2000 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

RCC-MR 고온 설계코드에 따른 KALIMER 원자로내부구조물 크립-피로손상 평가

Evaluation of Creep-Fatigue Damage Using RCC-MR Code for KALIMER Reactor Internal Structures

구경회, 김종범, 유 봉

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 논문에서는 RCC-MR 고온 액체금속로 설계코드를 사용하여 KALIMER 원자로내부구조물에 대한 누적 비탄성변형률과 크립-피로손상에 대한 검토를 수행하였다. 손상평가에는 설계수명 30 년 동안 핵연료재장전을 위한 원자로정지에서부터 정상운전상태를 반복하는 열하중 주기와 운전기준지진 그리고 자중조건을 고려하였다. 손상평가 결과 고온 원자로내부구조물 부위는 RCC-MR 코드의 설계요건을 만족하지만 고온풀 자유액면과 접하는 원자로용기라이너 부위에서의 크립손상이 크게 발생하는 것으로 나타났다. 이러한 손상평가는 ASME 설계코드에 따른 평가결과와 매우 유사한 결과를 보여준다.

Abstract

In this paper, the creep-fatigue damages are evaluated using the RCC-MR Design Code to check the structural integrity of the baffle annulus structures in KALIMER reactor internal structures, which are subjected to the elevated temperatures during normal operations. For the loading conditions, the normal operating temperatures and the seismic OBE are considered. From the results of the creep-fatigue damage evaluations, all sections examined satisfy the design rules but the reactor vessel liner part at the elevation of hot pool free surface has large creep damage. The creep-fatigue damage values calculated by using the RCC-MR present very similar results with those of the ASME Code Case N201-4.

1. 서 론

액체금속로 KALIMER 원자로내부구조물 중에서 중간열교환기와 전자펌프를 둘러싸고 있는 환형격리구조물은 원자로용기라이너, 지지배럴, 격리판, 분리판으로 구성되어 있으며 이는 정상운전시 고온풀과 저온풀의 경계구조물에서 발생가능한 과도한 온도구배를 방지함으로써 원자로내구조물의 구조건전성을 확보하기 위한 설계개념이 적용된 것이다[1].

정상운전시 KALIMER 원자로내부 일차소듐냉각재 온도는 530°C로 설계되어 있으며 원자로의 목표 설계수명인 30년을 고려하면 환형격리구조 부위에서의 재료성질 저하와 크립-라체팅 거동으로 인한 시간의존 비탄성 변형량의 누적과 크립-피로손상이 상당히 크게 발생할 것으로 예상된다[2].

KALIMER 원자로내부구조물 환형격리구조물에 대한 정상운전조건에서의 응력한계요건과 고온운전으로 인한 비탄성변형률 한계요건이 ASME Code Case N201-4에 따라서 검토된 바 있으며[3] 또한 크립-피로손상에 대한 평가도 수행된 바 있다[4,5]. 액체금속로의 고온설계코드인 ASME[6,7]와 RCC-MR[8]은 고온구조 설계를 위하여 탄성해석법을 제공하고 있으며 이들 방법은 기본적으로 탄성해석결과로부터 소성 변형량과 여기에 크립 변형량을 합한 총 변형량을 결정하는 유사한 접근법이지만 세부적으로 사용하는 방법들이 약간 차이가 난다. 본 연구에서는 RCC-MR 설계코드의 적용절차를 검토하고 이에 따른 크립-피로 손상을 수행하였다. 그리고 이들 결과를 ASME 설계코드에 따른 평가결과들과 비교함으로써 고온설계코드 간의 보수성 정도를 검토하였다.

2. 고온 크립-피로 손상평가

원자로 운전수명 동안에 각종 설계운전조건 A, B 그리고 C 하중에 의해 발생되는 누적 크립-피로손상은 다음과 같은 손상평가식을 만족해야 한다.

$$\sum_{j=1}^{p}\left(\frac{n}{N_d}\right)_j + \sum_{k=1}^{q}\left(\frac{t}{T_d}\right)_k \le D \qquad (1)$$

위의 식에서

D = total creep-fatigue damage

P = number of different cycle types

$(n)_j$ = number of applied repetitions of cycle type, j

$(N_d)_j$ = number of design allowable cycles for cycle type, j

q = number of time intervals for the creep damage calculation

$(T_d)_k$ = allowable time duration determined from the stress-to-rupture curves

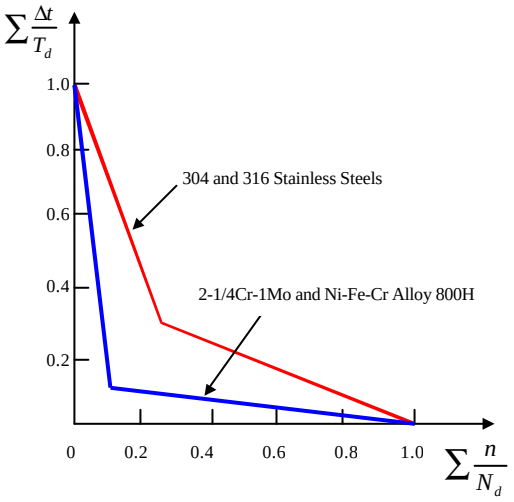

Fig. 1 Creep-Fatigue Damage Curve

고온운전 지속시간이 길어지면 피로손상으로 인한 구조물의 파단은 크립손상 정도에 따라서 심각한 상호작용효과가 발생하며 따라서 기존의 허용 피로손상평가계수는 크립손상 증가와 더불어 급격히 작아진다. Fig. 1은 피로손상과 크립손상의 상호작용효과를 고려하여 RCC-MR 에서 제시된 크립-피로손상 연성곡선을 나타낸 것이다.

크립-피로손상 평가부위인 환형격리구조물의 평가단면위치는 Fig. 2 와 같다. 손상평가에 사용된 정상운전에서의 열하중 주기는 핵연료재장전 조건에서부터 정상상태운전조건으로 이어지는 하중주기를 고려하였으며 총 설계수명 30 년동안 30 회의 반복횟수를 갖는

것으로 가정하였다. 운전기준지진(OBE)은 총 설계수명 동안 운전조건 A 에서 5 번이 발생하며 발생건당 10 번의 첨두가속도 주기를 갖는 것으로 가정하였다. 따라서 피로손상 평가시 이들에 대한 하중조합 및 주기횟수는 다음과 같다.

Thermal Load + OBE + Dead Weight = 5 Cycles,
Thermal Load + Dead Weight = 25 Cycles,
OBE = 50 Cycles .

크립손상 평가에서는 하중조합시에 운전기준지진 하중을 제외하였으며 이는 지진지속시간이 매우 짧아 시간의존성 크립발생에는 크게 영향을 주지 않는 것으로 가정한 것이다.

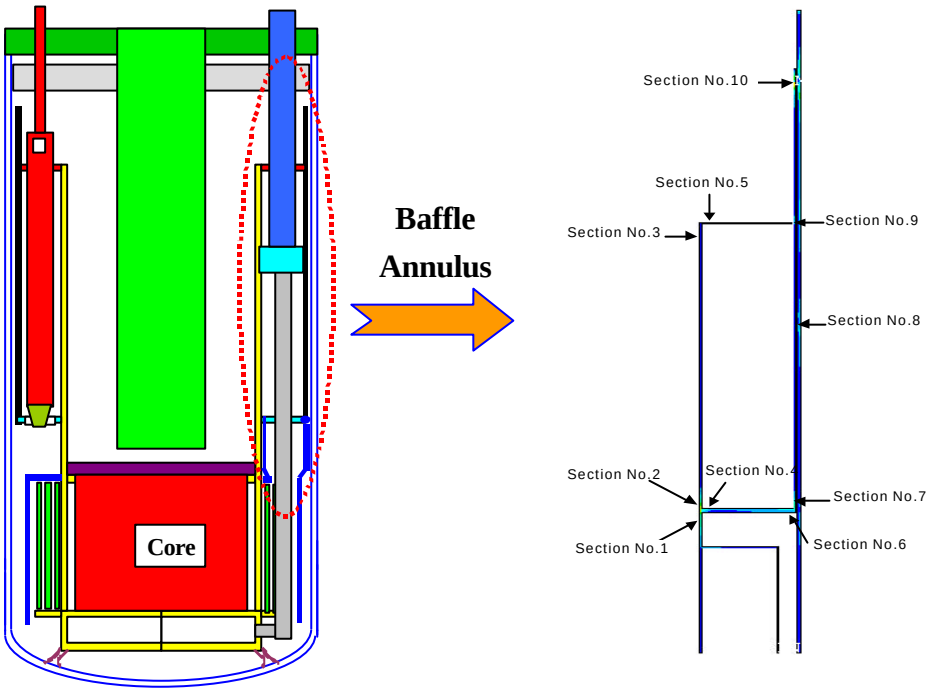

Fig. 2 Baffle Annulus and Sections Examined

RCC-MR 설계코드에 따른 크립-피로손상 평가를 위해서는 먼저 소성과 크립거동으로 인한 변형률 증폭을 포함한 총 변형률을 구해야 한다. 즉,

$$\overline{\Delta e} = (\overline{\Delta e})_{\mathrm{el+pl}} + \overline{\Delta e}_{\mathrm{cr}} . \qquad (2)$$

위의 식 (2)에서 탄성과 소성변형률 범위를 합친 $(\overline{\Delta e})_{\mathrm{el+pl}}$ 는 다음식과 같이 4 개의 변형률 성분을 구함으로서 결정된다.

$$(\overline{\Delta e})_{\text{el+pl}} = \overline{\Delta e}_1 + \overline{\Delta e}_2 + \overline{\Delta e}_3 + \overline{\Delta e}_4 . \tag{3}$$

이들 4개의 변형률 성분은 RCC-MR 의 부록 A.3.1S.5.9 에서 제공하는 Cyclic Curve 로부터 결정될 수 있으며 앞의 3 개 성분은 Fig. 3 에 나타난 도식적인 그림과 같은 개념을 가지고 있으며 4 번째 성분은 삼축효과(Triaxiality)로 인한 소성변형률 증분을 나타낸다.

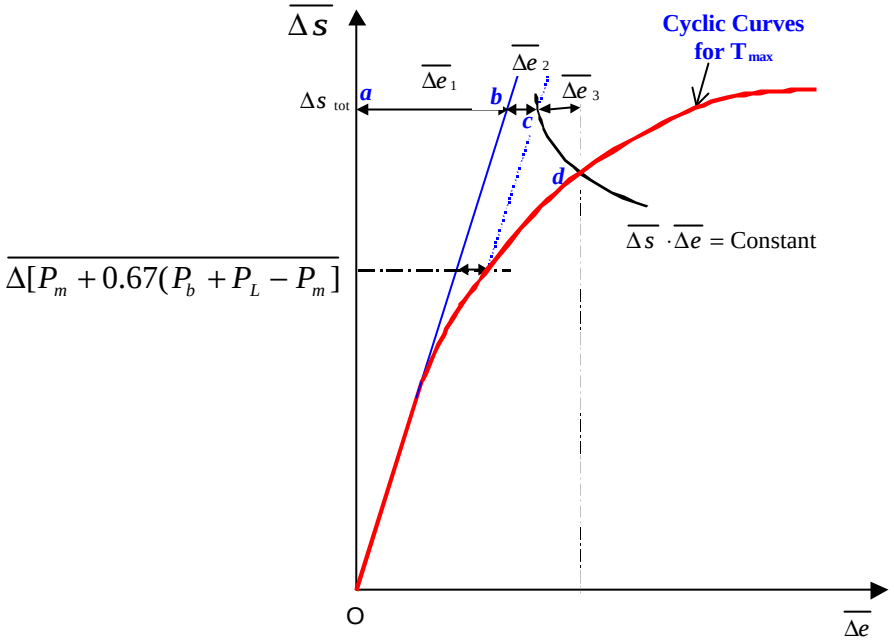

Fig. 3 Diagram of Determination of the Strain Range Components

식 (2)에서 크립변형률 범위는 RCC-MR 코드의 부록 A.3.1S.6.3.1 에 주어진 다음과 같은 크립변형률 식에 의하여 결정될 수 있다.

$$\overline{\Delta e}_{\text{cr}} = C_1 T^{C_2} (s_k)^{n_1} \tag{4}$$

위의 식에서 C_1, C_2, n_1 은 온도의존 상수이며 T 는 응력주기 동안의 고온 지속시간이고 s_k 는 다음식과 같이 결정된다.

$$s_k = \text{Mean}\,\overline{P} + K_s \overline{\Delta s^*} \tag{5}$$

식 (5)에서 평균응력 $\text{Mean}\,\overline{P}$ 는 다음과 같이 정의 된다.

$$\text{Mean}\,\overline{P} = (1/t_k) \int_0^{t_k} \overline{[P_m + 0.67(P_b + P_L - P_m)]}\, dt \tag{6}$$

그리고 둘째항에 나타나 있는 K_s는 부록 A.3.5.7에 주어진 대칭계수(Symmetrization Coefficient)이며 $\overline{\Delta s}^*$는 Cyclic Curve 로부터 앞서 결정된 $\overline{\Delta e}_{el+pl}$에 대응하는 값으로 결정된다.

Table 1은 RCC-MR 설계코드와 ASME 설계코드에 따른 피로손상 평가 결과를 나타낸 것으로 모든 평가부위에서의 피로손상은 무시할 수 있는 것으로 나타났다.

크립손상에 대한 평가는 식 (5)에서 계산된 응력값으로부터 $(s_k/0.9)$에 대응하는 최대 허용시간 T_d를 부록 A3.1S.5.3의 크립파단응력 S_t 곡선으로부터 결정함으로서 수행될 수 있다. Table 2는 각 평가 단면에 대한 크립손상평가 결과를 나타낸 것으로 고온풀 자유액면과 접하는 원자로용기라이너 부위에서의 크립손상이 크게 발생함을 알 수 있다.

Fig. 4는 크립-피로 연성곡선에 대한 평가결과를 도식적으로 나타낸 것이며 그림에서와 같이 원자로내부구조물은 크립-피로손상 요건을 만족하지만 고온풀 자유액면과 접하는 원자로용기라이너 부위에서의 설계여유도가 매우 작음을 알 수 있다.

Table 1. Calculated Fatigue Usage Fractions

Sections	Fatigue Usage Fraction $V_A(\overline{\Delta e}_t) = \sum_k V(\overline{\Delta e}_t)_k$				
	$\overline{\Delta e}_{el+pl}$	$\overline{\Delta e}_{cr}$	$\overline{\Delta e}_t$, %	Calculated by	
				RCC-MR	ASME[4]
No. 2	0.1007	6.561E-3	0.1073	0.0	0.0
No. 3	0.0057	0.0	0.0057	0.0	0.0
No. 5	0.0215	1.625E-3	0.0231	0.0	0.0
No. 8	0.0049	0.0	0.0049	0.0	0.0
No. 9	0.0211	2.598E-3	0.0237	0.0	0.0
No.10	0.0122	4.069E-2	0.0529	0.0	0.002

3. 결 론

본 연구에서는 RCC-MR 코드의 고온구조물 설계절차를 따라서 KALIMER 원자로내부구조물에 대한 크립-피로손상 평가를 수행하였다. 손상평가 결과 원자로내부구조물은 설계규정을 만족하였으나 고온풀 자유액면과 접하는 원자로용기라이너 부위에서의 크립손상이 크게 나타나 설계여유도가 매우 작게 나타났다. 향후 모든 운전조건의 설계 천이하중을 고려한 피로손상 평가가 수행되어야 하며 크립손상을 지배하는 고온풀 자유액면과 접하는 원자로용기라이너 부위의 탄성추종 존재에 대한 연구가 수행되어야 한다.

Table 2. Calculated Creep Rupture Usage Fraction

Section No.	Creep Rupture Usage Fraction $W_A(s) = \sum_k W(s_k / 0.9)$					
	$(s_k / 0.9)$, MPa	Cycles	Hold Time per Cycle t_k, hours	Allowable $(T_d)_k$, hours	Calculated by	
					RCC-MR	ASME[4]
No. 2	221.56	30	8760	$6x10^6$	0.044	0.026
No. 3	11.44	30	8760	$1x10^8$	0.003	0.003
No. 5	24.78	30	8760	$3x10^7$	0.009	0.003
No. 8	18.78	30	8760	Over $1x10^8$	0.0	0.0
No. 9	72.56	30	8760	$3x10^6$	0.088	0.088
No.10	141.00	30	8760	$3.5x10^5$	0.751	0.876

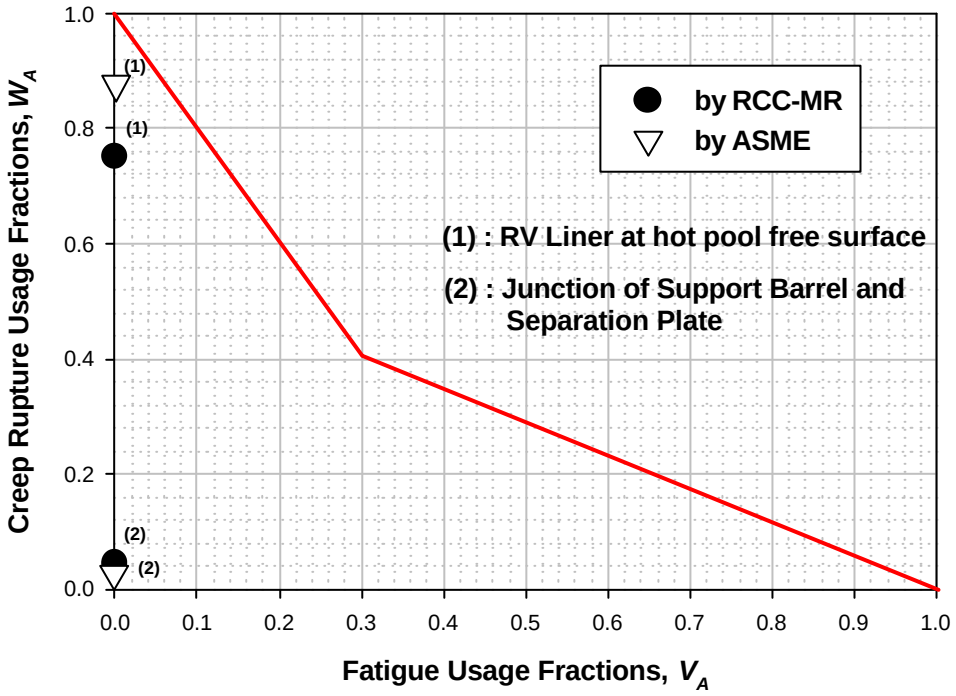

Fig. 4 Checking Results of Creep-Fatigue Interaction Curve

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참 고 문 헌

[1] Gyeong-Hoi, Koo, "Design Description of KALIMER Reactor Internal Structures," *KALIMER/MS420-DD-01/1998, Rev.A, KAERI*, 1999.

[2] Creep-Fatigue Damage Rules for Advanced Fast Reactor Design, *IAEA-TECDOC-933*, IAEA, 1996.

[3] G.H. Koo, H.Y. Lee, Y.S. Joo, et.al, "Thermal Stress Analysis and Service Limit Check for KALIMER Reactor Internal Structures," *Proceedings of the Korean Nuclear Society Spring Meeting*, 1999.

[4] G.H. Koo and B. Yoo, "Elevated Temperature Design of KALIMER Reactor Internals Accounting for Creep and Stress-Rupture Effects," *Journal of the Korean Nuclear Society*, Vol.32, No.6, 2000 (in press).

[5] G.H. Koo and B. Yoo, "Evaluation of Creep-Fatigue Damage of KALIMER Reactor Internals Using the Elastic Analysis Method in RCC-MR," *KSME International Journal,* Submitted,2000.

[6] ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NH, *ASME*, 1995.

[7] Cases of ASME Boiler and Pressure Vessel Code, N-201-4, *ASME*, 1994.

[8] RCC-MR, Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Islands, *AFCEN*, 1985.