

CANDU형 원전 주요기기의 피로손상 평가를 위한 그린함수 개발

김세창* · 성희동* · 최재봉† · 김홍기** · 송명호** · 노승환**

Development of Green's Functions for Fatigue Damage Evaluation of CANDU Reactor Coolant System Components

Se Chang Kim*, Hee Dong Sung*, Jae Boong Choi†, Hong Key Kim**, Myung Ho Song**
and Seung Hwan Nho**

(Received 11 NOV 2011, Accepted 21 NOV 2011)

ABSTRACT

For the efficient and safe operation of nuclear power plant, evaluating quantitatively aging phenomenon of major components is necessary. Especially, typical aging parameters such as stresses and cumulative usage factors should be determined accurately to manage the lifetime of the plant facility. The 3-D finite element(FE) model is generated to calculate the aging parameters. Mechanical and thermal transfer functions called Green's functions are developed for the FE model with standard step input. The stress results estimated from transfer functions are verified by comparing with 3-D FE analyses results. Lastly, we suggest an effective fatigue evaluation methodology by using the transfer functions. The usefulness of the proposed fatigue evaluation methodology can be maximized by combining it with an on-line monitoring system.

Key Words : Aging parameter(경년열화 평가지수), CANDU, Fatigue Damage Evaluation(피로손상평가), Green's Function(그린함수), 3-D FE model(3차원 유한요소모델)

기호설명

P : Operating pressure
 T : Operating temperature
 φ : Boundary temperature
 τ : Evaluation time
 t_d : Stress convergence time

1. 서론

국내 가동중인 원자력발전소는 가동년수가 증가함

에 따라 노후화되고 점차 설계수명에 도달하고 있다. 또한 신규원전에 대한 부지확보와 투자비가 문제점으로 지적됨에 따라 원자력발전소의 수명관리를 통한 수명연장의 필요성이 제기되고 있으며 그와 관련된 연구가 활발히 이루어지고 있다¹⁻³⁾.

원자력발전소의 수명관리는 전 수명기간 동안에 발전소 성능과 안전성을 유지할 수 있는 기술적인 방안과 경제적으로 최적인 운전종료 시점을 찾는 과정으로 발전소 주요기기에 대한 집중적인 검토, 분석 및 관리가 필요하다. 따라서 원자력발전소의 효율적이고 안정적인 운영을 위해서는 경년열화 현상에 대한 정량적인 평가가 요구되며 이를 위해서는 실제 운전이력을 바탕으로 피로손상 평가를 수행하고 그 유효성을 검증하여야 한다. 일반적으로 피로손상의 주 원인은 반복하중으로 알려져 있으며, 이로 인해 균열이 발

† 책임저자, 회원, 성균관대학교 기계공학

E-mail : boong33@skku.edu

TEL : (031)290-7458 FAX : (031)290-5276

* 성균관대학교 기계공학부

** 한국원자력안전기술원(KINS)

생하고 점차 성장하여 최종적으로 파단에 이르게 된다. 이러한 피로손상을 평가하기 위해서는 일차적으로 하중변화에 의한 응력해석을 수행하여야 한다. 이를 위해 일반적으로 유한요소해석이 가장 널리 사용되고 있다. 그러나 유한요소해석을 수행하기 위해서는 많은 시간이 필요하기 때문에 기기 수명에 대한 실시간 관리가 어렵다는 문제점이 있다.

본 논문에서는 CANDU형 원전 헤더의 3차원 유한요소모델을 작성하였고 단위 온도, 압력 입력에 대한 해석결과로부터 응력전달함수(그린함수)를 개발하였다. 최종적으로는 응력전달함수를 이용한 효율적인 피로평가 방법을 제안하였다.

2. 유한요소해석

2.1 유한요소모델

본 논문에서는 CANDU형 원전 수명에 직접적인 영향을 미치는 1차 계통주요기기 중 헤더를 대상으로 유한요소모델을 작성하였다. Fig. 1은 1차계통 주요기기 형상과 헤더의 개략도를 보여주고 있다. 헤더 기기 전체를 대상으로 유한요소해석을 수행하는 것은 많은 시간을 소모한다. 따라서 설계응력보고서(Design Stress Report) 분석을 통해 피로누적계수(Cumulative Usage Factor)가 가장 높은 취약부위를 선정하였고 선정된 부위에 대해 해석모델을 작성하였다. 요소망 형성을 위해 상용 프로그램인 Hypermesh를 사용하였으며 헤더의 경우 171,292개의 절점과 155,024개의 요소로 구성하였다. Fig. 2와 Fig. 3은 각각 헤더 3차원 유한요소모델과 그 경계조건을 보여준다. 헤더 피더 노즐의 경우 많은 수의 동일한 노즐이 원주 방향 및

축 방향에 대해 반복적인 배열구조로 놓여 있다.

이러한 대칭구조를 묘사하기 위하여 X축 방향 끝단면에 대해 X축 방향으로 구속하였고, 원주 방향에 대해서는 대칭조건을 사용하였다. 노즐 상부는 피더 관으로 연결되는 부분으로써 Z축 방향으로 구속하였다. 헤더 외벽은 단열조건으로 하였고, 내벽은 열전달계수 $5500\text{Btu/hr}\cdot\text{ft}^2$ 을 적용하였다⁴⁾.

헤더를 구성하고 있는 재료는 SA 106 Gr.B로서 온도에 따른 재료물성은 Table 1과 같다.

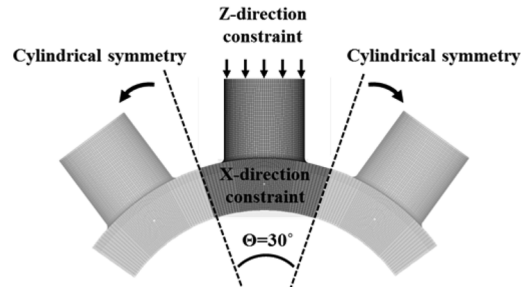


Fig. 2 Header FE model

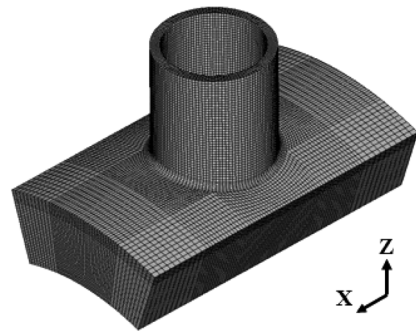


Fig. 3 Boundary conditions of header model

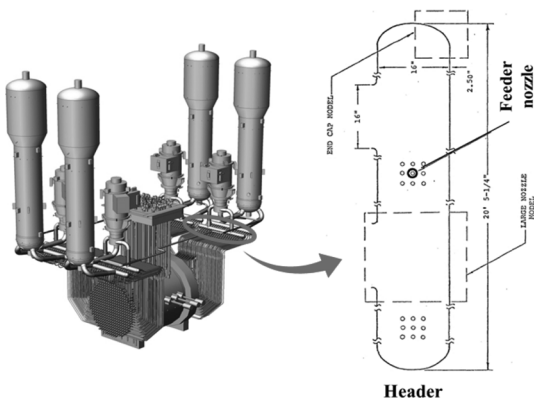


Fig. 1 Header of CANDU reactor

Table 1 Material properties of SA 106 Gr.B

Temp (°F)	Modulus of Elasticity (psi)	Coeff. of Thermal Expansion (in/in/°F)	Specific Heat (Btu/lb-°F)	Thermal Conductivity (Btu/sec-in-°F)
70	29.4×10^6	6.40×10^{-6}	0.103	8.08×10^{-4}
100	29.2×10^6	6.50×10^{-6}	0.106	8.03×10^{-4}
200	28.8×10^6	6.70×10^{-6}	0.114	7.80×10^{-4}
300	28.3×10^6	6.90×10^{-6}	0.119	7.48×10^{-4}
400	27.9×10^6	7.10×10^{-6}	0.124	7.15×10^{-4}
500	27.3×10^6	7.30×10^{-6}	0.128	6.81×10^{-4}
600	26.5×10^6	7.40×10^{-6}	0.134	6.48×10^{-4}
700	25.5×10^6	7.60×10^{-6}	0.140	6.16×10^{-4}

2.2 유한요소모델 검증

헤더 유한요소모델의 유효성을 검증하기 위해 요소망 크기에 따른 해석결과와 수렴성을 검토하였다. 총 6개의 요소망 크기(0.07, 0.1, 0.3, 0.5, 1.0, 1.5 inch)에 대해 해석모델을 작성하였고 이를 Fig. 4에 나타내었다. 헤더에 내압 1000 psi를 적용하여 해석을 수행하였고, 요소망 크기와 상관없이 절점의 위치가 변하지 않는 동일지점(A)에서 등가응력 값을 비교하였다. 그 결과 Fig. 5에서 보는 바와 같이 요소망 크기가 작아짐에 따라 등가 응력이 상승하였고, 0.1 inch 이하에서 해석 결과가 수렴하는 것을 확인하였다. 따라서 요소망 크기가 0.1 inch인 해석모델을 가지고 응력전달 함수를 개발하였다.

2.3 평가지점 선정

헤더 피더노즐부에서 가장 큰 하중을 받는 지점을 찾기 위해 예비해석을 수행하였다. 해석의 하중조건으로 Heat-up 조건에서 헤더에 가해지는 압력 1449 psia와 온도 500 °F를 적용하였다. Fig. 6에 나타난 해석결과로부터 최대 하중 발생지점을 확인하였고, 약

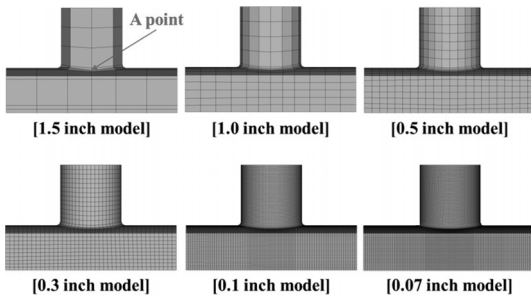


Fig. 4 Variation of mesh size

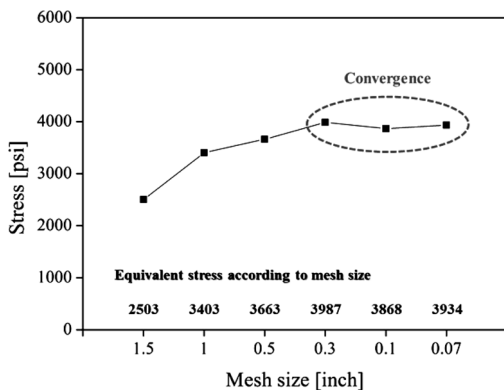


Fig. 5 Mesh verification

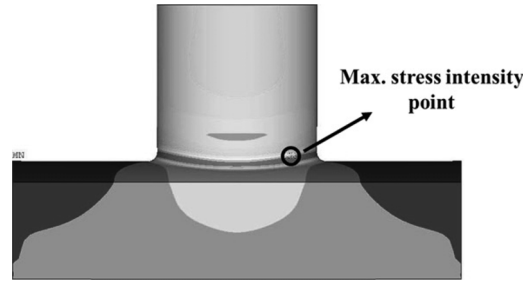


Fig. 6 Stress intensity contour

590 ksi 크기의 응력이 발생함을 확인하였다. 위와 같은 해석결과가 나온 이유는 노즐 끝단이 Z 방향으로 구속된 상태에서 헤더가 내압에 의해 밀어 올려 지면서 피더노즐과 헤더의 경계부에 하중이 집중 됐을 것으로 사료된다.

3. 응력전달함수

3.1 응력전달함수⁵⁾

원전의 계통 및 부품의 열적 경계층에서 발생하는 과도상태에서의 응력 $\sigma(t)$ 는 다음 식(1)과 같은 두 개의 성분으로 표현할 수 있다.

$$\sigma(t) = \sigma_p(t) + \sigma_T(t) \quad (1)$$

위의 식(1)에서 $\sigma(t)$ 는 원전 주요기와 연결된 배관 계통에서 오는 자중, 압력, 열팽창, 열팽창 지지물 등의 외부하중에 의해 발생하는 응력벡터인 $\sigma_p(t)$ 와 부품내의 열적 기울기에 의해 발생하는 응력벡터인 $\sigma_T(t)$ 의 합으로, 전자는 현재의 감시변수에 대한 응력전달함수로 직접 계산할 수 있는 반면 후자는 일정기간 동안의 경계변수 변화이력 합의 영향을 받게 되는 변수로 과거이력을 고려하여 이를 바탕으로 한 응력전달함수로 계산하여야 한다. 탄성체의 열응력 분포는 온도분포의 유일함수가 되어 Duhamel theory 개념을 사용할 경우 시간에 따른 온도 분포를 계산하지 않고 바로 열응력 분포를 식(2)에 의해 구할 수 있다.

$$\sigma(t) = \int_0^t G(P, t - \tau) \frac{\partial}{\partial \tau} \varphi(\tau) d\tau \quad (2)$$

여기서 $\varphi(\tau)$ 는 유체가 접하는 경계온도를 포함하는 함수이며, $G(p, t)$ 는 경계의 단위온도 변화 시점 P에

서의 열응력에 대한 응력전달함수로 정의된다. 어느 한 점에서 응력전달함수 $G(p,t)$ 와 경계온도함수 $\varphi(\tau)$ 가 주어질 때 그 점에서 이전의 경계온도에 따른 영향을 고려하여 응력이력을 구하는 Duhamel 적분식은 다음과 같이 유도할 수 있다. 주어진 시간 τ 에서 온도 함수 $\varphi(\tau)$ 의 함수값을 갖고, 이로부터 증분시간을 $\Delta\varphi(\tau)$ 라 하면 $t(t > \tau)$ 시간에서 발생하는 응력변화량은 식(3)과 같이 나타낼 수 있다.

$$\begin{aligned} \Delta\sigma(t-\tau) &= G(t-\tau)\Delta\varphi(\tau) \\ &= G(t-\tau)\frac{\Delta\varphi(\tau)}{\Delta\tau} \quad (0 < \tau < t) \end{aligned} \quad (3)$$

이때 $\varphi(\tau)$ 가 $t=0$ 에서 적용된 단위함수라면 시간 t 에서의 응력은 식(4)와 같다.

$$\sigma(t) = \varphi(0)G(t) + \sum G(t-\tau)\frac{\Delta\varphi(\tau)}{\Delta\tau} \quad (4)$$

상기의 관계식에서 $\Delta\tau$ 가 0에 접근함에 따라 식(5)과 같이 Duhamel 적분식이 구성된다.

$$\sigma(t) = \varphi(0)G(t) + \int_0^t G(t-\tau)\frac{d}{d\tau}\varphi(\tau)d\tau \quad (5)$$

여기서, $\varphi(\tau)$ 는 경계온도이고, $G(t-\tau)$ 는 응력전달 함수이다. 위 식에서 t 가 클 경우 효율적인 적분을 수행하기 위하여 $G(t)$ 가 일정하게 수렴하는 시간을 t_d 라 하고 응력변화의 영향이 작은 이후 시간의 영향을 무시하면 식(5)는 아래와 같이 쓸 수 있다.

$$\sigma(t) = \int_{t-t_d}^t G(t-\tau)\left(\frac{d}{d\tau}\varphi(\tau)d\tau + G(t_d)\varphi(t-t_d)\right) \quad (6)$$

식(6)을 수렴시간에 대해 n 개의 구간으로 나누어 수치적분 형태로 나타내면 식(7)과 같다.

$$\begin{aligned} \sigma(t) &= \sum_{i=1}^n G(t_d-\tau_i)\frac{\varphi(\tau_i)-\varphi(\tau_i-\Delta\tau)}{\Delta\tau}\Delta\tau \\ &\quad + G(t_d)\varphi(t-t_d) \\ &= \sum_{i=1}^n G_{n-1}(\varphi_i-\varphi_{i-1}) + G_n\varphi_0 \\ &= G_n\varphi_0 + G_{n-1}(\varphi_1-\varphi_0) + \dots \\ &\quad + G_{n-1}(\varphi_i-\varphi_{i-1}) + \dots + G_0(\varphi_n-\varphi_{n-1}) \end{aligned} \quad (7)$$

따라서 식(7)로부터 경계온도 함수가 주어질 때, 온도 경계조건에 대한 응력발생 특성을 나타내는 응력전달함수가 주어지므로 임의의 한 점에서의 응력이력을 계산할 수 있다.

3.2 응력전달함수 개발

대표온도 별로 단위 하중(열적, 기계적)을 해석 입력조건으로 하여, 그에 따른 다차원 응력전달 함수를 도출하였다. 응력전달함수를 검증하기 위해 실제 운전기간 동안 발생할 수 있는 온도, 압력 범위로서 Heat-up & cool-down 설계과도조건을 이용하였다⁶⁾. Heat-up & cool-down 설계과도조건은 Fig. 7~8과 같으며 온도는 70~590 °F, 압력은 0~1449 psia 범위에 있는 것을 알 수 있다. Fig. 9는 대표온도 70 °F의 단위온도 하중에 대한 Stress intensity 값 변화를 보여주고 있다. 응력전달함수가 응력 값 변화를 모사하기 위해 최소자승법을 이용하여 6차 다항식을 형태를 취하도록 하였다⁷⁾.

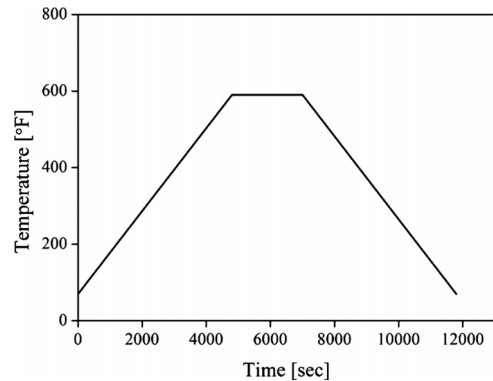


Fig. 7 Design transient of temperature

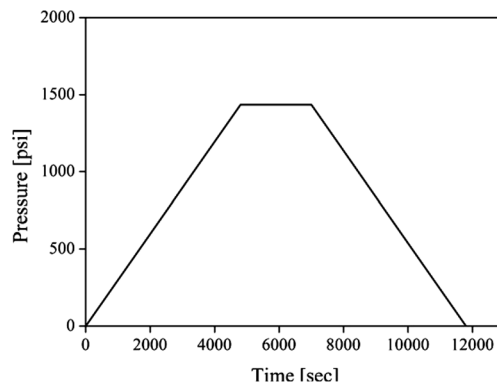


Fig. 8 Design transient of pressure

Table 2 Transfer function constant

Ref. Temp. [°F]	a [$\times 10^{-15}$]	b [$\times 10^{-11}$]	c [$\times 10^{-8}$]	d [$\times 10^{-5}$]	e [$\times 10^{-2}$]	f [$\times 10$]	g [$\times 10^2$]	R ²
70	-9.403	4.838	-9.804	9.913	-5.219	1.346	-3.578	0.968
100	-9.319	4.797	-9.725	9.843	-5.191	1.344	-3.582	0.969
200	-8.999	4.635	-9.410	9.548	-5.062	1.325	-3.553	0.973
300	-8.727	4.497	-9.138	9.289	-4.943	1.306	-3.516	0.975
400	-8.481	4.371	-8.887	9.047	-4.832	1.288	-3.481	0.977
500	-8.202	4.228	-8.598	8.762	-4.694	1.261	-3.418	0.979
600	-7.709	3.973	-8.080	8.241	-4.429	1.201	-3.265	0.981

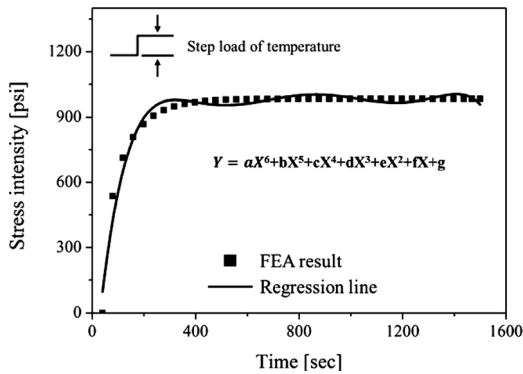


Fig. 9 Stress intensity for step load of temperature

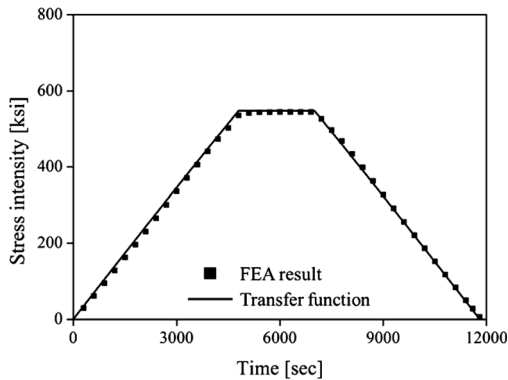


Fig. 10 Comparison between FE analysis and transfer function results

R²는 1에 가까울수록 응력전달함수가 응력변화를 잘 묘사하는 것으로 대표 온도별 R² 및 차수별 계수 값을 Table 2에 나타내었다. 압력에 대한 응력전달함수는 압력에 대해 응력 값이 선형적으로 증가하며 그 기울기 값은 0.221이다. Fig. 10은 상기 설계조건을 입력 값으로 하였을 때 유한요소해석 및 응력전달함수 결과를 비교한 것으로 최대 오차가 3% 이내인 것을 확인하였다.

3.3 피로평가 방법

원전 주요기기에서 측정된 온도, 압력 데이터와 응력전달함수를 이용하면 원전 가동 시 관심지점에서 발생하는 내압응력 및 열응력 이력을 실시간으로 산출할 수 있다. 산출된 응력 이력은 레인 플로우법(Rain flow)을 이용하여 응력분포별 과도상태 발생빈도를 구하고, 응력-수명 선도를 이용하여 기기의 누적 손상 및 잔여 수명을 계산할 수 있다.

이러한 피로평가 알고리즘을 이용하여 웹 기반 경년열화 예측 및 경보 시스템을 개발한다면 단시간 내에 문제를 해결할 수 있으며 높은 신뢰도를 확보할 수 있을 것이다. 또한 온라인 모니터링을 통한 상시 감시를 통해 원전 안전성을 높일 수 있을 것으로 기대된다⁸⁾.

4. 결론

본 논문에서는 CANDU형 원전 주요기기의 응력 전달함수를 개발하였고, 이를 이용한 피로평가방법을 제안하였다.

1) CANDU형 원전 헤더기기의 기기건전성 평가를 위하여 3차원 유한요소모델을 개발하였으며, 헤더 설계응력보고서 검토 및 요소망 검증해석을 통해 해석 모델의 타당성을 검증하였다.

2) 원전 운전 온도 및 압력을 입력 조건으로 하여 유한요소해석을 수행하였다. 이를 통해 응력 집중이 발생하는 부위를 평가지점으로 선정하였고 평가지점에 대한 응력전달함수를 개발하였다. 유한요소해석 및 응력전달함수 결과차이가 3% 이내로 개발된 응력 전달함수의 유효성을 확인하였다.

3) 응력전달함수를 이용한 피로평가 방법을 제시하였다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부 원자력 연구개발사업의 “월성1호기 계속운전 경년열화관리계획 및 시간제한수명평가 규제기술개발”의 일환으로 수행된 것으로서, 이에 관계자 여러분들께 감사드립니다.

참고문헌

1. Hong, S. Y., 1993, “Lifetime Management of Nuclear Power Plant”, *Trans. of the KSME*, Vol. 33, No. 5, pp. 384-392.
2. Park, I. G., 1993, “Aging Assessments of Nuclear Components”, *Trans. of the KSME*, Vol. 33, No. 5, pp. 414-420.
3. KOSEF, 1992, “Fundamental Study on Life Extension of Nuclear Power Plant”, 89-06-11-06.
4. ANSYS, 2004, “Introduction of ANSYS”, *Trans. of the ANSYS Inc.*
5. Choi, S. B., Chang, Y. S., Choi, J. B., Kim, Y. J., Jung, M. J., Choi, Y. H., 2010, “Fatigue Life Assessment of Reactor Coolant System Components by using Transfer Functions of Integrated FE Model”, *Journal of Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 42, No. 5, pp. 590-599.
6. AECL, 1981, “Stress Analysis of the Wolsung 1 Nuclear Station Outlet Header”, *Trans. of the AECL LTD.*
7. Strang G., 1988, “Linear Algebra and its Application”, *Saunders College Publishing.*
8. Kim, I. J., Lee, J. M., Yang, S. M., Kim, Y. J., Choi, J. B., Kim, H. K., Choi, Y. H., 2010, “Development of Fatigue Monitoring System by using Green's Functions for Major Components of Nuclear Power Plant”, *Trans. of KSME Conference*, pp. 501-505.