

원자력발전소 1차 계통 주요기기에 대한 웹기반 피로수명평가 시스템 개발

서형원* · 이상민† · 최재봉* · 김영진* · 최성남** · 장기상** · 홍승렬**

Development of a Web-based Fatigue Life Evaluation System for Primary Components in a Nuclear Power Plant

Hyong-Won Seo, Sang-Min Lee, Jae-Boong Choi, Young-Jin Kim,
Sung-Nam Choi, Ki-Sang Jang and Sung-Yull Hong

Key Words : Nuclear Power Plant (원자력발전소), In-Service Inspection(가동중검사), Fracture Mechanics Analysis(파괴역학분석), Fatigue Life Evaluation(피로수명평가), Web(웹)

Abstract

A nuclear power plant is composed of a number of primary components. Maintaining the integrity of these components is one of the most critical issues in nuclear industry. In order to maintain the integrity of these primary components, a complicated procedure is required including regular in-service inspection, failure assessment, fracture mechanics analysis, etc. Also, experts in different fields have to co-operate to resolve the integrity issues on the basis of inspection results. This integrity evaluation process usually takes long, and thus, is detrimental for the plant productivity. Therefore, an effective safety evaluation system is essential to manage the integrity issues on a nuclear power plant. In this paper, a web-based fatigue life evaluation system for primary components in nuclear power plant is proposed. This system provides engineering knowledge-based information and concurrent and collaborative working environment through internet, and thus, is expected to raise the efficiency of integrity evaluation procedures on primary components of a nuclear power plant.

1. 서 론

고온·고압의 조건에서 가동되는 원자력발전소의 주요기기에 대한 건전성은 정기적인 가동중검사(In-Service Inspection; ISI)를 통하여 확보한다. 원자력발전소 주요기기는 제작과정 중에 발생하는 재료의 불균일성과 용접상의 문제 등으로 인하여 구조물 내에 미소결함(flaw)이 존재할 수 있다. 이러한 결함 중 일부는 원자력발전소 가동시 계속적인 반복하중으로 인해 구조물의 안전성에 영향을

미칠 수 있는 크기로 성장할 가능성이 있다. 만약 정기적인 가동중검사시 구조물 내에 일정크기 이상의 결함이 발견되면 파괴역학해석(Fracture Mechanics Analysis; FMA)을 수행하여 기기 안전성평가를 수행한다. 결함이 존재하는 구조물에 대한 안전성평가는 복잡한 절차와 전문적인 공학지식을 요구하며, 정확한 평가결과를 얻기 위해 상당히 많은 시간과 경제적인 노력을 요구한다. 이러한 문제점 해결을 위해 1990년대에는 PC(personal computer) 기반의 원자력발전소 기기 안전성평가 프로그램 개발에 관한 연구⁽¹⁻³⁾가 활발히 진행되었다. 지금까지 개발된 PC 기반의 안전성평가 프로그램은 평가를 수행하기 위한 입력부과 계산 결과부를 효율적으로 관리할 수 있는 기능이 부족하였으며, 평가관련 결과 데이터의 재사용성과 관리 측면에서 확장된 안전성평가 시스템의 개발이 요구되어왔다. 또한 원자력발전소 기기 안전성평가

† 회원, 성균관대학교 기계공학부

E-mail : smlee@safe.skku.ac.kr

TEL : (031)299-6621 FAX : (031)290-5276

* 회원, 성균관대학교 기계공학부

** 회원, 한국전력공사 전력연구원

프로그램의 평가모듈을 구성하는 ASME Code Sec. XI⁽⁴⁾ (ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI)은 3년을 주기로 개정된다. ASME Code 개정시 평가모듈을 재구성하여 사용자에게 최신 개정판을 제공할 필요가 있다. 그러나 PC 기반 프로그램은 사용자 운영체제(Operation System; OS)의 특성을 고려하여 설계되므로 개발자는 각 운영체제에 맞게 프로그램을 개발해야 하는 불편함이 있다. 또한 프로그램 재배포시 시간적 제약성과 설치상의 복잡한 절차로 인해 사용자들이 사용상의 어려움을 겪고 있다.

앞서 언급했던 PC 기반 프로그램의 문제점은 웹(web)기반 3계층 구조(3-tier architecture) 방식의 시스템을 개발함으로써 보완할 수 있다. 웹기반 3계층구조 시스템은 데이터베이스, 응용프로그램 모듈, 그리고 사용자 인터페이스(User Interface; UI)계층으로 구성된다. 각각의 계층은 웹을 기반으로 연계되어, 평가프로그램 배포와 평가데이터 관리를 위한 효과적인 시스템을 설계할 수 있다.

현재까지 원자력발전소 기기 안전성평가를 수행하는 시스템은 PC 기반 또는 로컬(local) 네트워크를 이용하여 단순 계산프로그램만을 제공하는 단계에 머물렀으며, 웹기반의 안전성평가 시스템 개발에 관한 연구는 찾아보기 어려운 실정이다. 따라서 본 논문에서는 원자력발전소 주요기기에 대한 통합 안전성평가 및 평가이력 관리가 가능한 웹기반 피로수명평가 시스템을 제시하였다.

2. 파괴역학분석절차

2.1 개요

원자력발전소 주요기기에 대한 가동중검사시 결함이 발견되면 이에 대한 안전성평가는 ASME Code Sec. XI에 따라 이루어지며, 이에 대한 전반적인 절차는 Fig. 1에 제시하였다. 먼저 발견된 결함을 반타원 표면결함 또는 타원형 내부결함으로 이상화(idealization)한 후, 결함크기에 따라 파괴역학해석 여부를 결정한다. 만약 파괴역학해석이 필요하면 각각의 기준에 준하여 결함 안전성평가를 수행한다. 원자력발전소 주요기기의 결함 안전성평가는 Appendix A에 따라 시행하며, 배관(piping)의 경우 오스테나이트(austenite)계와 페라이트(ferrite)계로 구분하여 각각 Appendix C와 H에 기초하여 균열 안전성평가를 수행한다.

2.2 피로 균열 성장률 계산

최종 피로균열크기는 Paris⁽⁷⁾가 제시한 피로균열 성장률 식 (1)을 이용하여 계산한다.

$$\frac{da}{dN} = C_0 (\Delta K)^n \quad (1)$$

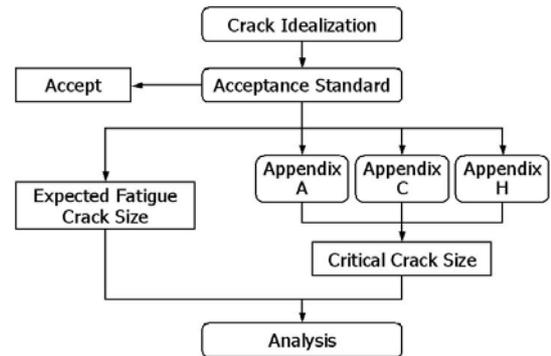


Fig. 1 The procedure of the fracture mechanics analysis (FMA)

여기서, C_0 는 조정상수이며 n 은 로그(da/dN)와 로그(ΔK)의 기울기이다.

최종 피로균열크기 a_f 는 해당 운전조건의 반복 횟수를 고려하여 Δa 값을 계산한 후 초기균열크기와 더하여 결정한다. Δa 는 해당균열에 대한 응력확대계수(stress intensity factor; K)의 차이인 ΔK 로부터 결정된다. 응력확대계수는 균열의 형상과 위치등에 따라 다르게 나타난다.

2.3 결함 안전성평가

원자로 압력용기(reactor pressure vessel), 가압기(pressurizer) 그리고 증기발생기(steam generator)에 대한 결함 안전성평가 절차는 Appendix A에 제시되어 있다. 이에 따르면 결함크기에 근거한 허용기준과 응력확대계수에 기초한 허용기준 중 하나를 만족하면 해당기기를 보수하지 않고 계속 사용하도록 허용한다. 결함크기에 근거한 허용기준은 다음과 같다.

$$a_f < a_{crit} \quad (2)$$

여기서, a_f 는 최종 균열크기이며 a_{crit} 는 정상상태시 $0.1a_c$, 비상상태시 $0.5a_i$ 이다. a_c 는 정상상태 임계균열크기이며 a_i 는 비상상태 임계균열크기이다. 응력확대계수에 근거한 허용기준은 다음과 같다.

$$K_I < K_{crit} \quad (3)$$

여기서, K_I 은 최종피로균열 크기에 대한 응력확대계수이며, 정상상태시 $K_{Ia}/\sqrt{10}$ 그리고 비상상태시 $K_{Ic}/\sqrt{2}$ 이다. 또한 K_{Ia} 는 균열정지 파괴인성치이며 K_{Ic} 는 균열진전 파괴인성치이다.

2.4 오스테나이트계 배관의 결함 안전성평가

고인성의 오스테나이트계 배관의 결함 안전성평가는 한계하중(limit load)법을 적용하며 Appendix C에 절차가 제시되어 있다. 오스테나이트계 배관에

대한 결함 안전성평가는 허용균열크기 또는 허용하중에 기초한 2 가지 방법이 있다. 허용균열크기에 근거한 결함 안전성평가는 파괴굽힘응력을 통하여 허용균열크기를 계산하는 방법으로 허용기준은 다음과 같다.

$$a_f < a_{crit} \quad (4)$$

여기서, a_{crit} 는 정상상태시 a_n 이며 비상상태시 a_o 이다. a_n 은 정상상태 임계균열크기이며 a_o 는 비상상태 임계균열크기를 나타낸다.

허용하중에 기초한 결함 안전성평가 방법은 두께가 압력용기등에 비해서 비교적 얇은 경우에 적용된다. 작용하중이 허용굽힘응력보다 작다는 조건을 만족하면 주기말까지 계속적인 운전이 가능하며, 이를 다음과 같은 식으로 표현할 수 있다.

$$P_b < S_c \quad (5)$$

여기서, P_b 는 배관에 작용하는 굽힘응력이며 S_c 는 배관이 허용할 수 있는 최대굽힘응력이다.

2.5 페라이트계 배관의 결함 안전성평가

페라이트계 배관의 결함 안전성평가는 파손형태에 따라 한계하중법, 탄소성파괴역학(Elastic-Plastic Fracture Mechanics; EPFM) 그리고 선형탄성파괴역학(Linear Elastic Fracture Mechanics; LEFM)으로 나누어 수행된다. 파손형태가 소성붕괴인 경우 한계하중법을 이용하여 평가를 수행하고, 탄소성 파괴시에는 한계하중법과 Z 계수(Z factor)를 사용하여 평가한다. 탄성파괴의 경우 축방향 및 원주방향 결함에 따라 막응력, 굽힘응력 그리고 잔류응력등을 고려한 응력확대계수를 기준으로 평가한다. 결함 안전성평가는 오스테나이트계 배관과 동일하게 최대 허용균열크기와 최종피로균열크기를 비교하여 이루어진다.

3. 웹기반 피로수명평가 시스템 설계

3.1 웹기반 시스템 설계

본 논문에서 개발한 시스템은 웹기반 3 계층 구조방식⁽⁶⁾을 채택하여 설계하였으며 이를 Fig. 2 에 도시하였다. 사용자 인터페이스를 구성하는 자바 애플릿(applet)은 웹브라우저(web browser)에서 실행되며, 자바 서블릿(servlet)을 이용하여 응용프로그램 모듈을 구동하였으며, 데이터베이스는 오라클(Oracle)⁽⁷⁾을 사용하여 구축하였다. 본 시스템은 아파치(Apache)⁽⁸⁾ 웹서버(web server) 상에서 최적으로 구동하도록 설계하였으며, 제이런(Jrun)⁽⁹⁾이라는 서블릿엔진(servlet engine)을 이용하여 오라클 데이터베이스와 통신토록 하였다. 응용 프로그램 개발은

플랫폼(platform) 독립적인 프로그래밍 언어인 자바(Java)⁽¹⁰⁻¹¹⁾를 이용하여 개발하였다.

3.2 웹기반 시스템 구성

본 논문에서는 IT(Information Technology) 개념을 도입하여 파괴역학해석이 가능한 웹기반 피로수명평가 시스템을 개발하였으며, Fig. 3 에 평가시스템의 구성을 나타내었다. 사용자(user)는 웹브라우저를 이용하여 평가시스템에 접속하며 동시에 평가를 수행한다. 평가시스템은 안전성평가를 수행하는 파괴역학 해석부와 해석 수행시 필요한 데이터를 관리하는 데이터베이스부로 구성된다. 사용자가 평가에 필요한 데이터를 인터넷을 통해 파괴역학해석부에 입력하면, 파괴역학해석부는 입력값을 기반으로 평가에 필요한 정보를 데이터베이스로부터 호출하여 결함 안전성평가를 수행한다. 본 시스템은 전문적인 파괴역학 지식이 없는 사용자도 결함의 형상과 위치정보를 알면 용이하게 기기 안전성평가를 수행할 수 있는 기능을 제공한다. 결함 안전성평가 결과는 다시 웹브라우저 통해 사용자에게 전달된다. 평가에 사용된 각종 데이터와 결과는 평가시스템의 데이터베이스에 저장되어 체계적으로 데이터를 관리한다. 또한, 지속적으로 관련된 데이터를 추가함으로써 결함 안전성평가에 관한 지식정보 데이터베이스 구축이 가능하다. 앞서 설명한 평가과정은 방화벽(firewall)을 통해 보호되는 평가시스템 내에서 이루어지므로 평가에 사용된 각종 데이터의 보안을 유지할 수 있다.

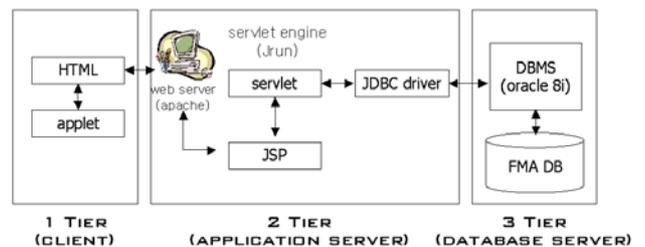


Fig. 2 The 3-tier architecture in a fatigue life evaluation system

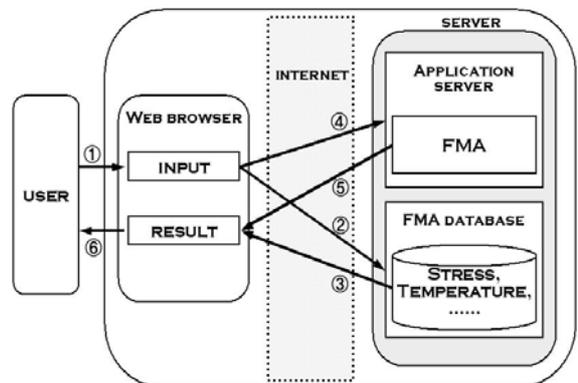


Fig. 3 The structure of integrated FMA system for nuclear power plant

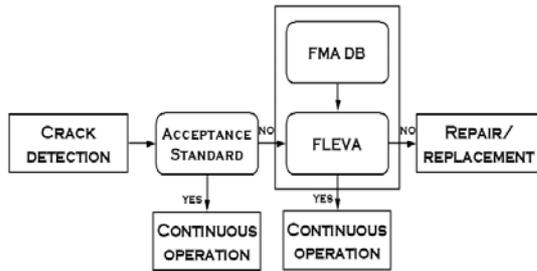


Fig. 4 The work flow for a crack evaluation process



Fig. 5 The main window for fatigue life evaluation (FLEVA) system

Fig. 4 는 원자력발전소 기기에서 결함이 발견되었을 때 평가과정을 도식화한 것으로, 발견된 균열이 허용크기를 초과하면 피로균열성장량 프로그램인 FLEVA(Fatigue Life EVALuation program)를 구동하여 기기 안전성 및 수명을 평가한다. 평가결과를 얻기 위해 필요한 데이터는 FMA DB(Fracture Mechanics Analysis Database)를 통해 제공된다.

4. 웹기반 피로수명평가 프로그램 개발

4.1 피로수명평가 프로그램 개요

본 논문에서는 원자력발전소 결함 안전성 및 수명평가를 수행할 수 있는 웹기반의 피로수명평가 프로그램 FLEVA 를 개발하였다. Fig. 5 는 FLEVA 의 초기화면을 나타내고 있으며, 원자력발전소의 주요 기기와 배관의 결함 안전성평가에 관한 기능을 제공한다. 또한 FLEVA 는 기기 안전성 평가의 핵심적인 모듈로서 독립적으로 사용 가능하며, FMA DB 와 연계하여 원자력발전소 통합 안전성평가 시스템을 구성할 수 있다.

4.2 피로수명평가 프로그램 구성

FLEVA 는 ASME Code Sec. XI 에 의한 평가절차에 기초하고 있다. 또한 다양한 결함형상에 대한 ASME Code Sec. XI 의 지나친 보수성을 줄인 응력확대계수 계산식을 포함하고 있다. Fig. 6 은 FLEVA 프로그램의 평가절차를 나타낸 것이다. 결함이 원자로 압력용기, 증기발생기 그리고 가압기에 존재하는 경우에는 Appendix A 의 절차에 따라 안전성평가를 수행한다. 또한 오스테나이트 및 페라이트 배관에 결함이 존재하는 경우에는

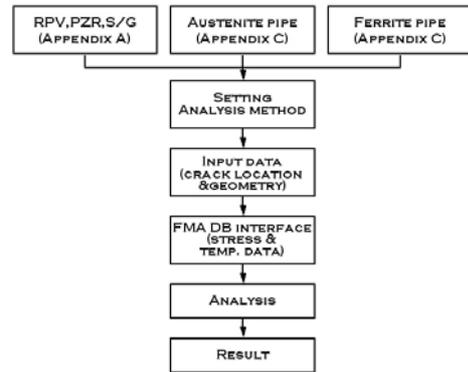


Fig. 6 The application procedure of FLEVA system

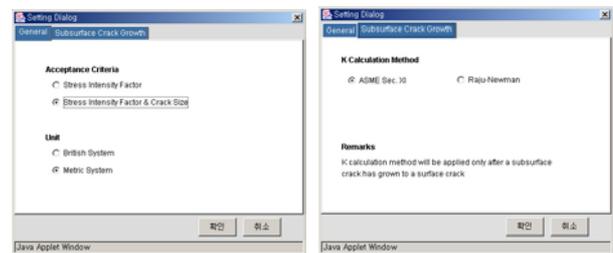


Fig. 7 The selection window for evaluation method

Appendix C 와 H 에 의해 결함 안전성평가를 수행한다. FLEVA 는 각 평가절차에 따라 3 개의 독립 모듈로 구성되며, 각 모듈별로 다음과 같은 4 가지 부분으로 구성되어 있다.

- 평가 방법을 설정하는 설정부
- 결함해석 조건을 입력하는 입력부
- 결함 안전성평가를 수행하는 해석부
- 평가 결과를 보여주는 출력부

설정부에서 안전성평가 방법을 선택한 후 입력부에서 평가에 필요한 데이터를 입력하면 자동적으로 FMA DB 에 접속하여 온도 및 형상 데이터를 가져온다. 입력이 완료되면 해석부에서는 결함 안전성평가를 수행하고 평가 완료 후 출력부에서 평가 결과를 보여준다.

4.2.1 설정부

프로그램 설정부에서는 안전성평가를 수행하는데 필요한 각종 해석조건 및 평가방법을 설정하며, Fig. 7 에 이를 나타내었다. 일반(general) 탭 대화상자에서는 평가기준 및 단위체계를 선택하고, 내부균열성장(subsurface crack growth) 탭 대화상자는 내부균열이 표면균열로 성장시 사용하는 응력확대계수 계산식을 설정한다.

4.2.2 입력부

프로그램 입력부에서는 피로균열성장량 평가시 필요한 결함형상 정보, 응력 및 재료물성치 등의 데이터를 입력한다. 입력부는 결함형상(crack geometry), 재료물성치(material property) 탭 대화상자와 FMA DB 인터페이스로 구성되며, 이를 Fig. 8

에 나타내었다. 결함형상 탭 대화상자는 안전성평가에 사용되는 균열형태를 지정하는 곳으로, 균열은 표면균열, 내부균열, 연속균열⁽¹²⁾, 볼트균열⁽¹³⁾, 그리고 흘균열⁽¹⁴⁾로 분류된다. 표면균열은 ASME Code Sec. XI 식과 Raju-Newman 식⁽¹⁵⁾을 이용하여 평가하며, 내부균열은 ASME Code Sec. XI 식과 Kobayashi 식⁽¹⁶⁾을 이용하여 계산한다. 재료물성치 탭 대화상자에서는 기기에 대한 형상정보와 재료물성치 정보를 입력한다. FMA DB 인터페이스부는 데이터베이스에 접속하여 파괴역학해석에 필요한 응력, 온도분포 그리고 기기 형상정보를 가져온다.

4.2.3 평가 해석부 및 결과 출력부

프로그램 평가 해석부에서는 입력조건에 대한 결함안전성 평가를 수행한다. 결과 출력부는 평가 해석부에서 계산된 임계균열크기, 최종균열길이 및 균열안전성 여부 등을 웹브라우저를 통해 출력한다. 결과 출력부는 평가결과(evaluation result), 균열성장량(crack growth), 임계균열길이(critical crack size), 해석보고서(analysis report) 탭 대화상자로 구성되어 있으며, Fig. 9 에 이를 제시하였다. 평가결과 탭 대화상자는 결함안전성 여부를 나타내고, 균열성장량 탭 대화상자는 초기균열 및 최종균열형상, 그리고 각 주기별 균열형상을 도시화한다. 임계균열크기 탭 대화상자는 균열 크기에 의한 결

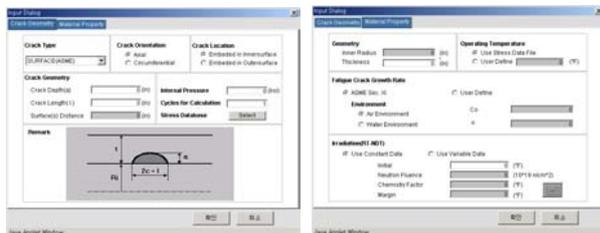


Fig. 8 The input window for crack geometry and material property

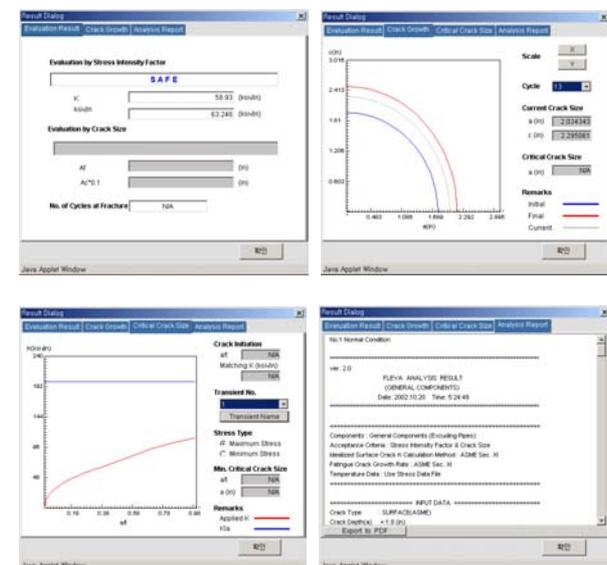


Fig. 9 The analysis result window of FLEVA system

함 안전성평가를 수행한 경우에만 제시되며, 각 운전조건별 임계 균열길이 및 최소 임계 균열길이 결정 방법을 시각적으로 나타낸다. 해석보고서 탭 대화상자는 평가결과를 문서화하여 출력하며, 결과 데이터는 PDF 형식 파일로 데이터베이스에 저장된다.

4.3 사례 연구

본 논문에서 개발한 시스템을 검증하기 위해 FLEVA 와 수계산을 이용한 계산 결과를 비교하였다. 검증을 위해 원자력발전소 주요 기기에서 발생할 수 있는 표면균열, 내부균열 그리고 연속균열에 대한 사례연구를 수행하였다. 사례연구에 필요한 각 결함의 형상 정보는 Table 1 에 제시하였다. 표면균열, 내부균열 그리고 연속균열의 응력확대계수 식은 ASME Code Sec. XI 에 제시된 것을 사용하였으며, 평가의 신뢰성을 위해 실제 원자력발전소의 응력분포를 적용하여 향후 30 년까지의 균열성장량을 계산하였다. 표면균열과 내부균열은 각각 원통형 용기에 존재하는 표면균열과 타원형 균열로 가정하였고, 연속균열은 원통형 용기의 원주방향 균열로 가정하였다. 표면균열의 경우, Fig.10 에 나타낸 바와 같이 수계산 결과가 균열깊이의 0.002% 이내로 일치하였다. Fig.11 과 Fig.12 은 각각 내부균열과 연속균열에 대한 평가결과를 나타낸다. 표면균열과 마찬가지로 수계산 결과와 프로그램 평가결과는 최대 0.03%의 이내로 일치하였다. 따라서 본 논문에서 개발한 시스템은 결함 안전성평가를 정확하게 수행할 수 있다.

Table 1 Cases considered in the verification study

Crack shape	R [in]	t[in]	a[in]	c[in]	e[in]
Surface	19	1.9	0.95	2.375	-
Subsurface	41.75	4.0	0.9	1.05	0.6
Continuous	19	1.9	0.95	2.375	-

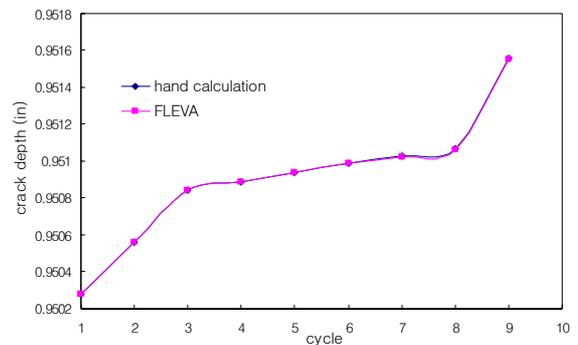


Fig. 10 Verification of surface crack module in FLEVA system

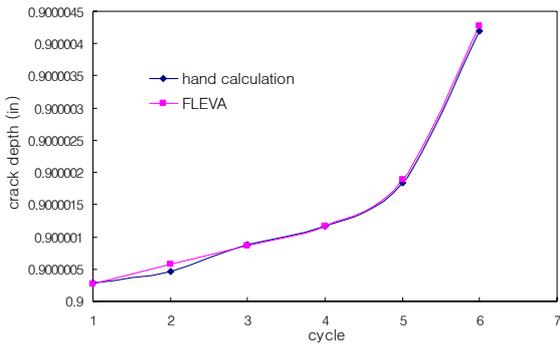


Fig. 11 Verification of subsurface crack module in FLEVA system

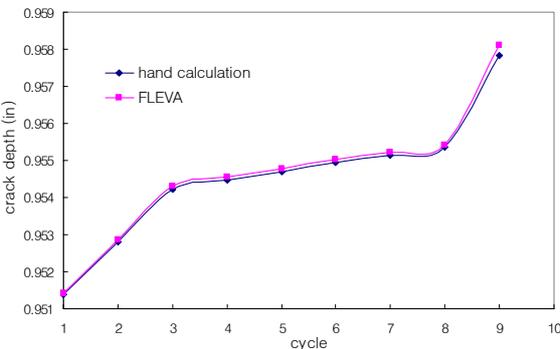


Fig. 12 Verification of continuous crack module in FLEVA system

5. 결론

본 논문에서는 원자력발전소 1 차 계통 주요기기에 대한 웹기반 피로수명평가 시스템 개발에 관한 연구를 수행하였으며 그 결론은 다음과 같다.

- (1) 다른 평가 프로그램과 원활하게 연계 가능한 웹기반 통합 시스템의 레이아웃을 설계, 구축하였다.
- (2) 원자로 압력용기, 가압기, 증기발생기 그리고 배관에 대해 균열 안전성평가 및 수명평가가 가능한 웹기반 피로균열성장량 평가 시스템을 개발하였다.
- (3) 파괴역학해석 데이터베이스와 연계하여 원자력발전소의 기기 안전성평가를 수행할 수 있는 시스템을 개발하였다.

본 논문에서 개발한 시스템은 원자력발전소 기기 안전성평가에 따른 시간과 비용을 절감함은 물론 평가결과의 신뢰성 확보에 기여할 것으로 기대된다. 또한 향후 지속적인 연구를 통해 가상현실 시스템(Virtual Reality System)과 온라인 모니터링 시스템(On-Line Monitoring System)을 연계한다면 원자력발전소의 기기 안전성평가에 개선을 가져올 것으로 판단된다.

후 기

본 논문은 한국과학재단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로, 이에 관계자 여러분들에게 감사드립니다.

참고문헌

- (1) Jhung, Myung-Jo, 1996, "Development of structural integrity evaluation program for reactor vessel under pressurized thermal shock," *COSEIK*, Vol. 9, No. 2, pp.153-161
- (2) Lee, Seung-Hyuk, 1997, "Development of integrity evaluation system for reactor pressure vessel," Master's Thesis
- (3) Kim, Jin-Su, 1998, "Development of the integrity evaluation system for primary nuclear power plant components," Master's Thesis
- (4) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI, Rules for In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components, 1998 Edition
- (5) Paris, P. C. and Erdogan, F. "A Critical Analysis of Crack Propagation Laws," *Journal of Basic Engineering*, Vol. 85, pp. 528~534, 1960
- (6) Codd, E. F., 1970, "A Relational Model of Data for Large Shared Data Bank"
- (7) Gallardo, David, 2001, "Java Oracle Database Development," Prentice Hall Computer Books
- (8) Bloom, Ryan B., 2002, "Apache Server 2.0," Osborne McGraw-Hill
- (9) Falkman, Drew, 2001, "Jrun Web Application Construction Kit," Macmillan Computer Pub
- (10) Park, Sung-Min, 2002, "JAVA2 programming for developer," e-campus lecture
- (11) Ivor Horton, 2002, "Beginning JAVA 2 SDK 1.4 edition," Peer Information
- (12) Bachalet, C. and Bamford, W. H., 1976, "Stress Intensity Factors for Continuous Surface Flaws in Reactor Pressure Vessels in Mechanics of Crack Growth," *ASTM STP 590*, pp. 385~402
- (13) Sih, G. C., "Handbook of Stress Intensity Factor, Inst. Fract. and Solid Mech.," Lehigh Univ., Bethlehem, Pa. pp. 3.3.1~4
- (14) Cloud, R. L. and Palusamy, S. S., 1982, "A Summary and Critical Evaluation of Stress Intensity Factor Solutions of Corner Cracks at the Edge of a Hole," *WRC Bulletin 276*
- (15) Raju, I. S. and Newman, J. C., "Stress Intensity Factors for Internal and External Surface Cracks in Cylindrical Vessels," *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 104, pp. 293~298
- (16) Shah, R. C. and Kobayashi, A. S., 1971, "Stress Intensity Factor for An Elliptical Crack Under Arbitrary Normal Loading", *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 3, pp. 71~96