

# 액체금속로 고온 구조건전성 평가기술

## High Temperature Structural Integrity Evaluation Technology for the Liquid Metal Reactor Design



구 경 회\*

\*한국원자력연구소 책임연구원

### 1. 서 론

현재 원자력 선진국을 비롯한 세계 각국에서는 미래 에너지원으로써 1) 경제성, 2) 안전성, 그리고 3) 핵확산 저항성이라는 3가지 큰 원칙을 만족하는 차세대 원자로 개발에 전력을 쏟고 있다. 이를 위해 세계 각국에서는 제4세대 원자로, 즉 Generation-4(GEN-IV) 원자로 개발을 위한 국제적인 포럼을 구성하고 향후 2030년에 상용화를 목표로 연구개발을 추진 중에 있다.

이러한 차세대 원자로에는 소듐이나 납 등을 냉각재로 사용하는 액체금속로와 헬륨이나 아르곤 등의 불활성기체를 냉각재로 사용하는 고온가스로 등이 있다. 이들 원자로들의 개념은 모두 500℃ 이상의 고온에서 운전되며 운전설계수명도 일반적으로 60년을 목표로 하고 있다. 따라서 기존의 가압경수로 원자로와는 달리 고온(액체금속로의 경우 약 540℃, 초고온가스로의 경우 약 980℃) 운전조건과 60년 설계수명에 견딜 수 있는 고온구조설계 및 건전성 평가가 무엇보다도 중요하다. 이러한 고온 환경에서 원자로에 발생할 수 있는 구조손상 및 파손은 시간 의존적인 특징을 가지고 있으며 크립변형, 크립파손, 크립라체팅 변형, 크립-피로손상, 크립균열진전, 크립좌굴 등과 같은 비탄성 구조손상을 들 수 있다.

따라서 액체금속로를 비롯하여 고온에서 운전되는 차세대 원자로 개발을 위해서는 고온원자로 구조건전성 평가

기술의 개발은 필수적이다. 액체금속로 개발을 추진하고 있는 원자력선진국에서는 이미 오래 전부터 고온구조건전성 평가를 위한 설계코드나 평가코드 개발에 주력하고 있으며, 미국의 ASME-NH와 각종 Code case, 프랑스의 RCC-MR, 영국의 R5, 그리고 일본의 DDS 등이 개발되어 있고 현재 새로운 재질과 평가절차 개선을 위한 보완연구에 주력하고 있다.<sup>1)~4)</sup>

본 기고에서는 액체금속로의 고온 구조건전성 평가기술과 관련한 핵심적인 사항으로 다음과 같은 내용들에 대하여 기술하였다.

- 1) 각국의 고온구조설계 코드 비교평가
- 2) ASME-NH의 세부 적용절차
- 3) 납냉각로 STAR-LM의 고온구조설계 적용예

### 2. 각국의 고온구조설계 코드 비교평가

현재 각국에서 개발 중인 고온 설계코드들에 있어서 핵심적인 건전성 평가항목인 설계수명 동안 발생하는 누적 비탄성 변형률에 대한 평가 규정들을 살펴보면 다음과 같다.

#### ASME-NH

(a) 탄성해석법 :

$$X + Y \leq S_a / S_y, \text{ or } 1.0 \tag{5}$$

여기서

$$X = \left[ P_m + \frac{P_b}{K_t} \right]_{\max} \div S_y \quad (2)$$

$$Y = \frac{(Q_R)_{\max}}{S_y} \quad (3)$$

(b) 단순비탄성해석법 :

라체팅이 없는 경우 :

$$\sum_{N=1}^N \epsilon(1.25\sigma_c, T)_j \leq 1.0 \quad (4)$$

라체팅이 있는 경우 :

$$\sum \epsilon = \sum \nu + \sum \eta + \sum \delta \quad (5)$$

여기서

$\sum \nu$  = the inelastic strains obtained from the isochronous curves

$\sum \eta$  = the plastic ratchet strain increments

$\sum \delta$  = the enhanced creep strain increments

**RCC-MR**

$$(\epsilon_p + \epsilon_c) |_{(1.25P_1)} \leq 1.0\% \quad (6)$$

$$(\epsilon_p + \epsilon_c) |_{(1.25P_3)} \leq 2.0\% \quad (7)$$

여기서

$$P_1 = \text{Max}(\sigma_m) / V_1 \quad (8)$$

$$P_3 = \text{Max}(\sigma_L + \Phi\sigma_b) / V_3 \quad (9)$$

**DDS**

$$\epsilon = \epsilon_{EC} + \epsilon_{mR} + \epsilon_{mEF} \leq 1.0\% \quad (10)$$

$$\epsilon = \epsilon_{EC} + \epsilon_{mR} + \epsilon_{bR} + \epsilon_{mEF} + \epsilon_{bEF} \leq 2.0\% \quad (11)$$

실제로 미국 ASME-NH에서는 비탄성해석법에 의한 변형 및 변형률 한계요건 검토를 기본적인 개념으로 채택하고 있지만 보다 효율적인 설계관점에서 탄성해석결과를 이용한 평가절차를 제공하고 있다. 따라서 탄성해석절차에 따른 위의 평가식에서와 같이 ASME-NH에서는 누적비탄성 변형률에 대한 구조건전성 평가를 위해 탄성해석법과 단순비탄성해석법을 규정하고 있으며, 탄성해석법은 항복응력에 대한 일차응력의 비인 X와 최대 이차응력범위와의 비인 Y 응력지수(Stress parameter)의 결정으로 부터 두 응력비의 합이 1.0 이하, 즉 주어진 항복응력을 넘지 않도록 규정하고 있다. 이 방법은 매우 보수적이며 실제 고온에서 운전

되는 차세대 원자로구조물의 설계에 적용할 경우 이를 만족하기가 쉽지 않다. 따라서 ASME-NH에서는 보다 보수성이 줄어든 식 (4), (5)의 단순비탄성해석법을 규정하고 있다. 이 방법은 Bree diagram과 Isochronous 곡선을 이용하여 실제 반복 주기하중에 대한 상세 크립라체팅 해석방법과 유사한 절차를 통해 전 설계 수명동안 발생 가능한 누적 크립라체팅 변형률을 추정할 수 있도록 하고 있으며 모재의 경우에는 1.0%, 용접재의 경우에는 0.5%이하의 비탄성 변형률 허용치를 규정하고 있다.

프랑스의 RCC-MR에서는 이전에 Efficiency Diagram을 사용하여 주어진 하중의 허용시간 대비 설계시간의 비를 고려한 User-Fraction Sum을 누적비탄성 변형률의 설계평가에 사용하였으나 최근에는 식 (8), (9)에서와 같이 Efficiency Diagram을 사용하여 유효일차막응력강도( $P_1$ )와 유효일차 굽힘응력강도( $P_3$ )를 결정하며, 이에 해당하는 소성변형률과 크립변형률을 코드에서 주어진 데이터베이스로부터 결정하고 막응력강도에 의한 비탄성변형률은 1.0%이하, 굽힘응력강도에 의한 비탄성변형률은 2.0%이하로 규정하고 있다.<sup>2)</sup> 실제로 RCC-MR에서 사용하는 Efficiency diagram의 근본적인 개념은 미국 ASME-NH에 사용되고 있는 Bree diagram과 동일하며, 실제로 Bree diagram을 Efficiency diagram으로 변환하여 보면 Bree diagram이 Efficiency diagram의 lower bound를 나타내고 있음을 알 수 있다.<sup>5)</sup>

일본의 DDS 경우에는 각 비탄성 변형률 성분들의 합에 대한 허용변형률 값이 제시되어 있으며, 이는 미국 ASME-NH의 단순비탄성해석법인 식 (5)와 유사하다. 그러나 미국 ASME-NH에서는 온도구배에 의한 막응력을 일차응력으로 분류하여 탄성추종에 의한 영향을 응력지수계산에 반영하는 반면에 일본의 DDS에서는 탄성추종계수를 결정하고 이로부터 직접 탄성추종변형률을 계산하여 전체 누적비탄성 변형률을 결정한다.<sup>4)</sup>

마지막으로 고온구조건성 평가에 있어서 크립-피로손상 절차를 살펴보면 각국에서 제시하는 절차에는 모두 고온에서의 저주기 피로손상을 고려하여 총변형률범위에 기초한 평가절차를 제시하고 있다. 크립-피로손상 평가를 위해 각국에서 제시하고 있는 총변형률범위의 평가식은 다음과 같다.

**ASME-NH**

$$\begin{aligned} \epsilon_t &= K_v \Delta \epsilon_{\text{mod}} + K \Delta \epsilon_c \\ &= K_v \left( \frac{S^*}{S} \right) K^2 \Delta \epsilon_{\text{max}} + K \Delta \epsilon_c \end{aligned} \quad (12)$$

RCC-MR

$$\begin{aligned} \epsilon_t &= (\Delta \epsilon)_{e+p} + \Delta \epsilon_c \\ &= (\overline{\Delta \epsilon_1} + \overline{\Delta \epsilon_2} + \overline{\Delta \epsilon_3} + \overline{\Delta \epsilon_4}) + \Delta \epsilon_c \end{aligned} \quad (13)$$

DDS

$$\begin{aligned} \epsilon_t &= K_e \epsilon_n + K_L \epsilon_c + K_T \epsilon_F \\ &= K'_e \left( \frac{S^*}{S} \right) K^2 \epsilon_n + K_L \epsilon_c + K_T \epsilon_F \end{aligned} \quad (14)$$

R5

$$\epsilon_t = \Delta \bar{\epsilon}_{el} + (\Delta \sigma_{rD}) / \bar{E} + \Delta \bar{\epsilon}_{pl} + \Delta \bar{\epsilon}_{vol} \quad (15)$$

위의 총변형률범위 결정을 위한 각 평가식에서 크립변형률 증분을 제외한 탄소성 변형률범위 결정에 대한 상세 개념들은 Fig. 1~Fig. 4에서의 같이 응력-변형률 선도에서 나타낼 수 있다.

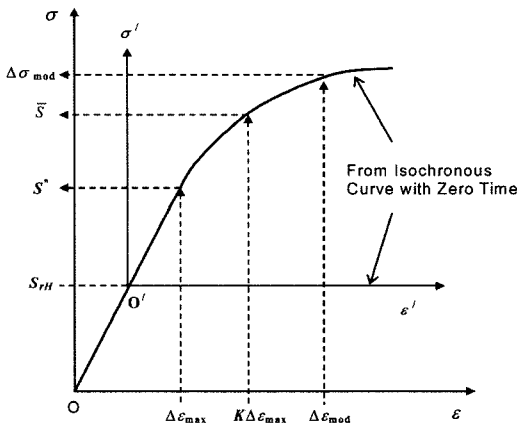


Fig. 1 Concept of total strain Range calculation by ASME-NH

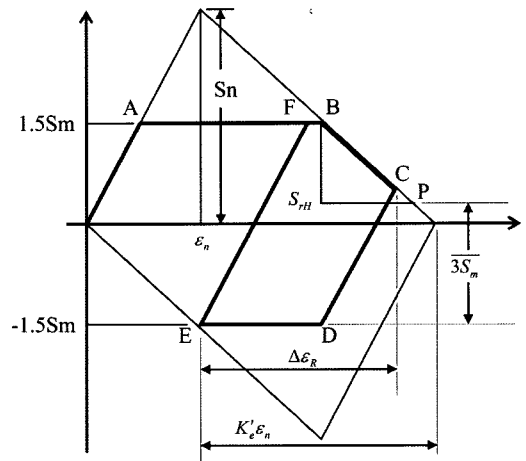


Fig. 3 Concept of total strain Range calculation by DDS

또한 설계코드는 아니지만 액체금속로를 위한 고온구조 평가절차서로서 개발된 영국의 R5에서 제시하고 있는 총 변형률범위 단순 평가방법 개념도는 다음과 같다.

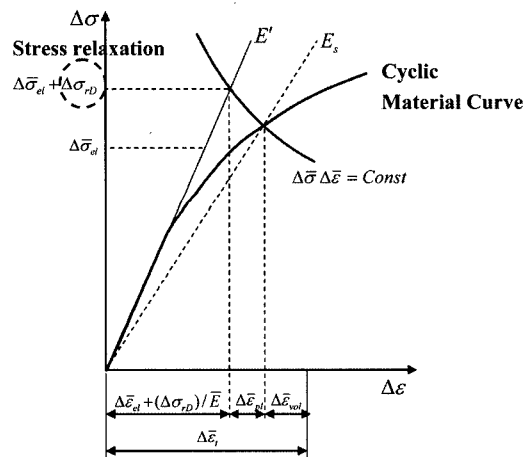


Fig. 4 Concept of total strain Range calculation by R5

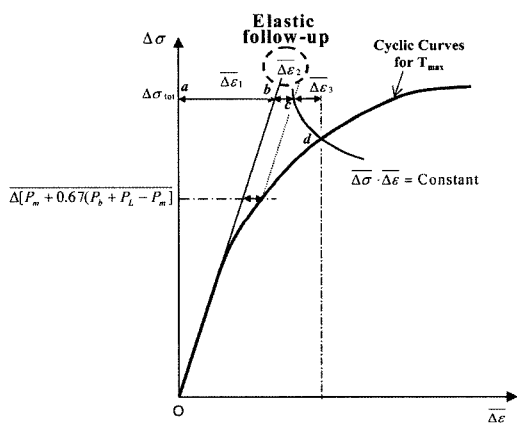


Fig. 2 Concept of total strain Range calculation by RCC-MR

위에서 기술된 크립-피로손상 평가를 위한 총변형률범위의 결정절차에 대한 기본적인 개념은 모두 동일하지만 ASME-NH의 경우에는 Monotonic curve인 Isochronous stress-strain 곡선에서 고온 Stress relaxation strength를 고려한 개념을 적용하여 최종적으로는 Neuber rule에 따른 국부기하학적 응력집중계수의 관계식으로부터 총 변형률범위를 결정한다. RCC-MR의 경우에는 주어진 재료에 발생하는 최대 운전온도에 대해 주어진 Cyclic curve에서 탄성추종(Elastic followup)에 따른 변형률 증분과 ASME-NH와 마찬가지로 Neuber's rule에 따른 소성 변형률 증분 등을 고려하여 총 변형률범위를 결정한다. DDS에서의 총 변형률범위 결정개념은 ASME-NH에서 규정하

는 방법과 거의 동일하다. R5에서는 규정하는 단순 총변형률범위 결정개념은 RCC-MR의 기본개념과 동일하나 주어진 Cyclic curve에서 Stress relaxation이 cycle의 Peak점에서 시작할 경우 Equivalent stress drop을 고려한 Neuber's rule을 적용하여 총변형률 범위를 결정한다.

요약하면 ASME-NH의 개념은 탄성해석으로 구한 최대 등가변형률범위에 기초하고 있고, 탄성계수의 수정없이 Isochronous stress-strain 곡선을 그대로 사용하고 있지만 고온유지시간 동안의 발생하는 Stress relaxation 현상을 고려한 방법을 제시하고 있다. 또한 Multiaxial plasticity, Poisson ratio adjustment and local geometry concentration and the creep strain increments 등을 최종적으로 고려할 수 있도록 절차를 규정하고 있다. RCC-MR의 개념은 탄성해석으로 구한 총 등가응력범위에 기초하고 있고 주어진 Cyclic curve을 수정탄성계수에 따라서 수정한 cyclic stress-strain 곡선을 사용한다. 이 방법은 일차응력에 의한 탄성추종효과를 포함하고 있으며, 코드에서 주어진 크립평가식에 따라서 계산된 크립변형률 증분을 고려하여 총변형률범위를 결정하도록 규정하고 있다. R5의 개념은 RCC-MR과 마찬가지로 탄성해석으로 계산된 총등가응력 범위에 기초하고 있다. 이 방법은 Cyclic curve나 Isochronous curve을 수정탄성계수에 따라서 수정한 응력-변형률 곡선을 사용한다. R5에서는 총변형률범위를 결정하기 위해 단순접근법과 실제 Hysteresis loop을 작성하는 상세접근법을 제시하고 있다.

고온 크립-피로손상 평가방법에는 다음과 같은 접근법들이 제시되고 있다.

- Linear Damage Summation Rule
- Damage Rate Equations (ANL, Majumdar and Maiya, 1980)
- Strain Range Partitioning Equations
- Frequency Separation Equation
- Ductility Exhaustion Equations

현재 각 설계코드 및 평가절차서에 규정되고 있는 크립-피로손상 평가방법을 살펴보면, ASME-NH, RCC-MR, 그리고 DDS는 Linear damage summation rule을 적용하고 있고 R5의 경우에는 표면 크립균열을 고려하는 Ductility exhaustion 방법을 사용하고 있다. 실제로 고온에서 크립-피로손상 메카니즘에 대한 지금까지의 연구결과들을 살펴보면 현재 사용되고 있는 선형손상 합산법은 고온원자로에 적용하기에는 적절하지 못한 것으로 지적되고 있으며, 설계코드의 보완을 위한 많은 전문가들의 노력이 현재 진행 중이다.

### 3. ASME-NH의 세부 적용절차

ASME-NH 설계코드에서는 고온구조건전성 평가를 위해 다음과 같이 크게 4가지 항목을 만족하도록 규정하고 있다.

- Primary stress limits
- Inelastic strain limits
- Creep-fatigue limits
- Buckling limits

본 기고에서는 각 평가항목에 대한 기본적인 평가절차를 기술하고자 한다. Fig. 5는 일반적인 고온구조평가 절차를 나타낸 흐름도이다. 흐름도에서 보는바와 같이 규정된 평가항목들을 적용하기에 앞서 온도분포해석, 탄성 또는 비탄성 해석 유한요소해석 등을 수행하고 해석결과들의 분석을 통해 고온구조건전성 평가를 위한 대표적인 구조평가부위를 결정하고, 이 부위에 대한 평가를 위하여 ASME-NH에서 규정하는 여러 가지 입력 자료들을 준비해야 한다. 보다 구체적인 일반적인 고온구조평가절차를 기술하면 다음과 같다.

- Step 1 : Determine the representative primary loads for the specified service levels
- Step 2 : Primary stress analyses
- Step 3 : Determine the representative thermal cycle types for the structural design
- Step 4 : Transient temperature distribution analyses for each specified cycle type
- Step 5 : Thermal stress analysis for each cycle type
- Step 6 : Determine the stress cycle indicating the extreme stress and strain time points during the cycle
- Step 7 : Determine the evaluation sections at time corresponding to the maximum stress time point
- Step 8 : Extract the input data required in program for the evaluation points at the time corresponding to the extreme stress and the strain time points from the analysis results
- Step 9 : Apply the ASME-NH rules

ASME-NH 설계코드를 이용한 고온구조건전성 평가과정에는 선정된 구조평가부위에서의 금속온도에 대한 적용

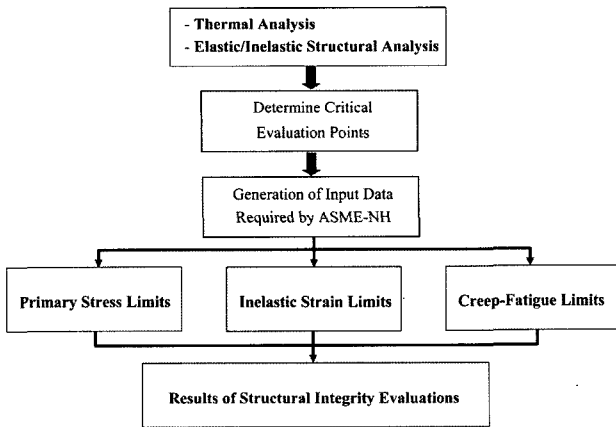


Fig. 5 General procedures for structural integrity evaluations

요건을 까다롭게 규정하고 있으며, 이러한 금속온도의 정확한 적용여부는 건전성평가 결과에 크게 영향을 미친다. 각 세부 평가항목에 적용되는 온도자료를 기술하면 다음과 같다.

- Strain limits using elastic analysis method : Max & min wall averaged temp during the cycle
- Strain limits using simplified inelastic analysis method : Wall averaged temperatures for the stress extremes defining the secondary stress range QR
- Fatigue evaluation : Max metal temperature during cycle
- Creep evaluation : Hold temperature as local metal temperature
- Stress relaxation strength : Hot and cold temperature at stress extremes

실제적으로 ASME-NH 고온구조설계/평가코드의 기본 개념은 비탄성해석에 의한 고온구조건전성 평가를 요구하지만 일차응력한계에 대한 평가규정에는 비탄성해석을 허용하고 있지 않다. Table 1은 각 설계운전 하중조건들에

대한 평가규정을 정리한 것으로 일차막응력에 대한 규정과 (막응력 + 굽힘응력)에 대한 규정을 정하고 있다. 특히, 표에서와 같이 고온 설계 운전시간에 따른 시간의존성 크립손상과 응력완화 효과를 고려하기 위하여 각 운전조건별 평가규정에서 허용 운전수명 대비 설계운전수명에 대한 User-fraction sum을 평가하도록 규정하고 있다. 또한 계산된 막응력과 (막응력 + 굽힘응력)의 평가에는 최소 허용응력강도인  $S_m$ 과 더불어 온도 및 시간의존성 허용응력인  $S_{mt}$  또는  $S_t$ 를 사용하도록 규정하고 있다.

원자로 설계운전수명 동안에 발생 가능한 총 누적비탄성 변형률에 대한 평가는 고온 크립환경하에서 발생할 수 있는 총누적 크립라체팅 변형률을 계산하고 궁극적으로 반복되는 천이운전 하중 하에서 라체팅 변형의 발생을 방지하고자 하는 것이 설계코드의 목표이다.

고온에서의 기능적 요건을 만족할 수 있는 최대 막변형률 (Membrane strain) 허용변형률을 다음과 같이 규정하고 있다.

Accumulated Inelastic Strain

$$\text{(Averaged Across a Wall Thickness)} = \epsilon_m \leq 1.0\%$$

구조건전성과 관련한 변형과 비탄성변형률의 한계요건은 다음과 같이 규정하고 있다.

$$\text{Membrane } \epsilon_m \leq 1.0\%$$

$$\text{Bending } \epsilon_b \leq 2.0\%$$

$$\text{Local } \epsilon_L \leq 5.0\%$$

위의 한계요건은 실제로 비탄성해석을 통하여 수행할 수 있으나 ASME-NH에서는 아직 비탄성구성식과 이에 필요한 구성식 재료상수에 대한 보다 명확한 절차들을 규정하고 있지 않으며 단지 탄성해석법에 의한 접근법과 단 순비탄성해석법에 의한 접근법을 제시하고 있다.

Table 1. Primary stress limits in ASME-NH

Design Condition	Service Level A & B	Service Level C	Service Level C
• Membrane $P_m \leq S_o$	• Membrane $P_m \leq S_{mt}$	• Membrane $P_m \leq \text{Min}[1.2S_m, S_t]$ $\sum_r \left( \frac{t_i}{t_{im}} \right) \leq B$	• Membrane $P_m \leq \text{Min}[0.67S_R, 0.8S_R, \text{Appendix F}]$ $\sum_r \left( \frac{t_i}{t_{ir}} \right) \leq B_r$
• Membrane+Bending $P_L + P_b \leq (1.5)S_o$	• Membrane+Bending $P_L + P_b \leq KS_m$ $P_L + P_b / K_t \leq S_t$	• Membrane+Bending $P_L + P_b \leq 1.2KS_m$ $P_L + P_b / K_t \leq S_t$ $\sum_r \left( \frac{t_i}{t_{ib}} \right) \leq 1.0$	• Membrane+Bending $P_L + P_b \leq \text{Min}[3.6S_m, 1.05S_u]$ $P_L + P_b / K_t \leq \text{Min}[0.67S_r, 0.8S_R]$

탄성해석법에 의한 누적비탄성 크립라체팅변형을 한계 조건 평가절차를 요약하면 다음과 같다.

- Step 1 : Perform elastic stress analysis for every cycle type,  $j$
- Step 2 : Find the maximum value of  $(P_m + P_b / K_t)$  which occur during all Level A, B and C Service Loadings.
- Step 3 : Find the maximum secondary stress range  $(Q_R)_{max}$  for the severest cycle type
- Step 4 : Calculate stress parameters  $X$  and  $Y$  by  $X = (P_m + P_b / K_t)_{max} / S_y$   
 $Y = (Q_R)_{max} / S_y$
- Step 5 : Check the limit rules  $X + Y \leq 1$  or  $S_a / S_y$

탄성해석법의 보수성을 줄이고 보다 실제적인 라체팅 변형에 대한 구조건전성 평가를 위해서 ASME-NH에서는 단순비탄성해석법(Simplified inelastic analysis method)을 규정하고 있다. 이 방법의 기본적인 개념은 평가부위에 대한 보다 실질적인 적용온도와 그에 부응하는 항복응력 값, 고온에서의 응력완화현상, 그리고 무엇보다 중요한 설계 Load history에 대한 Temperature-time block의 설정 등을 고려하여 탄성해석에 규정된 과도한 보수성을 줄이는 것이며 반복하중에 의한 라체팅 변형의 실제 비탄성 특성에 보다 근접한 평가방법이다. 핵심적인 개념은 탄성해석법에 적용된 응력지수  $X, Y$ 와 Bree diagram을 사용하여 각 유효 크립라체팅 응력을 결정하는 것이며 적용절차를 요약하면 다음과 같다.

- Step 1 : Perform elastic stress analysis for every temperature-time block,  $j$  in design load history
- Step 2 : Calculate  $X_j$  and  $Y_j$
- Step 3 : Find the effective creep stress parameter  $Z_j$  from Bree-diagram
- Step 4 : Determine effective creep stress for each temperature-time block as  $\sigma_c = Z \cdot S_{yL}$
- Step 5 : Define the creep ratcheting stress is  $1.25\sigma_c$
- Step 6 : Determine the creep ratcheting strain corresponding to the creep ratcheting stress for sequential temperature-time blocks from

the isochronous stress-strain curves

- Step 7 : Check the strain limit of 1.0 for base metal and 0.5 for weld metal

ASME-NH의 단순비탄성해석을 적용하기 위해서는 원자로 기기나 부품 등의 설계사양에 명시된 전 설계수명 동안에 발생 가능한 Load history를 구조건전성 평가를 위한 순차적인 Temperature-time block으로 재 분리하는 것이 우선적으로 요구된다. 이러한 절차는 매우 복잡하고 까다로우며, 모든 종류의 하중 block을 정확히 설정하여 평가하기에는 많은 시간과 비용을 요구한다. 따라서 본 연구에는 평가절차의 단순화를 위하여 Fig. 6과 같이 전 수명 동안의 Load history를 Cycle type으로 세분화하고 각 Cycle type은 유사한 운전조건들을 하나로 묶은 다음 (Clustering technique) 각각의 Cycle type의 발생횟수를 정하고 전체 Cycle type에 대한 운전시간 합이 전설계운전수명의 합이 되도록 하는 설계평가 절차를 정립하였다.

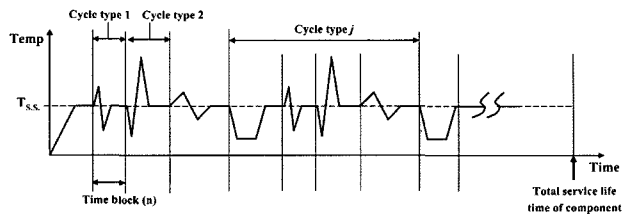


Fig. 6 Load history concept defined with the cycle types

위의 Step-6에서 순차적 각 Cycle type들에 대해 결정된 크립라체팅 응력으로부터 Isochronous곡선을 사용하여 누적 크립라체팅 변형률을 구하는 개념도는 Fig. 7과 같다.

Fig. 7에서와 같이 각 Cycle type에 대한 크립라체팅 변형

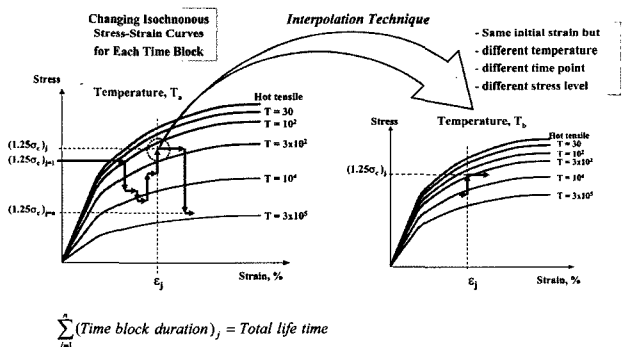


Fig. 7 Concept of creep ratcheting strain calculation by simplified inelastic analysis method

량은 ASME-NH 코드에서 제공하는 Isochronous 곡선으로부터 앞서 결정된 크립라체팅 응력값에 대응하는 변형률을 찾고 순차적으로 다음 Cycle type에 해당하는 누적 변형량을 찾기 위해서는 적용온도에 맞는 Isochronous 곡선을 Interpolation 기술을 사용하여 재생산한 다음에 이전의 누적 변형량을 초기 변형량으로 하고 크립라체팅 응력에 해당하는 시간대 좌표를 Isochronous 곡선상 찾아 다음에 주어진 고온 유지시간동안 이동시켜 이에 해당하는 누적 크립라체팅 변형률을 결정한다. 이 과정은 매우 복잡하여 수계산으로 하기에는 많은 시간과 비용이 요구되지만 고온 크립라체팅 변형량 예측에 대한 보다 정확한 결과를 제공해 준다. 실제로 ASME-NH를 비롯하여 모든 고온구조건전성 평가 코드들은 적용절차가 매우 복잡하여 수계산을 통해 모든 평가절차들을 수행하기에는 많은 어려움이 있다.<sup>6,7)</sup> 이러한 문제를 해결하기 위해 R5에 대해서는 DFA R5-Code라는 컴퓨터 프로그램이 개발된 바 있고<sup>3)</sup> ASME-NH의 경우에는 SIE ASME-NH 컴퓨터 프로그램이 개발된바 있다.<sup>8)</sup> SIE ASME-NH 프로그램에서는 ASME-NH의 고온구조건전성 적용규정과 이에 필요한 재료데이터베이스가 전산화되어 있어 탄성해석 또는 비탄성해석을 통해 수행된 모든 구조해석 결과들로부터 따라서 고온구조건전성 평가를 수행할 수 있도록 해 준다.

탄성해석법에 따라서 ASME-NH에 규정되어 있는 피로손상 평가절차를 요약하면 다음과 같다.

- Step 1 : Calculate elastic strain time history for each cycle type,  $j$
- Step 2 : Select one of extreme time points for the cycle (set subscript  $o$ )
- Step 3 : Calculate strain ranges for all components at each time point as  

$$\Delta \epsilon_{xi} = \epsilon_{xi} - \epsilon_{xo}, \Delta \epsilon_{yi} = \epsilon_{yi} - \epsilon_{yo}, \text{ etc..}$$
- Step 4 : Calculate the equivalent strain range for each point in time as  

$$\Delta \epsilon_{equiv, i} = \frac{\sqrt{2}}{2(1+\nu^*)} [(\Delta \epsilon_{xi} - \Delta \epsilon_{yi})^2 + (\Delta \epsilon_{xi} - \Delta \epsilon_{zi})^2 + \frac{3}{2}(\Delta \gamma_{xyi}^2 + \Delta \gamma_{yzi}^2 + \Delta \gamma_{zxi}^2)]^{1/2}$$
- Step 5 : Define the maximum strain range as  

$$\Delta \epsilon_{max} = \text{Max}(\Delta \epsilon_{xiequiv, i})$$
- Step 6 : Modify the maximum strain range with local geometric stress concentration and

multiaxial effects

- Step 7 : Calculate total strain range as  

$$\epsilon_t = K_v \Delta \epsilon_{mod} + K \Delta \epsilon_c$$
- Step 8 : Find allowable number of cycles,  $N_d$  from design fatigue curves corresponding to total strain range
- Step 9 : Calculate the fatigue damage by

$$\sum_j^P \left( \frac{n}{N_d} \right)_j$$

탄성해석법에 따라서 ASME-NH에 규정되어 있는 크립손상 평가절차를 요약하면 다음과 같다.

- Step 1 : Define total number of hours expended at elevated temperature,  $t_H$
- Step 2 : Define the hold temperature,  $T_{HT}$
- Step 3 : Define the average cycle time,  

$$\bar{t}_j = t_H / n_j$$
- Step 4 : Determine stress level,  $S_j$  corresponding to the total strain range and the hold temperature from time independent isochronous stress-strain curve
- Step 5 : Obtain the stress relaxation time history curve at dwell stress  $S_j$  and hold temperature,  $T_{HT}$
- Step 6 : Modify the stress relaxation time history curve with considering the load-controlled transient effect
- Step 7 : Define the cycle transient temperature
- Step 8 : Repeat Step 3 through Step 7 to make  $j=1$  to  $P$  sets of the stress relaxation time histories and superpose these to result in the envelope stress-time history
- Step 9 : Determine integration time step size,  $(t)_k$ , the stress,  $(S)_k/K'$ , and temperature,  $(T)_k$
- Step 10 : Obtain the allowable time duration,  $(T_d)_k$  for each time interval from the expected minimum stress-to-rupture curve

비탄성해석법을 사용할 경우에도 일반적인 적용절차는 탄성해석법과 기본적인 적용개념은 동일하다. 다만 이 경우에는 비선형 구성방정식을 사용하여 비탄성해석을 직접 수행하기 때문에 국부기학적응력집중과 다중영향이 구

조해석자체에 포함되어 있어 탄성해석법에서 요구하는 최대 변형률범위의 수정등과 같은 복잡한 절차들이 생략된다. 비탄성해석법에 의한 피로손상 평가절차를 요약하면 다음과 같다.

- Step 1 : Define complete load cycle types
- Step 2 : Perform inelastic analysis with well-proven constitutive equations for each cycle type
- Step 3 : Find maximum strain range  $\epsilon_t = \Delta\epsilon_{max}$  with the same procedures of step 1 through step 5 in elastic analysis method
- Step 4 : Find allowable number of cycles,  $N_d$  from design fatigue curves corresponding to  $\epsilon_t$  and the maximum metal temperature during the each cycle
- Step 5 : Calculate accumulated fatigue damage by

$$\sum_j \left( \frac{n}{N_d} \right)_j$$

끝으로 비탄성해석법에 따른 ASME-NH의 크립손상 평가절차를 요약하면 다음과 같다.

- Step 1 : Define load history for entire design life time
- Step 2 : Perform inelastic analysis with well-proven constitutive equations
- Step 3 : Calculate equivalent stress-time history by the given equations
- Step 4 : Obtain allowable time durations for the maximum stress divided by the safety factor, K during each time interval by entering the expected minimum stress-to-rupture curves
- Step 5 : Calculate creep damage by using the integral form

위의 크립손상 평가에 사용되는 Load history는 이전의 단순비탄성해석법에 의한 크립라체팅 변형률 계산에 사용된 방법과 같이 각 운전조건별 Cycle type으로 분류가 되고 크립손상값을 구하기 위해서 각 Cycle type에 해당하는 Stress relaxation curve를 isochronous curve로부터 결정한다. 이때 Cycle type의 정의에 있어서 크립라체팅 변형률 계산에 사용된 것과의 차이를 살펴보면 모든 Cycle type의 발생시간은 전 설계운전 수명과 같도록 해야 한다는 것이다. 따라서 각 Cycle type에 대해 결정된

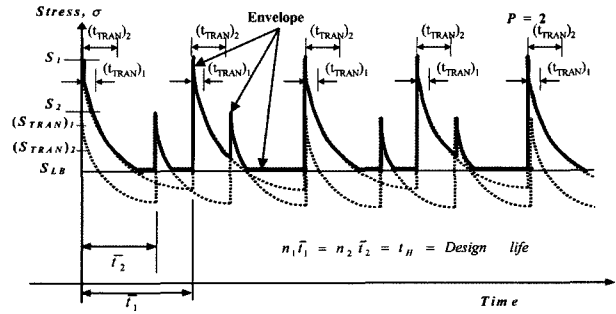


Fig. 8 Envelope Stress-Time History for Creep Damage Evaluation(Example: 2-Cycle Types )

Stress relaxation curve는 Fig. 8과 같이(2-cycle type의 경우) 하나의 통합 Stress relaxation curve로 Envelop한 다음에 각 시간점에 해당하는 응력값에 대응하는 허용시간들을 Stress-to-rupture 곡선으로부터 구하고 이를 선형 합산하여 크립손상을 결정한다. 주의 할 것은 평가에 사용될 최종 Enveloped stress relaxation curve에는 각 Cycle type의 초기 천이시간 동안 발생 가능한 일차응력과 최대 천이온도의 영향을 반드시 고려해야 한다.

#### 4. 납냉각로 STAR-LM의 고온구조설계 적용에

STAR-LM 원자로는 납냉각재를 사용한 액체금속로로서 현재 미국아르곤 국립연구소에서 개발 중이다(Fig. 9). 원자로의 외경은 5.5m, 두께 5cm, 길이 16.9m의 전형적인

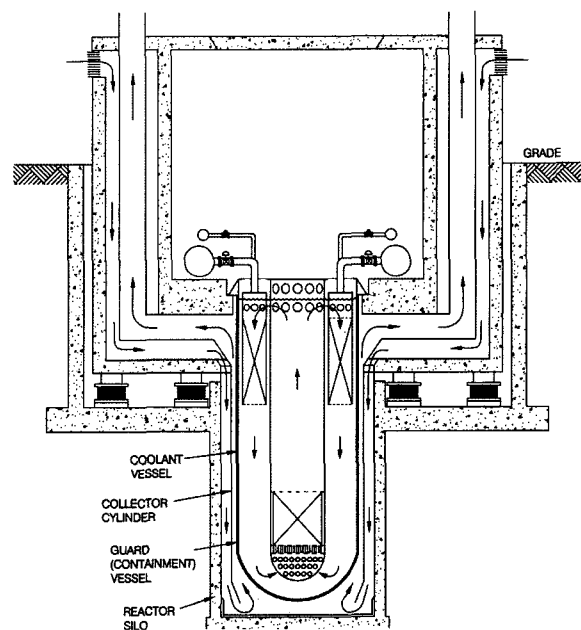


Fig. 9 Concept of STAR-LM



Pool type의 고온 액체금속로이다. 카트리지 type의 핵연료를 사용하며 정상운전온도 조건이 587.8°C로 매우 높고 15년 마다 핵연료 카트리지를 3번 교체하는 것(즉, 총 설계수명은 45년)을 설계목표로 하고 있다. 현재 이 원자로는 고온의 납냉각재가 원자로용기 내벽에 직접 접촉하는 개념으로 설계되어 있으며 본 연구에서는 이에 대한 고온 구조설계 및 건전성평가를 ASME-NH 설계규정에 따라서 수행하였다.

Fig. 10은 본 연구에서 고온구조건전성 평가를 위해 설정된 원자로 정지 및 기동을 고려한 Cycle type을 나타낸 것이다. 그림에서와 같이 정상상태 운전온도는 587.8°C이며 정상운전에서 원자로 정지까지는 약 12시간 동안 선형적으로 운전온도가 감소하여 핵연료 재장전 온도인 350°C가 되며, 약 15일간의 원자로 정지기간을 거쳐 다시 12시간동안 원자로 가동운전을 거쳐 다시 정상상태 운전온도로 되돌아오는 Cycle type을 가정하였다. Cycle의 운전주기는 핵연료 재장전 기간인 15년이며, 총 3번의 Cycle type을 가정하였다.

Fig. 11은 해석에 사용된 원자로 고온 자유액면 부근의

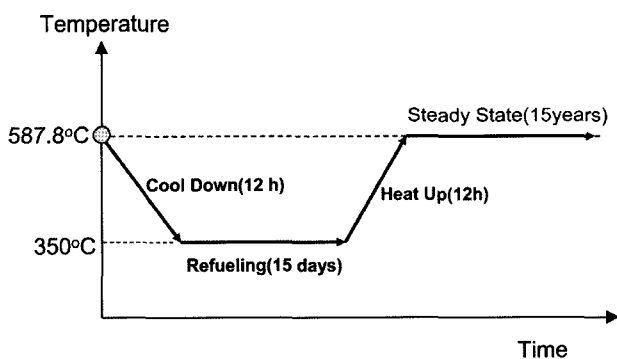


Fig. 10 Defined cycle type

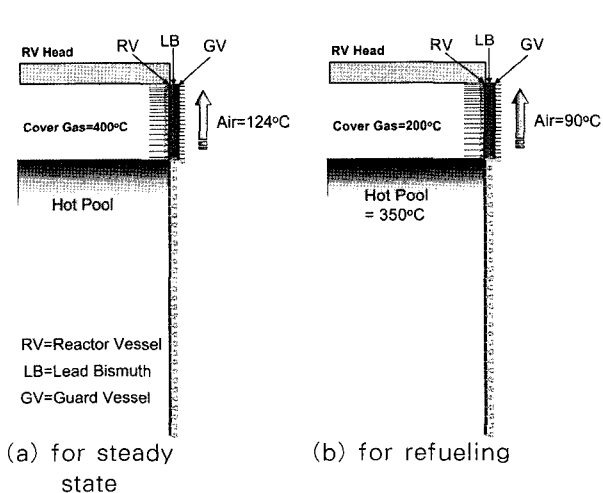


Fig. 11 Thermal boundary conditions used in analysis

온도 경계조건을 나타낸 것으로 정상상태 운전시의 자유액면 상단에 존재하는 Cover gas의 온도는 400°C로 가정하고 격납용기 외부에 흐르는 공기의 온도를 124°C로 가정하였다. 핵연료 재장전운전에서 Cover gas 온도는 200°C, 공기온도는 90°C로 가정하였다.

Fig. 12는 정상상태 운전동안 원자로 내벽과 외벽에 대해 높이에 따른 온도분포 해석결과를 나타낸 것으로 고온 자유액면에서 축방향의 온도구배가 매우 크게 발생함을 알 수 있다.

Fig. 13은 Cycle type에 대한 고온 자유액면상에서 발생하는 시간대별 응력성분 해석결과를 나타낸 것으로 원주방향의 Hoop 응력이 가장 크게 발생하고 원자로 정지 및 기동의 천이 운전동안 응력이 크게 발생함을 알 수 있다. Fig. 14는 원자로 정상운전 중 과 원자로 기동운전 마무리 직후 원자로 용기 고온 자유액면 부근의 응력분포 및 변형형상을 나타낸 것이다.

위의 유한요소해석결과 들로부터 납냉각재의 직접 접촉

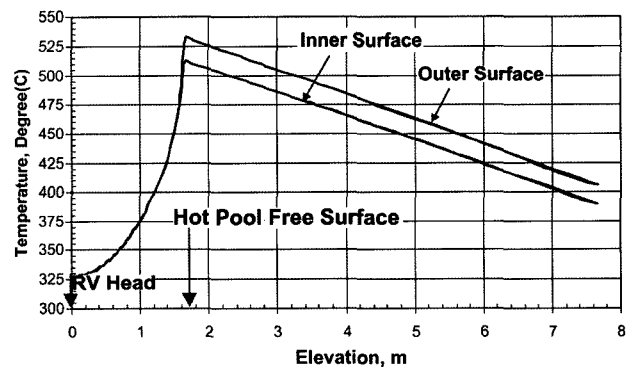


Fig. 12 Temperature distributions along the reactor vessel

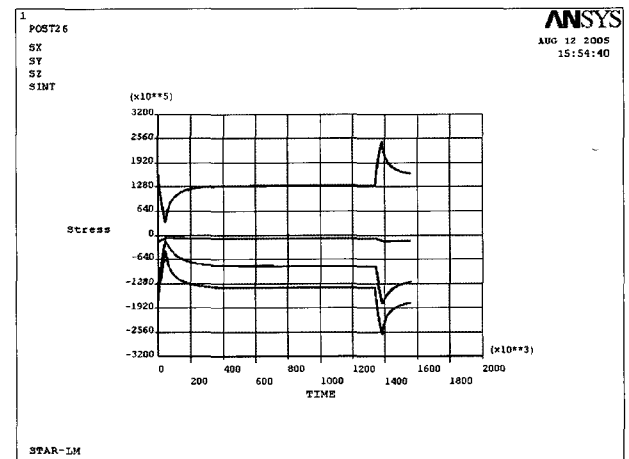


Fig. 13 Stress time history response at hot pool free surface

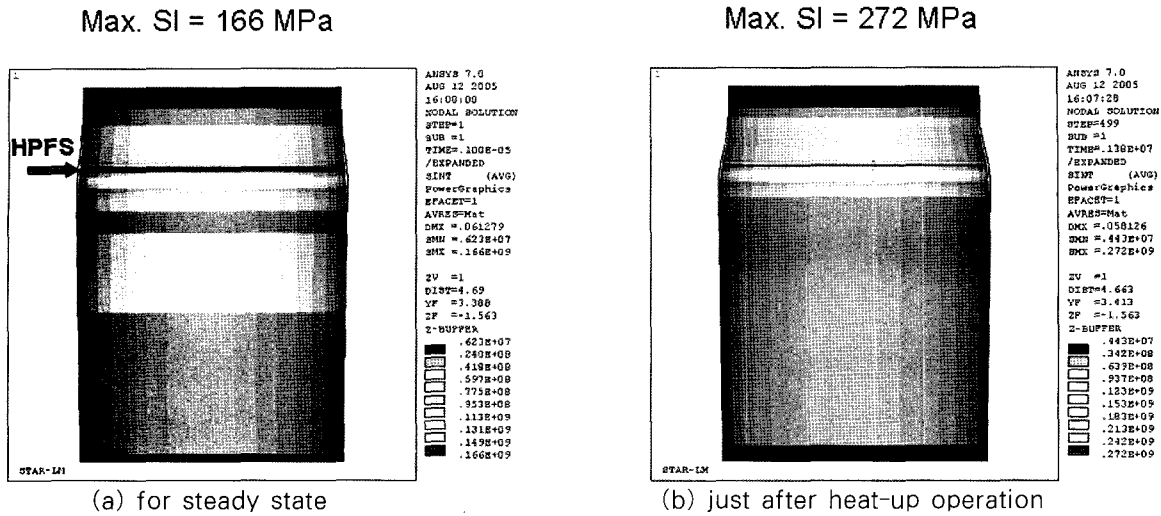


Fig. 14 Stress contour and deflection shapes

방식을 하고 있는 STAR-LM에 대한 고온구조건전성 평가를 위해 다음과 같은 설계해석 자료들을 설정하였다.

- Total Service Lifetime = 45 years(393120 Hours)
- Number of Refueling Cycles = 3
- Hold Temperature = 532.5°C
- Max Stress During S.S. = 166 MPa
- Max Stress During Heat-up = 272 MPa

Table 2는 ASME-NH 탄성해석 절차에 따른 고온구조건전성 평가결과를 요약해 놓은 것이다. 표에서와 같이 탄성해석법에 의한 크립라체팅 변형을 평가는  $X+Y=1.75$ 로 나타났으며, 이는 기준치 1.0을 훨씬 초과 한 값이다. 그리고 단순 비탄성해석법과 크립-피로 손상절차는 계산된 유효크립라체팅 응력이 ASME-NH의 적용범위를 초과하는

Table 2. Summary of structural integrity evaluations

Evaluation Items	Calculated	Limit value	Check
• Primary Stress Limits (Level B)			
$P_m$	-	-	-
$P_L+P_B/t$	-	-	-
• Inelastic Strain Limits			
Elastic Approach	1.7494	1.0	Not OK
Simplified Inelastic Approach	Not Applicable <sup>1)</sup>	1.0%	Not OK
• Creep-Fatigue Limits			
Fatigue Damage	Not Applicable <sup>2)</sup>		Not OK
Creep Damage	Not Applicable <sup>3)</sup>		Not OK

1)  $S_c = 290.86 \text{ MPa} > S_{yH} = 117.3 \text{ MPa}$

2)  $\Delta \epsilon_c$  exceeds ASME data range

3)  $\epsilon_c$  exceeds ASME data range

것으로 나타났으며, 결론적으로 STAR-LM이 채택하고 있는 납냉각재의 직접접촉 방식은 총 설계 수명동안 원자로용기의 고온구조건전성을 보장하지 못하는 것으로 나타났다.

본 연구에서는 STAR-LM 원자로용기의 고온자유액면 부위에 대한 고온구조건전성 확보를 위해 Fig. 15와 같이 원자로용기 내부에 납냉각재의 직접 접촉을 방지하기 위한 Thermal barrier의 설치를 제안하였다. 제안된 Thermal barrier 구조물은 고온자유액면 부위의 원자로용기 금속온도를 크게 줄여주고, 천이운전 조건에서 발생할 수 있는 과도한 온도구배를 방지하여 원자로용기의 고온구조건전성을 크게 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

Fig. 16은 Thermal barrier 설치 후 원자로용기 자유액면 부위의 축방향 온도분포를 나타낸 것이다. 그림에서와 같이 최대 금속온도는 고온자유액면 부위가 아닌 Thermal barrier 끝단부위에 발생하여 최대 온도는 453°C로 설계변경 이전의 약 530°C 보다 크게 줄어들었다.

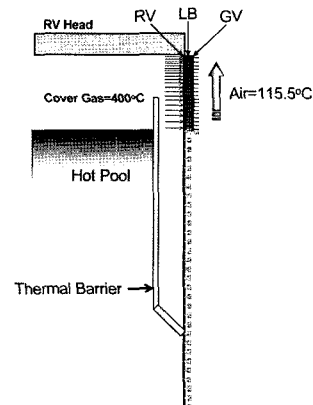


Fig. 15 Design modification with Thermal barrier

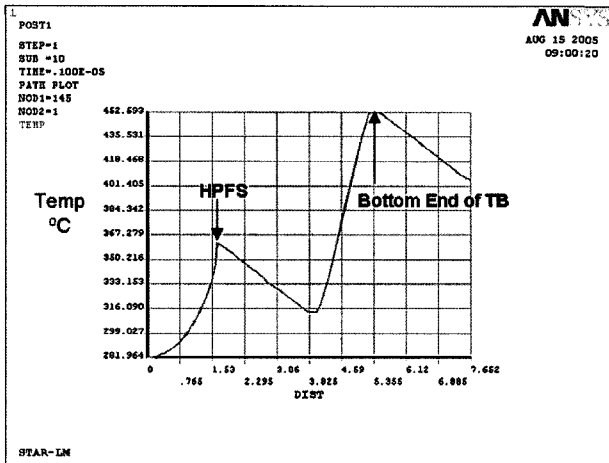


Fig. 16 Temperature distributions after design modification

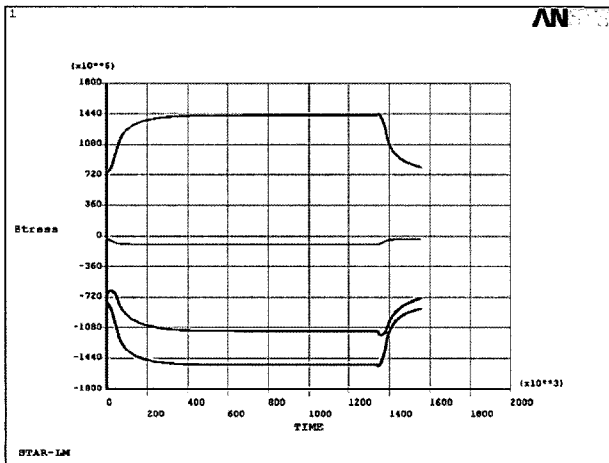


Fig. 17 Stress time history response after design modification

Table 3. Summary of structural integration evaluation after design modification

Evaluation Items	Calculated	Limit value	Check
• Inelastic Strain Limits			
Elastic Approach	0.5312	1.0	OK
Simplified Inelastic Approach	0.0%	1.0%	OK
• Creep-Fatigue Limits			
Fatigue Damage	0.1E-6	0.6653	OK
Creep Damage	0.1434	1.0	OK

Fig. 17은 고온자유액면 부위의 원자로용기 시간대별 응력성분 해석결과를 나타낸 것으로 Fig. 13에 비해 최대 응력이 크게 감소했음을 알 수 있다. 따라서 최대 유지온도 및 응력의 감소로 인해 원자로용기 자유액면 부위의 고온구조건전성은 크게 향상될 것으로 예상되며, Table 3은 ASME-NH에 따른 건전성 평가 결과를 요약해 놓은 것이다.

표에서와 같이 Thermal barrier를 적용한 설계변경의 경우에 설계수명 동안의 총 누적 비탄성변형률 평가결과는 충분한 설계 여유도를 가지고 ASME-NH 설계코드를 만족한다. 크립-피로손상 평가결과에서 피로손상은 무시할 수 있는 것으로 나타났으며, 최대 크립손상은 0.1434로 허용치 1.0에 비해 충분한 설계 여유도를 가지고 있는 것으로 평가되었다.

## 5. 결론

본 기고에서는 크립온도 이상에서 운전되는 차세대원자로 설계를 위해 각국에서 개발한 고온구조건전성 평가코드의 기본개념을 상호비교 분석하였다. 또한 ASME-NH 설계코드의 실질적인 세부 적용절차를 확립하고, 이를 SIE ASME-NH 프로그램으로 전산화하여 현재 미국아르곤국립연구소에서 설계중인 STAR-1M 원자로 고온구조설계에 적용하였다. 정립된 ASME-NH의 적용절차와 SIE ASME-NH 프로그램은 향후 고온으로 운전되는 차세대 원자로 설계에 크게 기여할 것으로 예상된다.

## 참고 문헌

- 1994, 2001 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NH, ASME.
- 1987, 1993, 2002 RCC-MR, Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Islands, AFCEN.
- 2003, Assessment Procedure for the High Temperature Response of Structures, British Energy Generation Ltd.
- 1984, Elevated Temperature Structural Design Guide for Class 1 Components of Prototype Fast Breeder Reactor, PNC N241-84-08, PNC.
- Shah, V.N., Majumdar, S., and Natesan, K., 2003, Review and Assessment of Codes and Procedures for HTGR Components, NUREG/CR-6816, ANL-02/36, Argonne National Laboratory.
- Koo, G.H, Yoo, B., 2000, "Elevated Temperature Design of KALIMER Reactor Internals Accounting for Creep and Stress Rupture Effects", Journal of the Korean Nuclear Society, Vol.32, No.6, pp.566-594.
- Koo, G.H, Yoo, B., 2001, "Evaluation of Creep-

Fatigue Damage of KALIMER Reactor Internals Using the Elastic Analysis Method in RCC-MR”, Journal of the Korean Nuclear Society, Vol.33, No.6, pp.566-594.

8. Koo, G.H. and Lee, J.H., Computer Program of SIE ASME-NH Code, KAERI/TR-3161/2006, KAERI, 2006 