

가압열충격 사고에 대한 원자로 용기의 최대 허용 기준무연성천이온도

Maximum Allowable RT_{NDT} of Nuclear Reactor Vessel for Pressurized Thermal Shock Accident

정 명 조*
Jhung, Myung-Jo

박 윤 원**
Park, Youn-Won

송 선 호***
Song, Seon-Ho

요 지

본 연구에서는 가압열충격 사고로 소형 냉각재 상실사고를 가정하여 냉각재의 온도와 압력의 이력으로 부터 용기 벽의 온도분포를 구하고, 이로 부터 열응력과 압응력을 해석적으로 구하였다. 또 균열 선단에서의 응력강도계수와 파괴인성치를 ASME 코드의 방법을 이용하여 구하였고, 이들을 시간에 따라 비교하여 균열의 진전여부를 평가하였다. 원자로 용기 벽에 존재하는 여러 형태의 균열이 견딜 수 있는 최대 기준무연성천이온도를 결정하였으며 평가 결과에 대하여 고찰하였다.

Abstract

A small break loss of coolant accident is postulated as a pressurized thermal shock accident in this study. From the temperature and pressure histories of coolant, distributions of the temperature and stress in a vessel wall are analytically calculated. The stress intensity factor and fracture toughness of the vessel wall are determined at the crack tip using the ASME code method and they are compared to check if cracking is expected to occur during the transient postulated. The maximum allowable reference nil-ductility transition temperatures are determined for various crack sizes and the results are discussed.

Keywords : pressurized thermal shock, stress intensity factor, fracture toughness, reference temperature of nil-ductility transition

1. 서 론

원자로 용기는 내부에 핵연료 집합체와 관련 구조물들이 매우 복잡하게 설치되어 있으며 정상 가동시에는 핵분열로 인한 고온, 고압의 냉각수

를 유지하는 매우 중요한 부품이다. 따라서 원자로 용기는 엄격한 법규 및 기준에 따라 설계, 제작되고 있으며 이에 대한 건전성 확보를 위하여 많은 연구가 진행되고 있다. 특히 가압열충격 (Pressurized Thermal Shock)이 중요한 안전문

* 정회원·원자력안전기술원 기계설비실, 선임연구원
** 원자력안전기술원 기술개발실, 책임연구원
*** 원자력안전기술원 기계설비실, 책임연구원

• 이 논문에 대한 토론회를 1998년 6월 30일까지 본 학회에 보내주시면 1998년 9월호에 그 결과를 게재하겠습니다.

제로 대두되고 있다. 여기서 가압열충격이란 내압이 유지 또는 재상승하는 상태에서 심한 냉각이 발생하는 사고를 말하며, 이는 단순한 열충격 문제와는 달리 다음과 같은 가상사고를 일으킬 수 있다. 즉, 심한 냉각으로 인해 발생한 열응력은 내압으로 인한 응력과 합해져서 용기벽 내부에 큰 인장응력을 발생시키는 한편 냉각에 의해 용기벽의 온도가 기준무연성 천이온도보다 낮아지게 되면 재료의 파괴인성치가 현저하게 감소된다. 따라서 용기벽에 균열이 존재하는 경우 균열이 전파하여 원자로 용기의 대형파괴사고를 초래할 수 있다. 이에 대한 국내 원전의 건전성을 평가하기 위하여 지금까지는 대부분 외국의 경험과 해석 방법을 사용하였고 해석을 위하여 대형 상용코드를 사용함으로써 필요 이상의 시간과 노력이 요구되었다.

본 연구에서는 원자로 용기를 단순히 2차원으로 모델화하여 계산을 쉽게 하였고 또한 원자로 용기는 규제 측면에서 원전의 가장 중요한 기기이므로 가장 보수적으로 파괴역학 해석을 수행하여 건전성을 평가하였다. 즉, 가압열충격 사고로 소형 냉각재 상실사고를 가정하여 냉각재의 온도와 압력의 이력으로 부터 용기 벽의 온도분포를 구하고 이로 부터 열응력과 압응력을 해석적으로 구하였다. 또 균열 선단에서의 응력강도계수와 파괴인성치를 ASME 코드의 방법을 이용하여 구하였고 이들을 시간에 따라 비교하여 균열의 진전여부를 평가하였다. 원자로 용기 벽에 존재하는 여러 형태의 균열이 견딜 수 있는 최대 기준무연성천이온도를 결정하였으며 평가 결과에 대하여 고찰하였다.

2. 해 석

2.1 온도분포 및 응력해석

긴 실린더형 원자로 용기에 대하여 용기벽의 온도분포는 다음과 같이 미분방정식으로 표현된다¹⁾.

$$\rho c T_t - K \left(\frac{1}{r} T_r + T_{rr} \right) = 0 \quad (1)$$

이 때 초기조건 및 경계조건은 다음과 같다.

$$\begin{aligned} T(r, 0) &= T_0 \\ T_r(r_0, t) &= 0 \\ -K T_r(r_i, t) &= h [T_c(t) - T(r_i, t)] \end{aligned} \quad (2)$$

여기서 T_0 , K , h , ρ , c , r_0 , r_i 는 각각 냉각재의 온도, 재료의 열전도계수, 냉각수와 용기사이의 열전달계수, 재료의 밀도, 재료의 비열, 용기의 외경 및 내경이고 하첨자 r 은 반경방향에 대한 미분을 나타낸다. 각 절점에서의 온도는 유한차분법에 의해 구할 수 있다²⁾.

위에서 구한 온도분포로부터 원주방향 및 축방향의 열응력 $\sigma_r(r, t)$ 를 구하면³⁾

$$\begin{aligned} \sigma_{r, hoop}(r, t) &= \frac{\alpha E}{1-\nu} \left[\frac{1}{r^2} \int_{r_i}^r T(r, t) r dr \right. \\ &\quad \left. + \frac{1}{r^2} \frac{r^2 + r_i^2}{r_0^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_0} T(r, t) r dr \right] \end{aligned} \quad (3)$$

$$\sigma_{r, axial}(r, t) = \frac{\alpha E}{1-\nu} \left[\frac{2}{r_0^2 - r_i^2} \int_{r_i}^{r_0} T(r, t) r dr - T(r, t) \right] \quad (4)$$

이고 여기서 E 는 Young률(ksi), α 는 열팽창계수(ft/ft °F)로써 벽면을 따른 평균온도의 함수이며 ν 는 Poisson비이다.

또한 압력 p 에 의한 응력 $\sigma_p(r, t)$ 는 다음과 같다³⁾.

$$\sigma_{p, hoop}(r, t) = p(t) \frac{r^2}{r_0^2 - r_i^2} \times \frac{r_0^2 + r^2}{r^2} \quad (5)$$

$$\sigma_{p, axial}(r, t) = \frac{1}{2} p(t) \frac{r}{r_0 - r_i} \quad (6)$$

2.2 파괴역학해석

앞에서 구한 응력과 가정된 결함의 크기 및 형태로 부터 ASME Code Section XI, Appendix A⁴⁾의 절차에 따라 응력강도계수 K_I 를 구하면

$$K_I = \sqrt{\pi \frac{a}{Q}} (M_m \sigma_m + M_b \sigma_b) \quad (7)$$

이고 여기서 σ_m =막응력 (ksi), σ_b =굽힘응력 (ksi), M_m =막응력계수, M_b =굽힘응력계수, a =결합깊이, Q =결합형상계수이다. σ_m 과 σ_b 는 참고문헌 [4]의 Fig. A 3200-1의 절차에 따라 구하고 M_m 과 M_b 는 Fig. A 3300-2 ~ 5로부터, 그리고 Q 는 Fig. A 3300-1로부터 각각 구하여 K_{IC} 값을 결정한다.

한편, 온도의 벽면에 따른 분포가 구해지면 참고문헌 [4]의 Fig. A 4200-1로부터 정지하고 있는 균열의 전파여부를 판단하는 파괴인성치 (crack initiation fracture toughness)인 K_{IC} 를 구할 수 있으며 원자로 용기의 재질(일반적으로 SA533 Grade B, SA508 Class 1, SA508 Class 2, SA508 Class 3)에 대하여 다음 식으로 나타낼 수 있다.

$$K_{IC} = 33.2 + 2.806e^{0.0204(T - RT_{NDT} + 100)} \quad (8)$$

여기서 T 는 결합선단에서의 온도(°F)이고 RT_{NDT} 는 재료의 온도가 낮아짐에 따라 인성치가 급격하게 감소하는 기준무연성전이온도이다.

3. 평가

3.1 가압열충격 사고

본 연구에서 고려한 열충격사고는 소형 냉각재 상실사고로써 원자로 용기 내벽의 압력과 온도

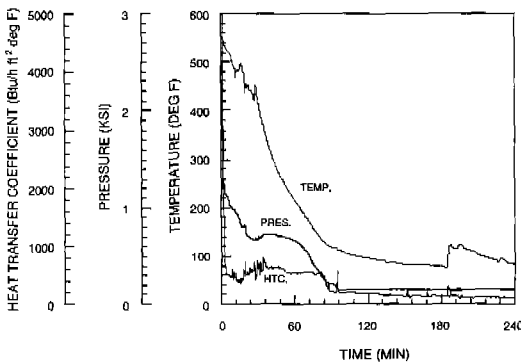


Fig. 1 Pressure, temperature and heat transfer coefficient histories

및 열전달계수가 그림 1과 같이 변한다고 가정하였다. 이들 하중은 축방향으로는 변하지 않고 축대칭조건을 만족하며 가정된 결합은 그림 2와 같은 내부균열 및 표면균열이다(표 1). 한편 형상계수에 따른 영향을 보기 위하여 여러 형태의 형상계수 (a/l)가 사용되었다. 또 원주방향 용접과 피복재에 의한 잔류응력의 영향을 보기 위하여 그림 3의 잔류응력분포를 이용하였다⁵⁾.

3.2 최대 허용 RT_{NDT}

일정한 크기와 형상의 균열이 주어지면 그것이

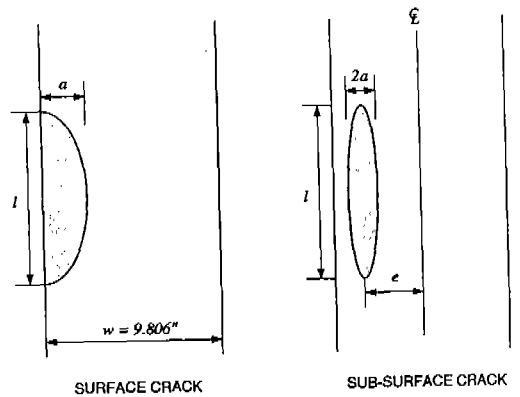


Fig. 2 Postulated cracks

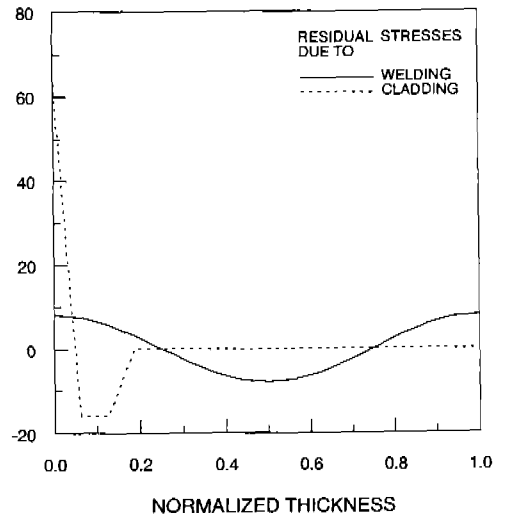


Fig. 3 Residual stress distributions

Table 1 Postulated cracks

Number	Location	Direction	Shape	Aspect Ratio (a/l)	Depth (a, inch)	Eccentricity (e, inch)
C1	surface	circumf.	infinite	0	0.6299	
C2	surface	circumf.	semi-ellip.	1/6	0.6299	
C3	surface	axial	semi-ellip.	1/6	0.6299	
C4	subsurface	circumf.	elliptical	1/12	0.1969	4.4685
C5	subsurface	axial	elliptical	1/12	0.1969	4.4685

사고시 진전할 것인지를 판단할 필요가 있다. 이 경우 일반적으로 균열의 선단에 대한 평가가 수행되며 그곳에서의 온도, 응력 및 응력강도계수를 구한다. 또 RT_{NDT} 를 가정하고 식 (8)로 부터 파괴인성치를 구하여 균열선단에서의 응력강도계수와 파괴인성치의 변화를 시간에 따라서 비교하여 응력강도계수가 파괴인성치를 최초로 넘어설 때의 RT_{NDT} 가 최대 허용치가 된다. 즉 응력강도계수와 파괴인성치 곡선이 근접할 때이고 이를 tangent criteria에 의한 허용치라고 한다. 한편 응력강도계수가 일정하게 유지되거나 감소하는 동안에는 비록 이것이 파괴인성치보다 크더라도 균열은 진전되지 않는다는 warm prestressing 효과^{6),7)}를 고려하면 최대 허용치는 파괴인성치의 곡선이 응력강도계수 곡선의 최대점과 만날 때의 RT_{NDT} 이고 이를 maximum criteria에 의한 허용치라고 한다.

일반적으로 RT_{NDT} 는 참고문헌 [8]에 따라 다음과 같이 계산된다.

$$RT_{NDT} = RT_{NDT0} + \Delta RT_{NDT}$$

$$= RT_{NDT0} + CF \times f^{0.38 - 0.101 \log f} \quad (9)$$

여기서 RT_{NDT0} 는 조사전의 RT_{NDT} 이다. 또 ΔRT_{NDT} 는 조사후의 RT_{NDT} 변화량으로 구리와 니켈의 함유량에 따라 결정되는 화학인자 CF와 중성자 조사량 f의 함수이다. 발전소 수명기간 중 식 (9)에 의해 계산되는 RT_{NDT} 가 허용치를 초과할 경우 가정된 균열이 진전하여 용기의 대형파괴사고를 초래할 수 있으며 이 경우 균열의 진전뿐만 아니라 정지까지를 고려한 상세해석이 필요하다^{9),10)}.

4. 결과 및 고찰

소형 냉각재 상실사고에 의한 가압열충격 사고시 원자로 용기 벽에 존재하는 균열 선단에서의 온도분포는 그림 4와 같다. 또 같은 점에서의 응력강도계수의 변화는 가정된 균열에 따라 그림 5에서 그림 8과 같다. 원주방향 무한대 표면균열인 경우 최대 응력강도계수는 64.8분에서 72.23 $\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$ 이고 축방향 균열인 경우의 값(63.0 분에서 78.74 $\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$)과 비교하면 약간 작은 값을 알 수 있다. 또 형상계수에 따른 이들의 변화를 보면 표면균열인 경우는 형상계수가 변함에 따라 많은 차이를 보이고 있으나 내부균열인 경우는 큰 차이가 없음을 알 수 있다.

사고시 정지된 균열이 진전하지 않을 최대를 구하기 위하여 그림 9와 같이 RT_{NDT} 를 가정하여 그

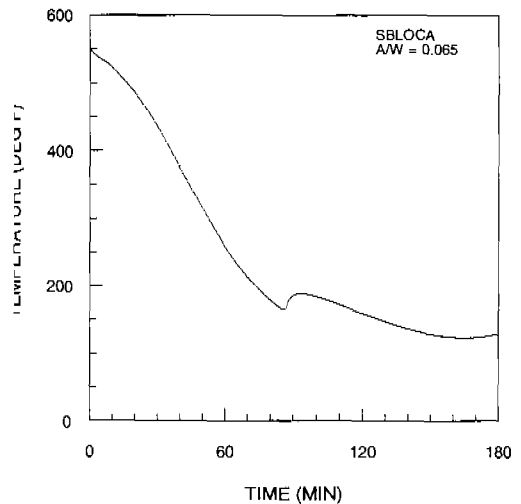


Fig. 4 Temperature history at crack tip

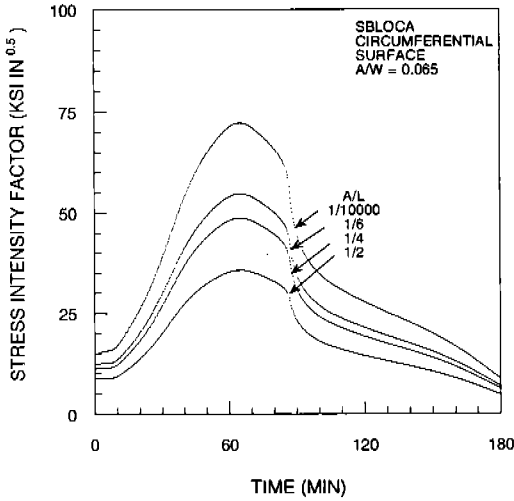


Fig. 5 Stress intensity factor histories at the circumferential surface crack tips

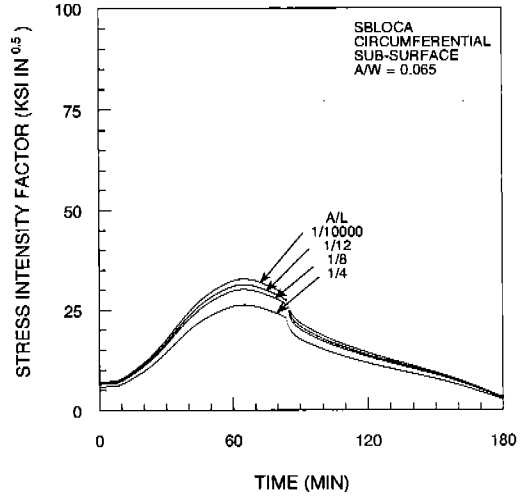


Fig. 7 Stress intensity factor histories at the circumferential sub-surface crack tips

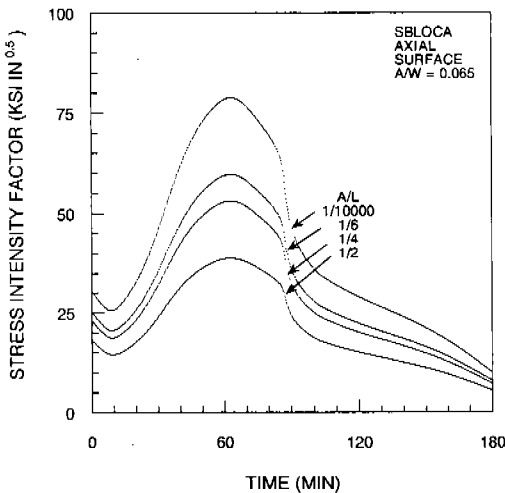


Fig. 6 Stress intensity factor histories at the axial surface crack tips

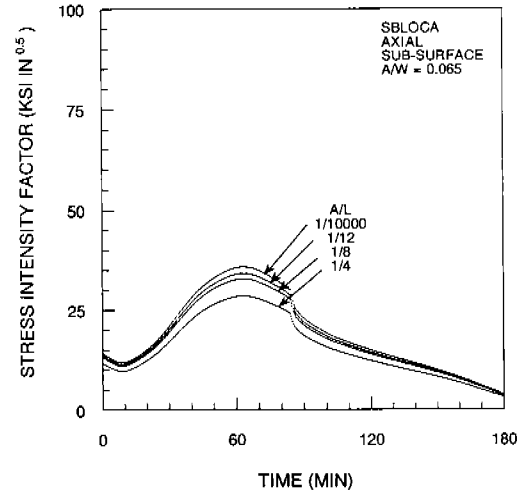


Fig. 8 Stress intensity factor histories at the axial sub-surface crack tips

들의 시간에 따른 변화를 그릴 수 있고 이들로 부터 최대 허용치를 구할 수 있다. 각 균열의 형상 및 크기에 따른 최대 허용 RT_{NDT} 는 표 2 및 그림 10과 같다. 형상계수가 1/4 이하의 표면균열인 경우 maximum criteria에 의한 최대 허용치는 균열의 방향에 관계없이 200~250°F로 거의 동일하나 tangent criteria에 의한 허용치는

형상계수에 따라 축방향균열이 5~45°F 작다. 원주방향 내부균열의 경우 최대 허용치가 600°F 이상이고 축방향의 경우 300°F 이상이므로 가정된 내부균열에 대해서는 충분한 건전성을 유지한다고 판단할 수 있다. 한편 그림 10에서 형상계수에 따른 최대 허용치는 선형과 가깝게 변화하고 있음을 알 수 있다.

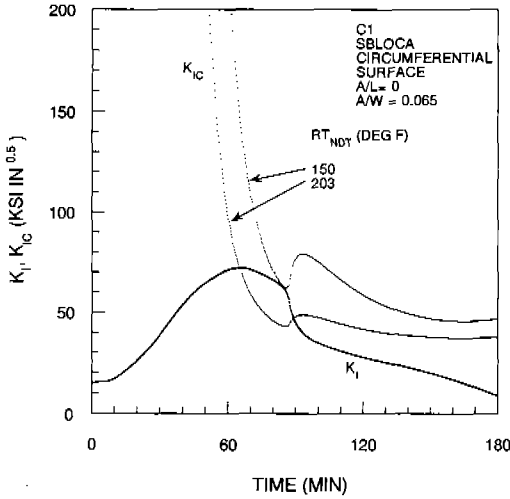


Fig. 9 Determination of allowable RT_{NDT} for circumferential surface crack with $a/l = 0$

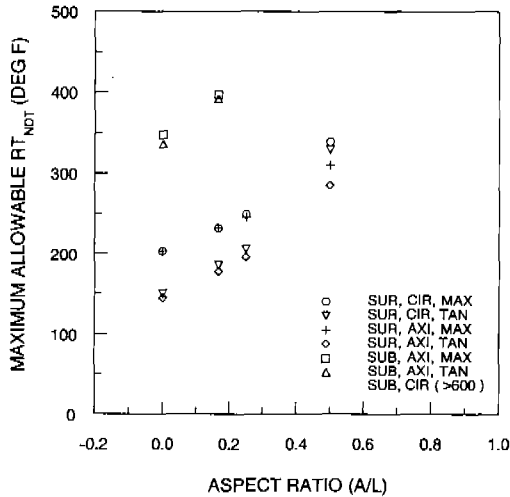


Fig. 10 Maximum allowable RT_{NDT} with respect to aspect ratios

또한 잔류응력을 고려할 경우 최대 허용치는 표 3과 같다. 잔류응력이 존재할 때의 허용치가 약 30°F 작은 값을 보이고 있고 또 피복재에 의한 잔류응력의 영향이 용접에 의한 것보다 심각함을 알 수 있다. 잔류응력을 고려하지 않았을 경우와 마찬가지로 maximum criteria에 의한

Table 2 Maximum allowable RT_{NDTS} with various aspect ratios

crack	aspect ratio (a/l)	criteria ($^{\circ}\text{F}$)	
		maximum	tangent
surface circumferential	0	203	150
	1/6	232	186
	1/4	249	206
	1/2	339	329
surface axial	0	203	145
	1/6	232	178
	1/4	246	196
	1/2	310	285
sub-surface circumferential	0	> 600	> 600
	1/12	> 600	> 600
	1/8	> 600	> 600
	1/4	> 600	> 600
sub-surface axial	0	348	336
	1/12	397	392
	1/8	> 600	> 600
	1/4	> 600	> 600

Table 3 Maximum stress intensity factors and allowable RT_{NDTS} with residual stresses

crack number	residual stress	maximum K_I		maximum allowable RT_{NDT}			
		value (ksi $\sqrt{\text{in}}$)	time (min)	maximum criteria		tangent criteria	
				value ($^{\circ}\text{F}$)	time (min)	value ($^{\circ}\text{F}$)	time (min)
C1	none	72.2	64.8	203	64.8	150	84.1
	1	91.9	64.8	183	64.8	126	84.1
	2	111.5	64.8	168	64.8	110	84.3
	1+2	142.0	64.8	152	64.8	98	84.5
C2	none	54.7	64.8	232	64.8	186	83.2
	1	67.1	64.8	211	64.8	156	84.0
	2	80.9	65.0	194	65.0	136	84.3
	1+2	98.3	64.8	179	64.8	119	84.5
C3	none	59.7	63.0	232	63.0	178	82.3
	1	72.7	63.0	211	63.0	151	83.8
	2	87.2	63.0	194	63.0	133	83.7
	1+2	106.1	62.8	179	62.8	116	84.5
C4	none	31.3	65.0	> 600	-	> 600	-
	1	39	65.0	296	65.0	268	76.3
	2	47.5	64.8	253	64.8	209	82.5
	1+2	59.43	64.8	223	64.8	171	83.7
C5	none	34.2	63.0	397	63.0	392	65.0
	1	42.6	63.0	283	63.0	248	77.8
	2	51.3	63.0	250	63.0	200	82.3
	1+2	64.3	63.0	221	63.0	166	83.6

¹Include residual stresses due to
 1 : circumferential welding,
 2 : cladding after heat treatment.

표면균열의 허용치는 균열의 방향에 관계없이 일정하나 tangent criteria에 의한 허용치는 약간 다른 값을 보이고 있다.

축방향 및 원주방향 균열에 대하여 수명말기에서의 RT_{NDT} 가 각각 270°F 및 300°F 를 초과할 경우 가압열충격 사고의 가능성에 대한 평가가 요구되고 있는데¹¹⁾ 본 연구에서 고려한 내부균열은 허용치가 이들 값보다 상당히 크므로 가압열충격 사고의 가능성이 없음을 예견할 수 있으나 표면균열인 경우에는 상세해석이 필요함을 알 수 있다.

5. 결 론

가압열충격 사고로 소형 냉각재 상실사고를 가정하여 원자로 용기 벽에 존재하는 여러 가지 형태의 균열이 견딜 수 있는 최대 기준무연성천이 온도를 결정하였다. 냉각재의 온도와 압력의 이력으로 부터 용기 벽면의 온도분포를 구하고 이로부터 열응력과 압응력을 해석적으로 구하였다. 균열 선단에서의 응력강도계수와 파괴인성치를 ASME 코드의 방법을 이용하여 구하였고 이들을 시간에 따라 비교하여 최대 허용 기준무연성천이 온도를 계산한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

(1) 형상계수가 1/4이하의 표면균열인 경우 warm prestressing 효과를 고려하면 최대 허용치는 균열의 방향에 관계없이 $200\sim 250^{\circ}\text{F}$ 로 거의 동일하나 고려하지 않으면 축방향 균열이 $5\sim 45^{\circ}\text{F}$ 작다.

(2) 내부균열의 경우 최대 허용치가 300°F 이상이므로 가압열충격 사고의 가능성이 없음을 예견할 수 있으나 표면균열인 경우에는 상세해석이 필요하다.

(3) 잔류응력을 고려할 경우 고려하지 않을 때보다 허용치가 약 30°F 작은 값을 보인다. 한편 피복재에 의한 잔류응력의 영향이 용접에 의한 것보다 심각하다.

(4) 형상계수에 따른 최대 허용치는 선형적으로 변화한다.

참 고 문 헌

1. Oezisik, M.N., 1980, *Heat Conduction*, John Wiley & Sons, New York.
2. Myers, M.N., 1971, *Analytical Method in Conduction Heat Transfer*, McGraw-Hill, New York.
3. Harvey, J.F., 1960, *Theory and Design of Modern Pressure Vessels*, 2nd ed., Van Nostrand Reinhold Co., New Jersey.
4. ASME, 1989, *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*, Section XI, Appendix A.
5. Sievers, J., "Reactor Pressure Vessel Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study", OECD/NEA PWG-3, December 23, 1996.
6. McGowan, J.J., 1979, "Application of Warm Prestressing Effects to Fracture Mechanics Analyses of Nuclear Reactor Vessels during Severe Thermal Shock", *Nuclear Engineering and Design*, Vol.51, pp.431-444.
7. Curry, D.A., 1983, "A Model for Predicting the Influence of Warm Pre-stressing and Strain Ageing on the Cleavage Fracture Toughness of Ferritic Steels", *International Journal of Fracture*, Vol.22, pp. 145-159.
8. USNRC, 1988, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials", Regulatory Guide 1.99, Rev.2, US Nuclear Regulatory Commission, May.
9. Jung, M.J., 1996, "Development of Structural Integrity Evaluation Program for Reactor Vessel under Pressurized

- Thermal Shock”, *Journal of the Computational Structural Engineering Institute of Korea*, Vol9, No.2, pp.153-161.
10. Jhung, M.J., Park, Y.W. and Lee, J.B., 1997, “Integrity Evaluation of Kori 1 Reactor Vessel for Rancho Seco Transient”, *Transactions of the Korean Society of Mechanical Engineers*, Vol21, No.7, pp. 1089-1096.
11. USNRC, 1996, “Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events”, 10CFR50.61, US Nuclear Regulatory Commission, August 26.

(접수일자 : 1997. 8. 4)