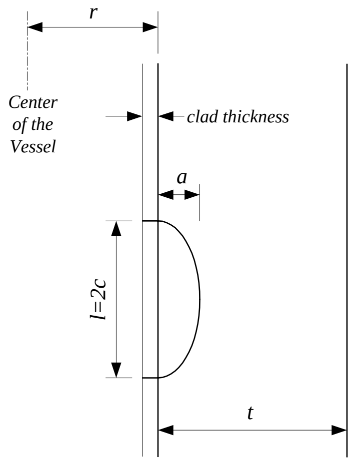


그림 2 균열의 형상

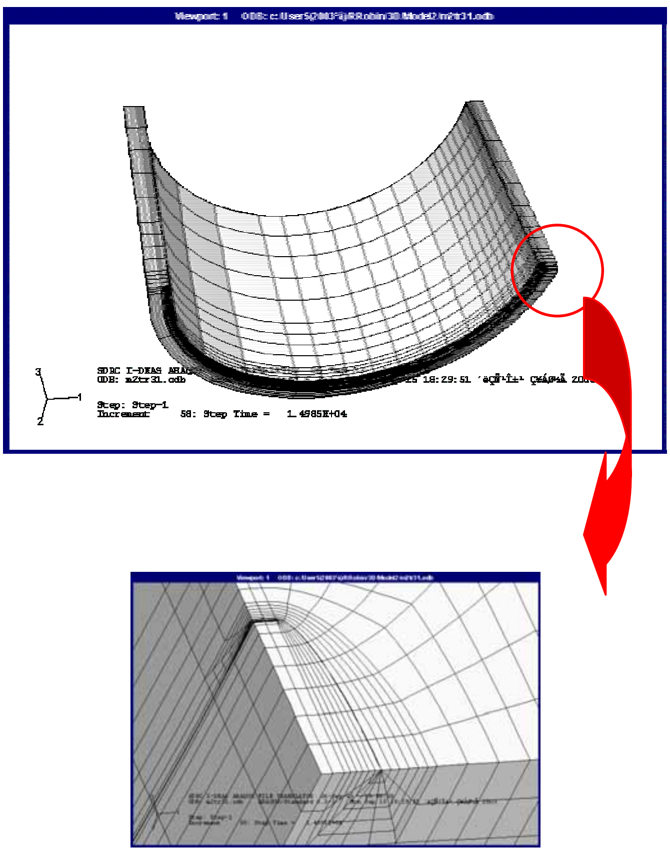
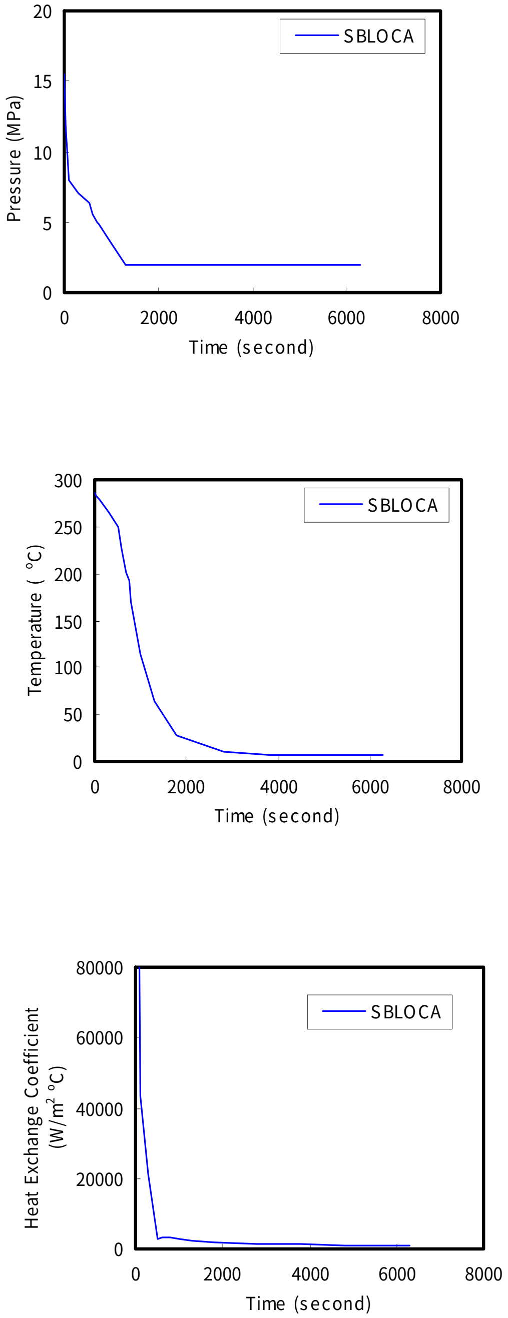


그림 3 유한요소해석모델



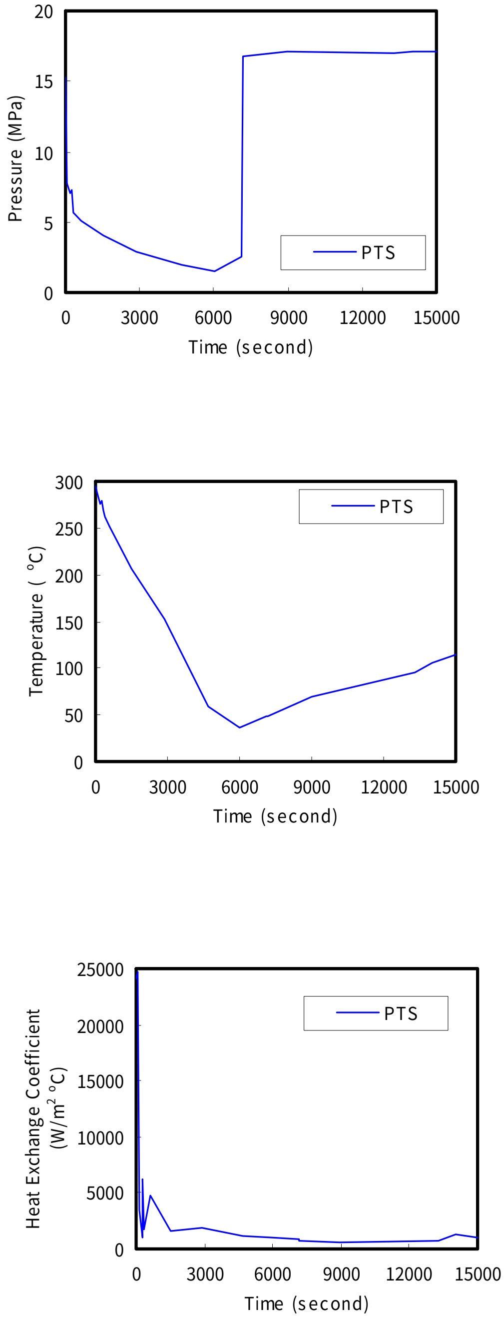


그림 4 소규모 냉각재 상실사고의 이력

그림 5 가압열충격사고의 이력

표 1 원자로 압력용기에 대한 기계적 특성

	Temperature [$^{\circ}C$]	Base metal and Weld metal	Cladding
Modulus of elasticity [GPa]	20	204.0	197.0
	300	185.0	176.5
Poisson's ratio	20	0.3	0.3
	300	0.3	0.3
Thermal conductivity [$W/m^{o}C$]	20	54.6	14.7
	300	45.8	18.6
Thermal diffusivity ($X10^{-5}$) [m^2/s]	20	1.47	0.41
	300	1.06	0.43
Thermal expansion coeff.($X10^{-6}$) [$1/^{o}C$]	20	10.9	16.4
	300	12.9	17.7

표 2 화학적 조성비와 초기 기준무연성 천이온도

	Initial RT_{NDT}	1 SD uncertainties	% Copper (Cu)	2 SD uncertainties
Base metal	- 20℃	9℃	0.086	0.02
Welds	- 30℃	16℃	0.120	0.02
	% Phosphorus (P)	2 SD uncertainties	% Nickel (Ni)	2 SD uncertainties
Base metal	0.0137	0.002	0.72	0.1
Welds	0.0180	0.002	0.17	0.1

표 3 기준무연성 천이온도의 변화량 계산식

Base metal	Mean	$\Delta RT_{NDT} = [17.3+1537*(P-0.008)+238*(Cu-0.08)+191*Ni^2Cu]*\varphi^{0.35}$
	1SD	10°C
Weld	Mean	$\Delta RT_{NDT} = [18+823*(P-0.008)+148*(Cu-0.08)+157*Ni^2Cu]*\varphi^{0.45}$
	1SD	6°C
ΔRT_{NDT} normal distribution truncated between +3SD and –3SD		

φ: fluence in n/m^2 divided by 10^{23}; P, Cu, Ni % of phosphorus, copper and nickel

4. 해석결과 및 검토

원자로 압력용기의 파괴역학적 건전성을 평가하기 위해 내벽에 축방향 표면균열을 포함한 경우의 운전조건에 따른 해석을 수행하였다. 해석은 ABAQUS 프로그램[11]을 이용하여 3차원 균열을 포함한 유한요소해석모델에 대하여 압력과 온도이력을 동시에 고려하여 수행하였다. 해석결과로부터 계산된 응력확대계수 K 는 균열선단 최심점에서의 값을 사용하였다.

그림 6은 원자로 압력용기의 재료가 모재인 경우에 대하여 소규모 냉각재 상실사고에 해당하는 운전조건에 대한 해석결과를 나타낸 것으로, 유한요소해석으로부터 구한 응력확대계수 K_I 과 중성자조사에 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 우측으로 이동하여, RT_{NDT} 값이 200℃인 경우 해석으로부터 구한 최대응력확대계수에 비하여 낮아져 압력용기의 파괴인성이 점차 낮아지는 경향을 나타내었다. 그림 7은 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. 그림 8과 9는 가압열충격조건하에서 각각 원자로 압력용기의 재료가 모재와 용접재인 경우에 대한 본 해석결과와 중성자조사에 따른 선도를 나타낸 것이다. 해석으로부터 구한 응력확대계수 K_I 선도는 가압열충격사고 발생후 약 7600초에서 최대응력확대계수를 나타내었으며, 이 시간에서 최대응력확대계수가 나타낸 이유는 가압열충격 사고조건에서 재가압이 일어난 직후이기 때문에 발생한 것으로 여겨진다. 중성자조사에 따른 K_{IC} 선도는 소규모 냉각재 상실사고와 동일한 경향을 나타내어 가동연수가 증가함에 따라 점점 우측으로 이동하였다.

원자로 압력용기에 대한 확률론적 건전성 평가를 수행하기 위해 여러 가지 파라미터에 대하여 모재와 용접재의 RT_{NDT} 평균값과 분산을 계산하였다. 표 4는 초기 기준무연성 천이온도, 구리, 니켈, 인의 함량과 RT_{NDT} shift를 난수 파라미터로 설정하여 구한 모재와 용접재의 RT_{NDT} 평균값과 분산이며, 표 5는 표 4의 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.

그림 10은 소규모 냉각재 상실사고조건에서의 모재에 대한 확률론적 균열발생 빈도를 계산한 결과이다. 확률론적 균열발생 빈도계산을 위한 방법은 Monte Carlo 기법을 적용하여 난수 추출과 정규분포 변수를 구하였으며, 해석을 위한 조건은 표 4의 결과에 기초하였다. 유한요소해석으로부터 구한 각 시간에 따른 응력확대계수 K_I 선도와 중성자조사에 따른 K_{IC} 값을 비교하여 균열발생 빈도를 계산하였다. 평가결과 약 3600초에서 최대 확률론적 균열발생빈도가 나타났다. 그림 11은 소규모 냉각재 상실사고조건에서 용접재에 대한 확률론적 균열발생빈도를 나타낸 것으로 최대 확률론적 균열발생빈도가 나타나는 시간은 모재와 비슷한 시간에서 나타났으며, 모재에 비해 다소 넓은 시간대에서 확률론적 균열발생빈도가 분포하였다. 가압열충격사고에서의 모재와 용접재에 대한 확률론적 균열발생 빈도의 계산결과는 각각 그림 12와 13에 나타내었다. 확률론적 균열발생 빈도계산 방법과 해석조건은 소규모 냉각재 상실사고조건과 동일하며, 평가결과 약 7500초에서 최대 확률론적 균열발생

빈도를 보였다. 가압열충격사고에서는 소규모 냉각재 상실사고와 달리 재가압의 운전조건이 포함되어 그림12와 13에서 보는 바와 같이 시간에 따른 확률론적 균열발생빈도가 사고초기에 비하여 재가압이 이루어진 이후에도 다소 높게 나타나고 있다.

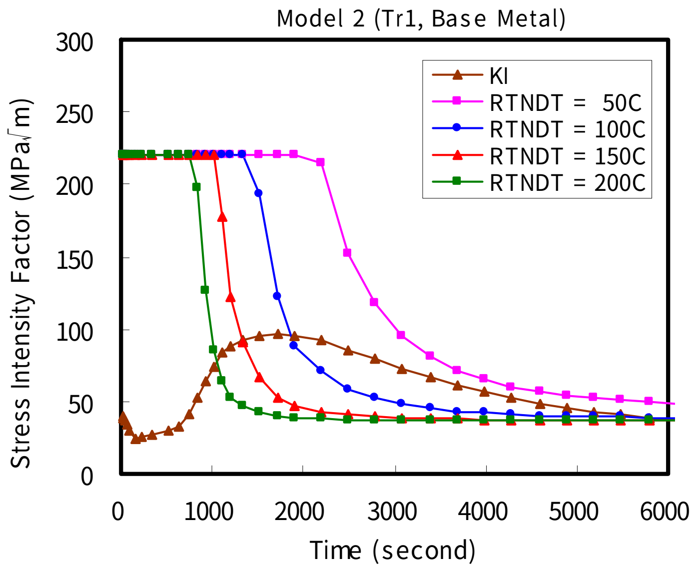


그림 6 소규모 냉각재 상실사고조건에서의 응력확대계수 선도(Base metal)

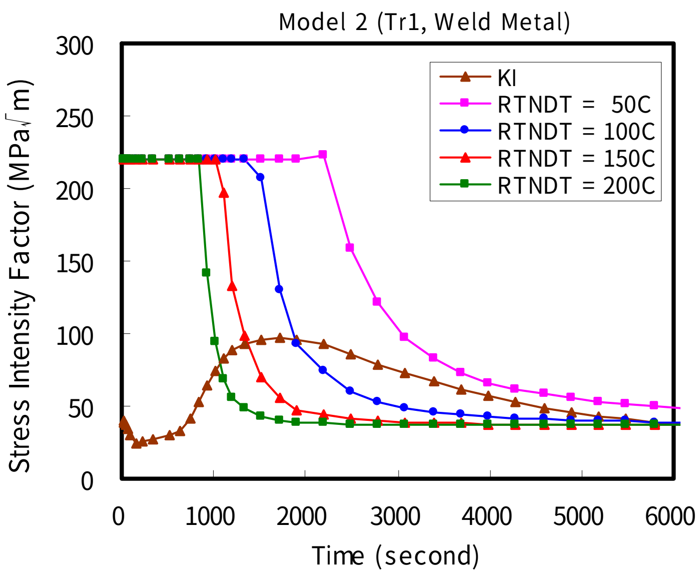


그림 7 소규모 냉각재 상실사고조건에서의 응력확대계수 선도(Weld metal)

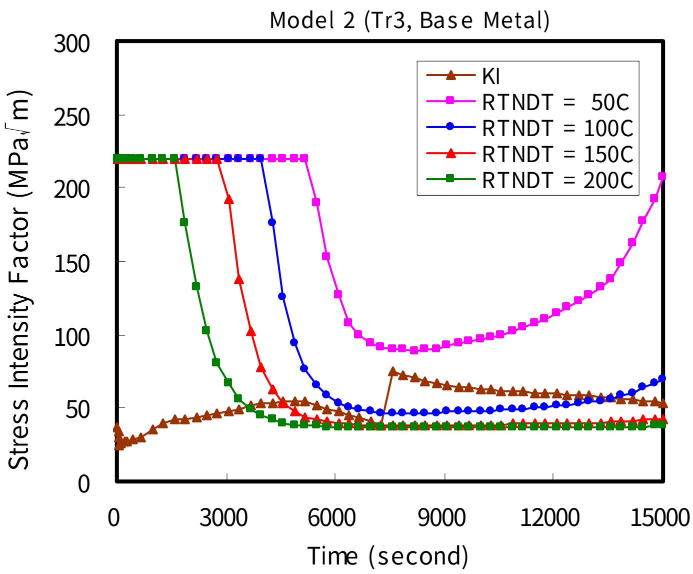


그림 8 가압열충격조건에서의 응력확대계수 선도(Base metal)

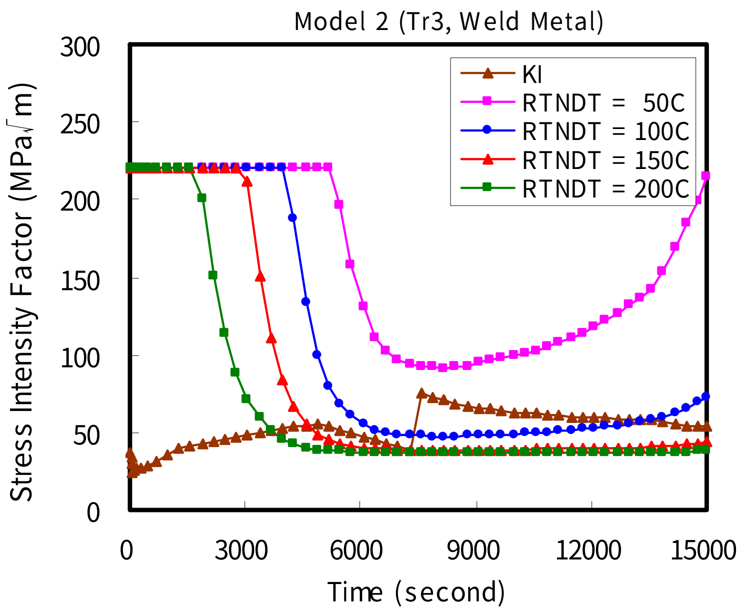


그림 9 가압열충격조건에서의 응력확대계수 선도(Weld metal)

표 4 중성자조사에 따른 RT_{NDT}

	Base metal		Welds	
Fluence in 10^{23} n/m^2	**Mean RT_{NDT}**	**1 SD value**	**Mean RT_{NDT}**	**1 SD value**
3	33.0876	13.2870	23.7021	17.0939
5	43.4683	13.2870	37.5854	17.0939
7.5	53.1362	13.2870	51.1173	17.0939
10	60.8771	13.2870	62.3309	17.0939

표 5 가동연수에 따른 RT_{NDT}

		Base metal		Welds	
RPV age in year	**Mean fluence value**	**Mean RT_{NDT}**	**1 SD value**	**Mean RT_{NDT}**	**1 SD value**
10	**3**	33.0591	13.4369	23.5668	16.9523
20	**5**	43.4765	13.4369	37.5013	16.9523
40	**7.5**	53.0986	13.4369	50.9751	16.9523
60	**10**	60.8024	13.4369	62.1657	16.9523

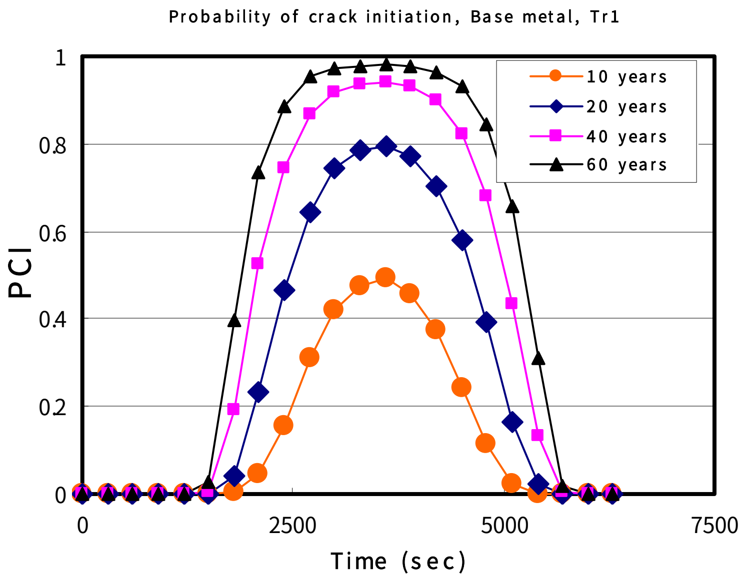


그림 10 소규모 냉각재 상실사고에서의 균열개시 확률(Base metal)

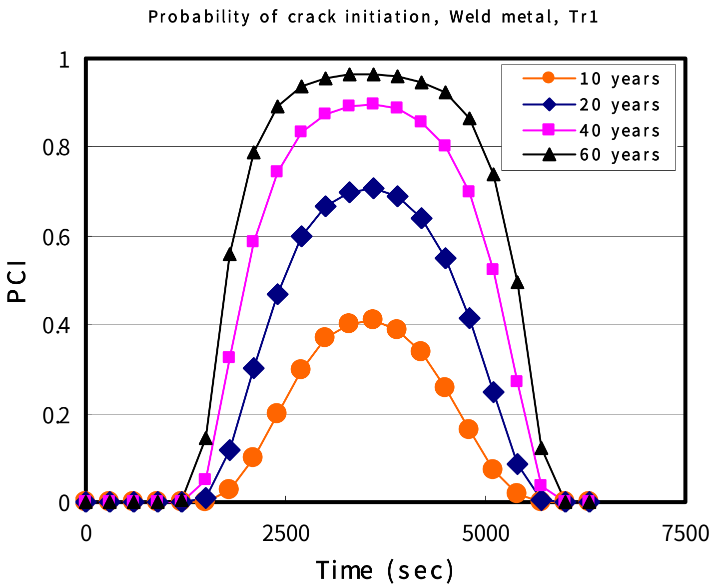


그림 11 소규모 냉각재 상실사고에서의 균열개시 확률(Weld metal)

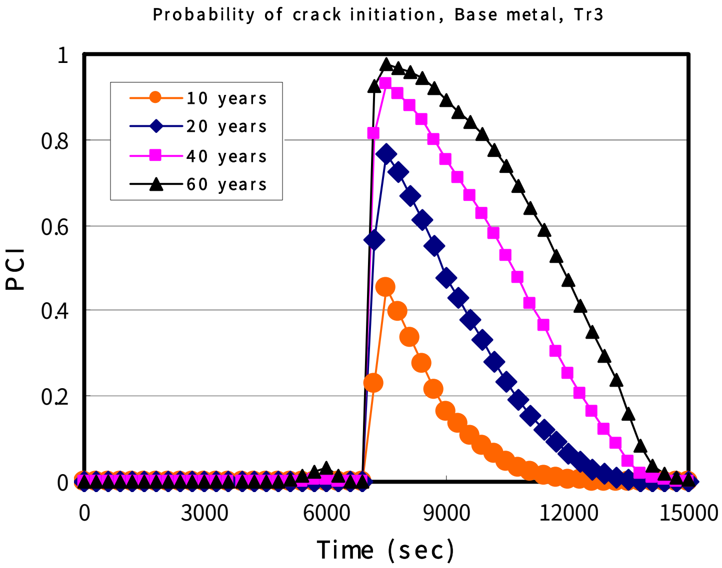


그림 12 가압열충격조건에서의 균열개시 확률(Base metal)

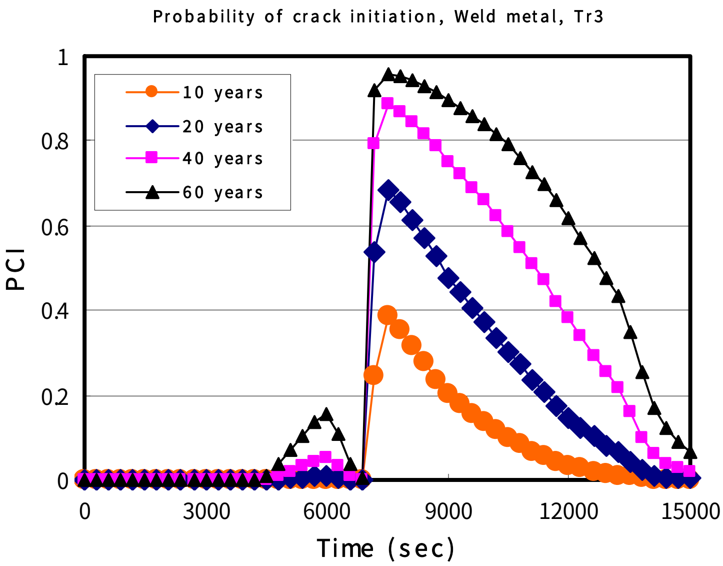


그림 13 가압열충격조건에서의 균열개시 확률(Weld metal)

5. 결론

본 연구에서는 축방향 표면균열을 포함한 원자로 압력용기에 대하여 소규모 냉각재 상실사고와 가압열충격사고에서 확률론적 구조건전성 평가를 수행하였으며, 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

1) 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 RT_{NDT} 평균값에 다소 차이가 있었으나 가동연수가 증가함에 따라 점차 비슷한 RT_{NDT} 평균값을 보였다.
2) 소규모 냉각재 상실사고의 경우, 결정론적 파괴역학 평가에 따르면 최대응력확대계수가 사고 발생 후 약 1500초에서 나타났으나, 확률론적 균열발생 빈도 계산에 의한 결과는 약 3600초에서 가장 크게 나타났다.
3) 가압열충격 사고의 경우, 결정론적 파괴역학 평가에 따르면 최대응력확대계수가 사고 발생 후 약 7600초에서 나타났으며, 확률론적 균열발생 빈도 계산에 의한 결과도 약 7500초에서 가장 크게 나타났다.

참고문헌

1. 김종욱, 이규만, 최순, 박근배, 2001, "가압열충격에 대한 일체형원자로 SMART의 구조건전성 평가," 대한기계학회 춘계학술대회 논문집, pp.441 - 446
2. 김종욱, 이규만, 박근배, 2001, "냉각조건을 고려한 원자로 용기의 압력 - 온도 한계곡선 평가," 원자력학회 추계학술대회 논문집
3. 김종욱, 박근배, 2002, "균열깊이 비를 고려한 원자로 압력용기의 가압열충격 해석," 제 9회 원전 기기건전성 Workshop
4. "Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events," 1997, Code of Federal Regulation 10 CFR 50.61, USNRC
5. Yinbiao, HE and Toshikuni ISOZAKI, 2000, "Fracture mechanics analysis and evaluation for the RPV of the Chinese Qinshan 300MW NPP under PTS," JAERI - Research 2000 - 12, JAERI
6. N. K. Mukhopadhyay, B. K. Dutta, H. S. Kushwaha, S. C. Mahajan and A. Kakodkar, 1996, "Numerical Characterization of a Cylinder with Circumferential Cracks under Pressurized Thermal Shock," Int. J. Pres. Ves. & Piping 69, pp.97~104
7. W. E. Pennell, 1993, "Heavy - Section Steel Technology Program Overview," Nuclear Engineering and Design 142, pp.117~135
8. K. E. Stahlkopf, 1984, "Pressure Vessel integrity under Pressurized Thermal Shock Conditions," Nuclear Engineering and Design 80, pp.171~180
9. OECD/NEA PWG3 - IAGE Metal Group, 2004, "Probabilistic Structural Integrity of a PWR Reactor Pressure Vessel"
10. ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI, 1998, Rules for Inservice

Inspection of Nuclear Power Plant Components, Appendix A, The American Society of Mechanical Engineers
11. ABAQUS/Standard User's Manual, Ver.6.3, 2002