

# 가압열충격을 고려한 원자로 압력용기의 파괴역학적 해석

박상윤 · 박재학

충북대학교 안전공학과

## 1. 서론

원자력 압력용기의 건전성 평가 및 안전성 확보에 대한 관심은 1978년 미국 Rancho Seco 발전소에서 발생한 가압열충격 사고로 인해 크게 부각되기 시작하였다. 가압열충격(Pressurized Thermal Shock: PTS)이란 계통의 압력이 높은 상태이거나 증가중인 상태에서 급속한 냉각과 과도한 냉각이 발생하는 것을 의미한다. 이러한 냉각에 의해 원자로용기 외벽보다 내벽이 빨리 냉각되어 상당한 온도구배가 발생하고 이 온도구배에 따라 용기 내벽에 최대인장 열응력이 발생한다. 또한 과냉각 사고후 원자로가 재가압되면 열응력이 결합하여 큰 인장응력으로 작용하며 용기벽의 온도가 무연성 천이온도(reference nil-ductility transition temperature :  $RT_{NDT}$ )보다 낮아지게 되면 재료의 파괴인성치가 현저히 감소한다. 이러한 인장응력의 증가와 파괴인성치의 감소는 압력용기의 건전성을 상실하게 할 수 있고 이 경우 심각한 원자로 냉각수 상실사고를 유발할 수 있다.

본 논문에서는 가압열충격을 유발시킬 수 있는 조건 중 주증기관 파단사고(main stream line break : MSLB)와 소형냉각제 손실사고(small break loss of coolant accident : LOCA) 두 가지를 선정하여 시간에 따른 용기내의 압력, 온도, 열전달계수의 변화에 대해 유한요소해석을 수행하였고, 그 결과 산출된 온도분포 및 응력강도계수를 재료의 온도와 무연성 천이온도의 함수인 파괴인성치와 비교하여 원자로용기의 건전성 평가를 수행하였다. 측정 대상에는 국내에서 가장 오래된 원자로 압력용기를 선정하였고 용기에 존재하는 균열의 형상비, 균열방향, 클래드 등을 고려하여 그에 대한 영향을 평가하였다.

## 2. 가압열충격해석

해석을 수행한 원자로용기로는 PWR형 국내 원자로를 선정하였다. 내부에는 부식 방지를 위한 클래드부가 있으며 원자로용기 형상은 내경 132in, 벽두께 6.5in 그리고 클래드부 두께 0.125in 이다. 원자로용기 내부에 가정된 가상균열 형상과 초기 조건을 각각 Table 1과 Table 2에 정리하였다. 여기서 두께  $t$ 와 균열길이  $a$ 는 클래드부를 포함하는 값이다.

Table 1 Postulated cracks

Crack number	Location	Direction	Shape	Aspect ratio ( $a/t$ )	Depth ( $a/t$ )
C1	surface	circumferential	infinite	0	1/4
C2	surface	axial	infinite	0	1/4
C3	surface	circumferential	infinite	0	1/10
C4	surface	axial	infinite	0	1/10
C7	surface	circumferential	semi-elliptical	1/6	1/4
C8	surface	axial	semi-elliptical	1/6	1/4

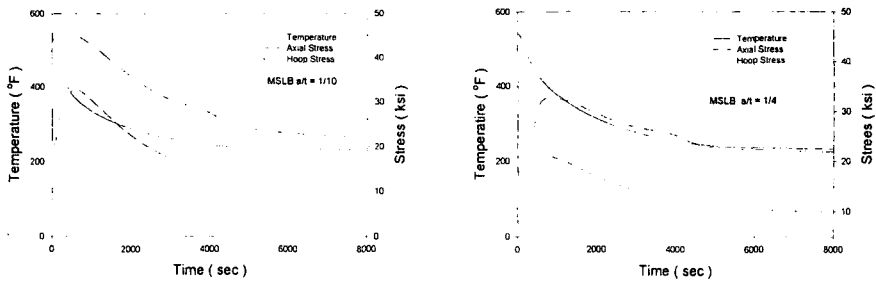
Table 2 Initiating events

Transient number	Description	History plot
T1	Main stream line break (MSLB)	Pressure, Temperature, Heat transfer coefficient
T2	Small break LOCA (SBLOCA)	Pressure, Temperature, Heat transfer coefficient

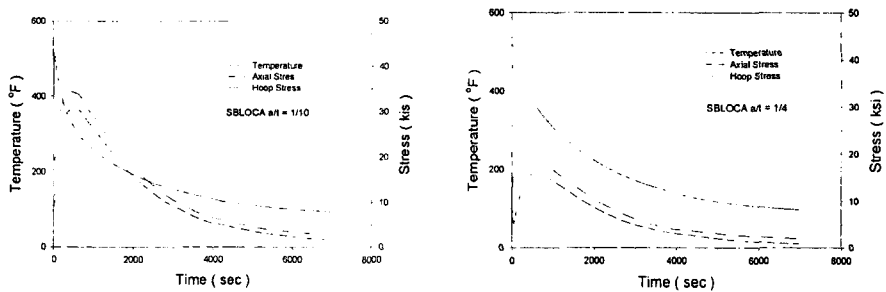
열전달 해석과 열응력을 구하기 위하여 상용 유한요소 프로그램인 ANSYS를 사용하였으며 하중조건과 기하학적 형상의 대칭성을 고려하여 균열이 없는 2차원 축대칭 모델로 단순화하였다.

원자로용기 상하부가 막혀있는 구조를 열린 용기로 모델링하였으므로 이를 보정하기 위하여 축방향의 응력을 계산하여 내벽의 압력에 4.733~4.782배를 적용하였으며 외부 표면은 단열조건을 적용하였다. 재료의 물성치와 함께 가압열충격의 초기조건으로 선정된 주증기관 파단사고와 소형냉각제 손실사고의 시간에 따른 온도 및 열전달계수를 적용하여 두께방향의 열분포를 구할 수 있었으며 이를 체적력(body force)로 변환하여 내압과 축방향 응력을 가함으로써 열응력을 구할 수 있었다.

Fig.2는 MSLB(a)와 SBLOCA(b)에 대한 균열선단에서의 시간에 따른 온도와 응력의 변화를 나타낸 것이다.



(a)MSLB



(b)SBLOCA

Fig.2 Temperature and stress histories at crack tip

### 3. 파괴역학해석

유한요소해석을 통해 구한 응력을 이용하여 응력강도계수를 구하였다. 보일러 및 압력용기 코드 섹션 XI[2]에서 제시된 응력강도계수  $K_I$ 를 구하는 식은 다음과 같다.

$$K_I = (M_m \sigma_m + M_b \sigma_b) \sqrt{\pi a / Q}$$

여기서  $\sigma_m$ ,  $\sigma_b$ ,  $M_m$ ,  $M_b$ ,  $Q$ ,  $a$ 는 각각 막응력, 굽힘응력, 막응력계수, 굽힘응력계수, 결함형상계수 및 결함깊이를 나타낸다. 막응력과 굽힘응력은 벽 두께를 고려하여

균열위치에서의 비선형 응력분포를 선형화하여 구하였다.

응력강도계수가 결정되면 균열개시 파괴인성치( crack initiation fracture toughness :  $K_{IC}$  )와 비교하여 균열거동을 평가한다. 파괴인성치  $K_{IC}$ 는 재료온도와 무연성천이온도 ( $RT_{NDT}$ )의 함수로서 ASME 보일러 및 압력용기 코드 섹션 XI, 부록 A에 제시된 다음 식을 이용하여 예측할 수 있다.

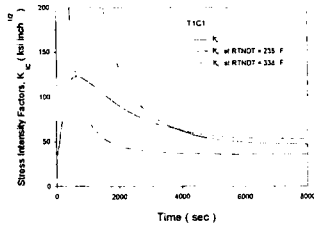
$$K_{IC} = 33.2 + 2.806 e^{0.020(T - RT_{NDT} + 100)}$$

최대허용  $RT_{NDT}$ 는  $dK_I/dt = dK_{IC}/dt$ 와  $K_I = K_{IC}$ 의 두 가지 조건을 만족할 때까지  $RT_{NDT}$ 를 증가시키는 접선기준(tangent criterion)과  $K_I$ 의 최대값이  $K_{IC}$ 와 일치할 때까지  $RT_{NDT}$ 를 증가시키는 최대기준(maximum criterion)에 대하여 계산하였다.

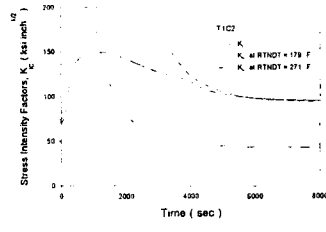
Fig.3은 해석을 수행한 응력강도계수와 파괴인성치를 각각의 케이스 별로 나타냈으며 최대허용  $RT_{NDT}$ 의 결과를 최대응력강도계수와 함께 Table 3에 정리하였다.

Table 3 Maximum stress intensity factors and allowable  $RT_{NDT}$

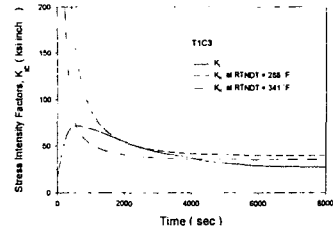
Case	Maximum stress intensity factor		Maximum allowable $RT_{NDT}$			
			Tangent criteria		Maximum criteria	
	$ksi\sqrt{in}$	second	°F	second	°F	second
T1C1	123	645	235	3829	338	645
T1C2	149	1245	179	5671	271	1245
T1C3	72	584	288	1893	341	585
T1C4	75	345	225	3830	379	345
T1C7	81	630	298	2616	371	630
T1C8	114	720	216	5554	335	720
T2C1	112	600	197	2276	295	600
T2C2	120	500	182	2562	308	500
T2C3	67	360	219	1699	327	360
T2C4	69	200	207	1878	375	200
T2C7	74	600	266	1514	329	600
T2C8	83	470	247	1746	342	470



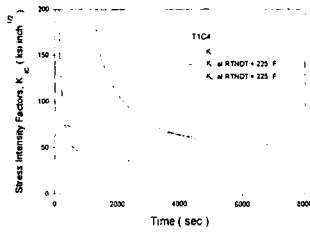
(a) TIC1



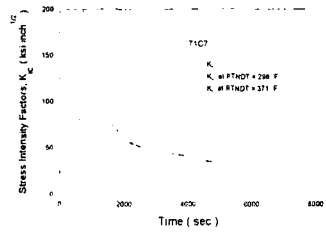
(b) TIC2



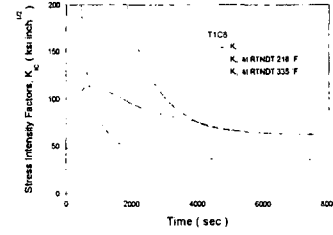
(c) TIC3



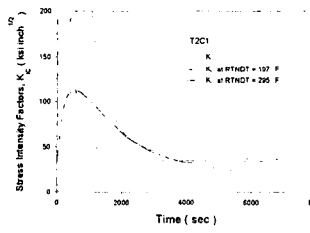
(d) TIC4



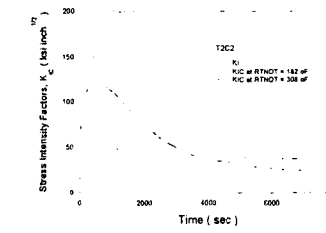
(e) TIC7



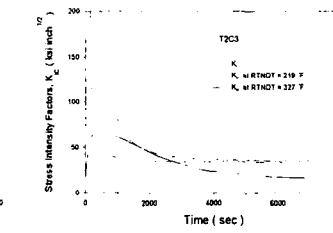
(f) TIC8



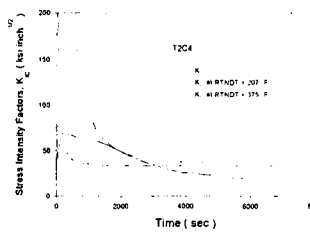
(g) T2C1



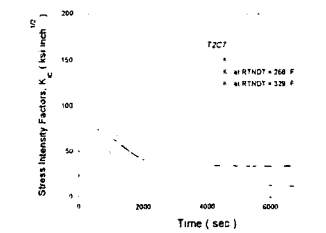
(h) T2C2



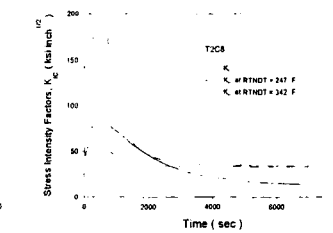
(i) T2C3



(j) T2C4



(k) T2C7



(l) T2C8

Fig.3 Stress intensity factor history at crack tips

## 4. 결론

원자로 압력용기에 있을 수 있는 여러 가지 균열상황을 가정하여 응력분포와 응력강도계수를 구하였다. 접선기준과 최대기준을 적용하여 구한 최대허용  $RT_{NDT}$ 로부터 파괴인성치를 결정하였다. 이렇게 구한 파괴인성치를 응력강도계수와 비교함으로써 가압열충격 조건하에서 원자로 압력용기의 건전성을 평가할 수 있다.

## 감사의 글

본 연구는 한국과학재단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성 평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

## 참고문헌

1. M.J. Jung, Y.W. Park, "Deterministic structural and fracture mechanics analyses of reactor pressure vessel for pressurized thermal shock", Structural Engineering and Mechanics, Vol. 8, No. 1, 1999.
2. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Rules for In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components, 1986 Edition.
3. 광동욱, 최재봉, 김영진, 표창률, 박운원, "가압열충격을 고려한 원자로용기의 건전성 평가를 위한 결정론적 파괴역학 해석," 대한기계학회논문집 A권, 제23권, 제8호, pp. 1425~1434, 1999.
4. 정해동, 가압열충격에 따른 원자로 압력용기 건전성 해석 및 평가, 학위논문, 한국과학기술원, 1986