

## CANDU 압력관에 대한 건전성 평가시스템 개발 - 예리한 결함 및 둔한 노치에의 적용 -

곽상록\* · 이준성\*\* · 김영진\*\*\* · 박윤원\*\*\*\*  
(1999년 4월 14일 접수)

### Development of CANDU Pressure Tube Integrity Evaluation System - Its Application to Sharp Flaw and Blunt Notch -

Sang-Log Kwak, Joon-Seong Lee, Young-Jin Kim and Youn-Won Park

**Key Words:** Pressure Tube(압력관), Integrity Evaluation(건전성평가), Sharp Flaw(예리한 결함), Blunt Notch(둔한 노치), Blister(블리스터), Delayed Hydride Cracking(지체수소균열), Stress Intensity Factor(응력확대계수)

#### Abstract

The pressure tube is a major component of the CANDU reactor, which supports nuclear fuel bundle and its containment vessel. If a flaw is found during the periodic inspection from the pressure tubes, the integrity evaluation must be carried out, and the safety requirements must be satisfied for continued service. In order to complete the integrity evaluation, complicated and iterative calculation procedures are required. Besides, a lot of data and knowledge for the evaluation are required for the entire integrity evaluation process. For this reason, an integrity evaluation system, which provides efficient way of evaluation with the help of attached databases, was developed. The developed system was built on the basis of ASME Sec. XI and FFSG(Fitness For Service Guidelines for zirconium alloy pressure tubes in operating CANDU reactors) issued by the AECL, and covers the delayed hydride cracking(DHC). This system does not only provide various databases including the 3-D finite element analysis results on pressure tubes, inspection data and design specifications but also is compatible with other commercial database software. In order to verify the developed system, several case studies have been performed and the results were compared with those from AECL. A good agreement was observed between those two results.

#### 1. 서 론

캐나다에서 개발한 CANDU형 원자로는 중수를

냉각제로 사용하며, 천연우라늄을 핵연료로 사용한다. CANDU 압력관은 연료로 사용되는 핵연료 다발을 지지하기 위해 원자로 내에 수평으로 설치되며, 국내 원자로에는 380개의 핵연료 압력관이 있다. 각각의 압력관은 약 24kg의 연료다발 12개를 지지하며, 재질은 냉간 가공된 Zr-2.5%Nb 합금으로 수소화물(hydride) 석출 및 중성자 조사에 영향을 건전성평가시 고려해야 한다. 초창기에 건설된 CANDU 원자로에서는 압력관 건전성 저하로 인한 잦은 사고로 큰 손실을 입은 바 있으며, 97년과 98년 사이에는 가동기간이 25년 지

\* 성균관대학교 대학원 기계공학과

\*\* 회원, 경기대학교 전자기계공학부

E-mail : jsleel@kuic.kyonggi.ac.kr

TEL : (0331)249-9813 FAX : (0331)249-9796

\*\*\* 회원, 성균관대학교 기계공학과

\*\*\*\* 회원, 한국원자력안전기술원

난 캐나다의 CANDU 원자로 7기가 폐쇄되었다.<sup>(1)</sup> 국내 원자로도 가동기간 증가로 인하여 결함발생 확률이 증가하고 있으며, 정기 검사시 기준 초과 결함이 검출되어 일부 압력관을 교체한 바 있다. 이러한 CANDU 압력관은 원자로의 1차기기로 건전성 확보가 매우 중요하며, 결함이 검출되는 경우 국내 및 원자로 개발국가인 캐나다의 법규에 의해 건전성을 확보하여야 지속적으로 사용할 수 있다.<sup>(2~4)</sup>

캐나다의 AECL<sup>(5)</sup> 및 COG(CANDU Owner's Group)를 중심으로 CANDU 압력관의 건전성 확보에 관한 연구를 지속적으로 수행중이며, AECL에서는 압력관 건전성평가를 위한 평가절차서(Fitness For Service Guidelines for Zirconium alloy pressure tubes in operating CANDU reactors: FFSG)를 92년과 96년에 발간하였다.<sup>(5~6)</sup> 이 절차서에는 압력관에 존재하는 예리한 결함(sharp flaw), 둔한 노치(blunt notch) 및 블리스터(blister)에 대한 건전성 평가절차 및 허용기준이 제시되어 있다. 이 절차서에서 제시하는 평가의 세부항목으로 중성자 조사량 및 수소농도에 따른 재료물성치 고려방법, 결함발생 및 성장량 계산, 불안정파괴 안전여유 계산, 소성붕괴 안전여유 계산 및 파단전누설평가가 있다. 그러나 이러한 평가를 위해서는 원자로 설계시 고려된 과도상태 자료 및 재료물성치 등의 설계자료, 정기검사시 검출된 결함자료, 재료시험으로 얻어진 재료물성치 자료 등의 많은 자료가 필요하며, 평가변수 계산을 위한 복잡한 반복계산은 물론 다양한 수식적용에 따른 전문지식이 요구되어 현장에서의 신속하고 정확한 평가가 어려운 실정이다. 또한 평가의 파라미터들은 다양한 방법으로 계산될 수 있어 객관적인 평가를 위해서는 보다 많은 시간과 노력이 요구된다.

본 연구에서는 압력관의 건전성을 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 건전성평가 시스템을 개발하였다. 이를 위해 평가에 필요한 자료인 발전소의 과도상태자료, 압력관의 형상자료, 재료물성치 및 검사자료에 대하여 데이터베이스 및 데이터베이스 관리시스템을 구성하였다. 결함 평가와 관련하여 FFSG 및 ASME Sec. XI을 토대로 건전성 평가절차를 수립하여 이를 평가시스템으로 구성하였으며, 본 연구를 통하여 개발된 데이터베이스와 평가시스템을 연결하여 평가시스템의 효용성을 높이고자 하였다. 또한 개발된 평가시스템은 평가에 요구되는 파라미터 계산을 위해 다

양한 방법으로 계산이 가능하도록 구성하여 사용자의 판단에 따른 평가가 가능하도록 하였다.

개발된 시스템의 검증을 위하여 3차원 유한요소해석을 수행하였으며, 동일한 입력 조건을 사용하여 AECL에서 수행한 평가결과<sup>(7~8)</sup>와 평가시스템을 사용한 결과를 서로 비교하였다.

## 2. 건전성평가

압력관의 결함은 예리한 결함(sharp flaw), 둔한 노치(blunt notch) 및 블리스터(blister)로 분류되며, 본 연구에서는 예리한 결함 및 둔한 노치에 대한 평가를 다루고 있다. 예리한 결함의 평가 내용에는 결함성장량 계산, 불안정파괴평가, 소성붕괴평가 및 파단전누설평가가 있다. 둔한 노치의 평가에는 피로균열개시(crack initiation) 및 지체수소균열(Delayed Hydride Cracking; DHC)개시 평가, 소성붕괴평가, 파단전누설평가가 있다. 평가절차 및 평가기준은 ASME Sec. XI<sup>(9)</sup>을 기준으로 하였으며, CANDU 압력관 평가의 특징인 지체수소균열거동 및 중성자 조사에 따른 재료물성치 등의 내용은 FFSG<sup>(5~6)</sup>를 기준으로 하였다.

### 2.1 균열개시 및 균열성장량 계산

압력관에는 반복적으로 발생하는 과도상태(transient)에 의해 피로응력이 발생한다. 균열발생평가는 압력관 재료의 S-N 곡선과 노치 선단의 최대응력진폭을 이용하거나, Miner's Rule<sup>(10)</sup>을 이용하여 계산한 누적피로 손상값을 이용한다. DHC 발생평가에는 균열선단의 최대응력과 실험에서 얻어지는 지체수소균열 발생값을 이용한다.

균열성장량 계산은 식 (1)과 같이 주어지는 Paris 식<sup>(11)</sup>을 사용하며, 재료내의 수소화물 석출에 따른 DHC 성장량 계산은 해당 원자로 냉각곡선과 온도의 함수로 주어진 식 (2)를 이용하여 DHC 성장속도( $V$ )를 구한 후 이를 식 (3)과 같이 수치적분하여 계산하였다.<sup>(6)</sup>

$$\frac{da}{dN} = 3.438 \times 10^{-10} (\Delta K)^{3.439} \quad (1)$$

여기서,  $da$ 는 균열성장량,  $N$ 은 평가기간 중 발생 가능한 과도상태의 반복횟수,  $\Delta K$ 는 응력확대계수 변화량이다.

$$V = \begin{cases} 13.9 \times 10^{-2} \exp(-56,120/RT) & \text{(원주방향)} \\ 5.2 \times 10^{-2} \exp(-41,445/RT) & \text{(축방향)} \end{cases} \quad (2)$$

$$\Delta a = \left[ \sum_{j=1} V \times t_j \right] N \quad (3)$$

여기서,  $R$ 은 기체상수,  $T$ 는 절대온도,  $t_j$ 는 수 치적분 구간의 시간간격이다.

## 2.2 불안정파괴 및 소성붕괴 평가

불안정파괴평가에는 재료의 파괴인성치(fracture toughness;  $K_{IC}$ )와 응력확대계수(stress intensity factor;  $K_I$ )를 이용하며, 응력확대계수는 ASME Sec. XI, Raju-Newman 식,<sup>(12)</sup> 유한요소해석결과 및 Handbook<sup>(13)</sup>의 자료를 사용하여 구한다. 파괴인성치는 AECL에서 시험을 수행하여 얻어진 실험식(4)를 이용하여 계산하였다.<sup>(6)</sup>

$$K_{IC} = 26.3 + 0.022T [MPa\sqrt{m}] \quad (4)$$

식 (4)는 20~300℃의 온도범위,  $0.18 \times 10^{25} \sim 9.8 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$  범위의 중성자 조사량, 35 ppm의 상당수소농도에 대하여 얻어진 값이다.<sup>(6)</sup>

축방향 결함에 대해서는 소성붕괴응력(plastic collapse stress)과 원주방향응력(hoop stress)을, 원주방향 결함에 대해서는 소성붕괴응력과 막응력(membrane stress)을 이용하여 소성붕괴 안전여유를 계산한다. 여기서 계산된 안전여유가 운전조건 Level A & B에 대해 3.0, 운전조건 Level C & D에 대해서는 1.5 이상이면 허용조건을 만족한다.

## 2.3 파단전누설평가

상당수소농도(hydrogen equivalent concentration;  $H_{eq}$ )가 최종고용도를 초과하는 경우 압력관 평가 절차서에서는 위의 평가절차에 추가적으로 파단전누설평가를 수행하도록 제시하고 있다. 상당수소농도는 초기수소농도(initial hydrogen concentration;  $H_i$ )와 원자로 가동 기간중 흡수한 중수소량(deuterium increase;  $D$ )을 이용하여 식 (5)와 같이

계산한다. 최종고용도는 재료 가열시의 수소가 용해되는 농도(Terminal Solid Solubility for hydride Dissolving: TSSD)와 냉각시의 농도(Terminal Solid Solubility for hydride Precipitation: TSSP)로 구분하며, 식 (6)과 같이 계산한다.

$$H_{eq} = H_i + \frac{D}{2} \quad (5)$$

$$TSS = \begin{cases} 8.19 \times 10^4 \exp(-34,500/RT) & \text{(TSSD)} \\ 4.11 \times 10^4 \exp(-28,000/RT) & \text{(TSSP)} \end{cases} \quad (6)$$

원자로 가동중 압력관에서 관통균열이 발생하여 누설이 발생한 경우 균열이 임계균열길이에 도달하기 전 누설감지 및 누설위치를 확인하여 원자로를 안전 정지시켜야한다. 이를 위해서는 파단전누설개념에 근거한 평가가 필요하다. 이를 위해서는 운전절차에 따라 주어지는 온도-압력에 따른 최대균열길이는 항상 임계균열길이보다 작아야 조건을 만족해야하며 이를 식 (7)~(8)에 나타내었다.<sup>(14)</sup>

$$2c(t) < CCL(t) \quad (7)$$

$$CCL(t) = \frac{K_{IC}^2 \pi}{8 \sigma_f \ln \left[ \sec \left( \frac{\pi M \sigma_h}{2 \sigma_f} \right) \right]} \quad (8)$$

여기서,  $2c(t)$ 는 시간  $t$ 에서 가장한 관통균열의 최대길이이며,  $CCL(t)$ 는 시간  $t$ 에서의 최소 임계균열길이,<sup>(6)</sup>  $K_{IC}$ 는 파괴인성치,  $M$ 은 보정계수이다.

## 2.4 결함 안전성평가

예리한 결함의 평가는 결함성장량을 고려하여 평가기간중 불안정파괴평가, 소성붕괴평가 및 파단전누설평가를 수행하여 조건을 만족하면 안전성이 확보된다. 사용가능 수명은 평가기간 및 결함 형상을 증가시키면서 조건을 적용하여 허용조건을 모두 만족하는 기간으로 결정한다. 또한 노치의 평가는 피로균열 및 DHC 발생평가, 소성붕괴 및 파단전누설평가를 수행하여 조건을 만족하면 평가기간중 안전성이 확보된다. 또한 노치에

대하여 평가기간중 조건이 만족되지 않으면 노치를 예리한 결함으로 간주하여 평가한 후 사용자 가능 수명을 계산한다.

### 3. 건전성평가 시스템

본 연구를 통하여 개발된 건전성평가 시스템은 Fig. 1과 같이 입력모듈, 데이터베이스 및 관리모듈, 계산모듈, 결과 출력모듈로 구성되어 있다. 평가 프로그램의 사용환경은 Windows 95/98 및 Windows NT 운영체제이며, 향후 지속적인 프로그램의 확장을 위하여 객체지향형 프로그램 방식 (Object Oriented Programming: OOP) 지원이 용이한 C++언어<sup>(15)</sup>를 사용하여 개발하였다. 사용자의 편의를 위한 Graphic User Interface(GUI), 도움말 및 파일 입출력을 지원하며, 평가 시스템의 자료 입력, 계산 및 결과출력의 모든 단위는 S.I. 단위를 기준으로 작성하였다.

개발된 평가 시스템에서는 절차서에서 제시하는 기준 이외에 사용자가 설정한 기준에 따른 평가가 가능하도록 평가에 요구되는 주요 파라미터를 사용자에게 제시한다. 평가 시스템의 초기화면을 Fig. 2에 나타내었으며, 평가 시스템 구성에 사용된 예리한 결함 및 둔한 노치의 평가를 위한 각각의 세부모듈의 특징이다.

#### 3.1 입력모듈

건전성평가에 필요한 압력관형상, 결함형상, 재료물성치, 과도상태 자료, 원자로 냉각절차 자료 및 운전조건 자료를 입력하는 모듈이다.

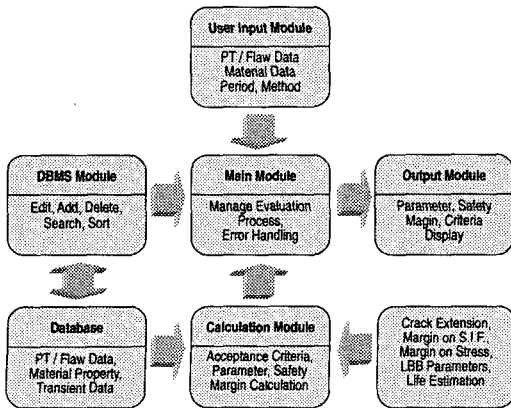


Fig. 1 Structure for the evaluation system

자료입력 방법으로는 사용자가 입력화면의 각 항목에 직접 입력하는 사용자 입력, 데이터베이스를 참조하여 원하는 자료나 유사한 자료를 찾아 입력자료로 활용하는 데이터베이스 입력, 평가시스템에서 저장한 파일을 사용하는 파일을 통한 입력방법이 있으며, 입력항목은 모두 동일하다. 또한 자료입력중 각 입력항목에 대한 세부적인 도움말을 얻을 수 있으며, 파일을 이용한 입력모듈은 일반적인 윈도우 프로그램과 동일하도록 구성하여 사용자들이 쉽게 사용할 수 있다.

입력 모듈의 특징으로는 입력자료의 각 항목에 대하여 입력값의 범위를 설정하여 입력값이 설정된 범위를 벗어나거나, 주요 자료가 누락된 경우 경고 메시지를 출력하도록 하여 입력자료 오류를 방지하도록 하였다. 또한 입력 내용을 파일로 저장하여 보관 및 향후에 재사용이 가능하도록 구성하여 평가의 효율성을 높였다. 예리한 결함에 대한 자료입력중 사용자 자료입력 화면은 Fig. 3과 같으며, 자료입력 모듈에서 입력 가능한 세부 항목은 다음과 같다.

- 압력관 자료 : 압력관 이름, 관두께, 내부 반지름, 관두께 및 반지름 변화량, 외부와의 접촉여부, 최대 처짐 위치, 가터스프링 위치
- 결함 자료 : 결함의 종류 및 방향, 결함 길이, 결함 깊이, 결함 폭, 결함 위치, 노치 반경
- 재료물성치 : 초기수소농도, 받아들인 중수소량, 항복응력, 극한응력
- 운전조건 자료: 평가기간, 누설시 원자로 냉각시간, 누설감지 반응시간

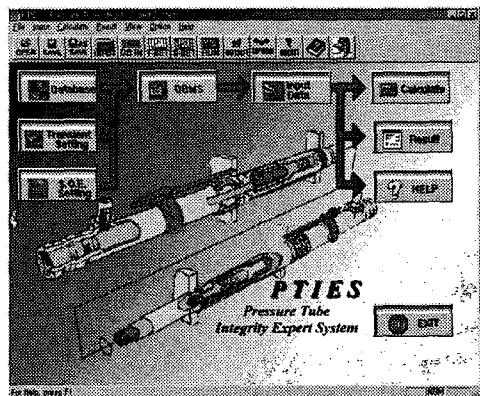


Fig. 2 Main window for evaluation system

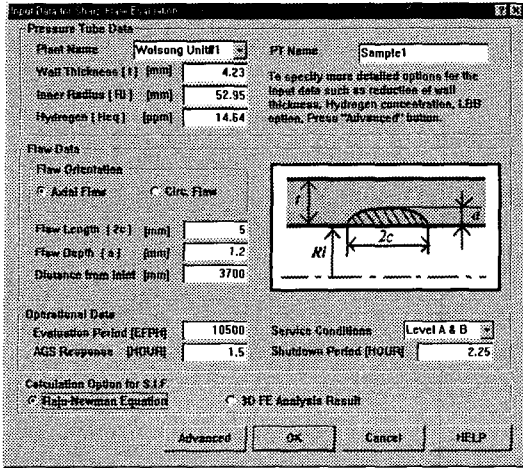


Fig. 3 Data input window for sharp flaw

- 과도상태 자료: 과도상태별 최대/최소응력, 발생빈도, 원자로 및 압력관의 입출구 온도-압력

위의 입력 자료와는 별도로 평가시 자주 변경되지 않는 원자로의 과도상태 자료 및 냉각철차 자료는 자료입력 모듈에서는 참조만 가능하며, 자료의 추가 및 수정은 다음의 데이터베이스 관리 모듈에서 수행하도록 평가시스템을 구성하였다.

### 3.2 데이터베이스 및 데이터베이스 관리모듈

건전성평가에는 압력관 형상, 재료물성치, 결함 형상, 수소농도 및 원자로 운전절차 등의 많은 자료가 필요하다. 이러한 자료들은 원자로의 가동기간 및 건설되는 원자로 수가 증가할수록 누적되는 자료로 체계적이고 효율적인 관리가 요구되어 이를 데이터베이스로 구성하였다. 데이터베이스는 여러 사용자들이 쉽게 공유하기 위해 상용 프로그램인 Microsoft Access<sup>(16)</sup>를 사용하여 구성하였다. 건전성평가 이외에 효율적인 자료관리를 위해 데이터베이스관리 시스템을 구축하여 상용프로그램의 도움 없이 독자적으로 자료의 추가/삭제/수정 등의 작업이 가능하도록 구성하였으며, 여기서 수정된 자료는 평가시스템 또는 기타 상용프로그램에서 사용이 가능하다. 개발된 데이터베이스는 통계적 처리가 용이하여 가동기간 증가에 따른 재료내의 수소농도 변화, 압력관의 형상 변화 및 결함의 성장량 변화 등의 평가시 필

요한 주요 입력자료의 경향 분석에 도움이 되며, 차기 검사시 검사대상 압력관의 선정 및 확률론적 파괴역학의 입력자료로 활용할 수 있어 그 활용 범위가 넓다.

### 3.3 계산모듈

계산 모듈에서는 건전성 평가파라미터의 계산은 물론 허용기준을 적용하여 평가 대상 압력관의 건전성 확보여부 및 건전성 평가중 발생한 오류에 대한 정보를 기록하여 사용자에게 제공한다. 계산되는 파라미터로는 결함평가 필요여부, 응력확대계수, 파괴인성치, 피로균열 성장량, 지체수소균열 성장량, 평가 단계별 균열길이, 최종고용도, 파단전누설 평가변수, 소성붕괴응력 등이 있다. 이중 결함평가의 주요변수인 응력확대계수 계산에는 평가절차서에서 제시하는 수식은 물론 실제 압력관형상에 대한 3차원 유한요소해석 결과를 이용할 수 있어 사용자에게 보다 다양한 결과를 제시한다. 이는 또한 Raju-Newman 식의 적용이 어려운 원주방향의 결함에 대해서도 적용이 가능한 장점이 있다. 유한요소 해석은 내압이 작용하는 압력관에 존재하는 반타원 표면결함에 대하여 균열 형상을 변화시키면서 해석하였다. 이러한 평가 파라미터는 평가기간 증가에 따른 균열형상에 따라 사용자에게 제공하도록 구성하였다. 평가파라미터 계산에 사용되는 압력관의 형상자료 및 재료물성치 등은 사용자가 설정한 기간이 경과한 후의 값인 평가말기의 값을 기본적으로 사용하도록 하였으며, 사용자가 원하는 경우 평가 초기의 값과 평가기간중의 변화를 고려하여 계산할 수 있도록 구성하였으며, 다양한 방법으로 계산이 가능하도록 구성하였다. 예리한 결함의 평가절차는 Fig. 4와 같다. 사용자로부터 자료를 입력받아 균열성장량을 고려하여 최종균열길이를 계산한다. 최종균열길이가 계산되면 건전성평가에 필요한 파라미터를 계산하여 허용조건을 적용하여 안정성 확보 여부를 판별하도록 평가시스템을 구성하였다. 둔한 노치의 평가절차는 Fig. 5와 같다. 사용자로부터 자료를 입력받아 평가 파라미터를 계산하여 허용조건 만족여부를 계산한다. 둔한 노치에 대해서는 균열성장량 등이 계산되지 않아 사용 가능한 수명을 계산할 수 없기 때문에 수명을 계산할 때는 노치를 균열로 간주하여 수명을 결정한다.

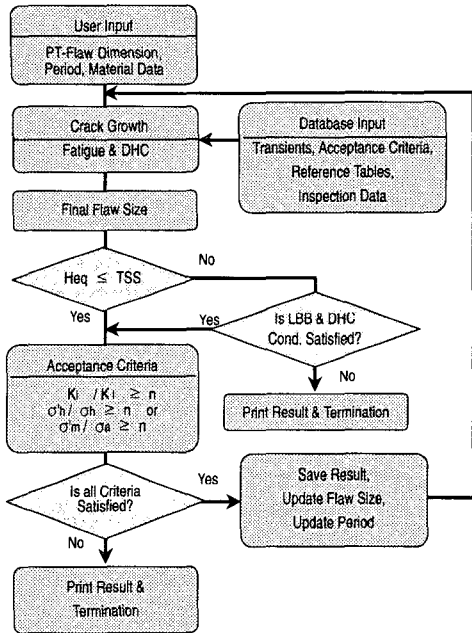


Fig. 4 Flow chart for sharp flow evaluation

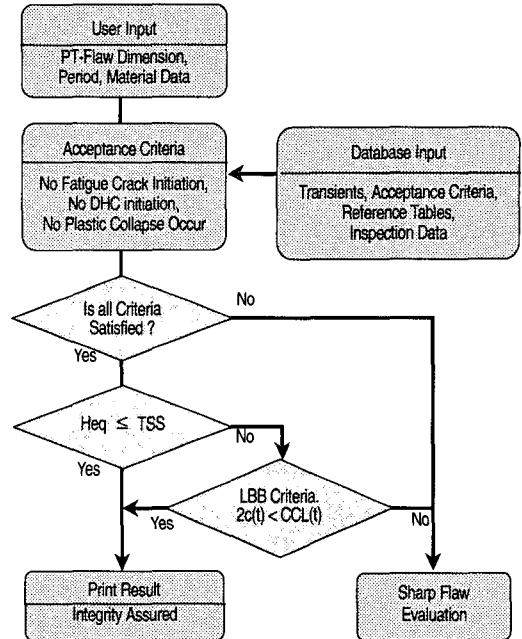


Fig. 5 Flow chart for blunt notch evaluation

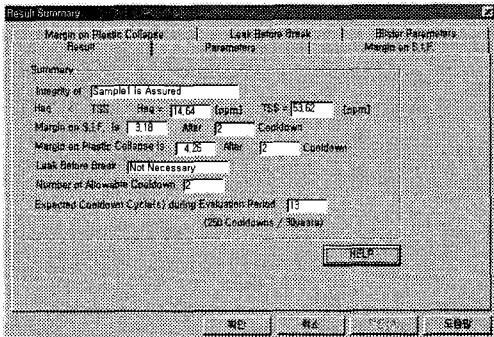


Fig. 6 Output window for sharp flow evaluation

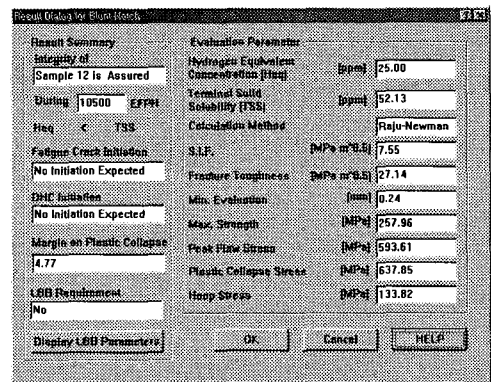


Fig. 7 Output window for blunt notch evaluation

3.4 결과출력 모듈

결과출력 모듈은 입력자료를 이용하여 계산된 결과를 출력하는 모듈로 평가기준, 평가파라미터, 건전성 확보여부 및 계산된 안전여유 등을 그래프와 수치로 출력하도록 구성하였다. 출력되는 세부항목으로 예리한 결함에 대해서는 건전성 확보여부, 향후 사용 가능한 수명, 균열 증가량, 파괴인성치, 응력확대계수, 소성붕괴응력, 원주방향 응력 또는 작용응력, 불안정파괴 안전여유, 소성붕괴 안전여유, 균열성장 속도, 임계균열길이, 관통균열길이가 있으며, 이들 항목은 초기의 결함형상에 대한 값과 평가기간중 결함증가에 따른 각 단계별 평가파라미터 값이 있다.

평가시스템에서는 파괴인성치에 대한 응력확대계수의 안전여유가 1.0 미만 또는 소성붕괴 안전여유가 2.0 미만인 시점까지 결함을 증가시키며 값을 구하여 수치 및 그래프로 제공한다. 둔한 노치에 대해서는 건전성 확보여부, 피로 및 지체 수소균열 발생여부, 소성붕괴응력, 노치 선단 최대응력, 작용응력, 노치를 균열로 간주한 경우의 응력확대계수 및 파단전누설평가 변수를 수치로 제공한다. 예리한 결함의 평가결과 출력화면을 Fig. 6에, 둔한 노치에 대한 평가결과 출력화면을 Fig. 7에 나타내었다.

### 4. 사례연구

개발된 평가시스템의 효용성을 검증하기 위하여 국내원자로의 정기검사 시 검출된 2개의 기준 초과 결함에 대하여 본 연구를 통하여 개발된 평가시스템을 이용한 결과와 AECL의 평가 결과<sup>(7~8)</sup>를 비교하였다.

평가에 사용된 결함 형상은 축방향의 둔한 노치 및 예리한 결함으로 Fig. 8~9와 같으며, 원자로 냉각절차 및 과도상태 자료는 국내 CANDU원자로의 설계시 고려된 값을 사용하였다.<sup>(17)</sup>

결함의 형상, 압력관의 형상 및 재료물성치는 AECL의 연구내용과 동일한 값을 사용하여 해석된 결과를 비교하였다. 평가시 사용한 수소농도는 평가결과의 비교를 위해 AECL의 입력내용과 동일한 값을 사용하였다. 그러나, 균열성장량 및 파단전누설평가의 기초 입력자료로 사용되는 수소농도는 검사기관에 따라 측정 결과의 차이가 심하여 평가절차서에서 제시하는 기준과는 별도로 파단전누설평가를 수행하였으며, 모두 조건을 만족하였다.

#### 4.1 예리한 결함

평가의 주요 입력 자료는 다음과 같다.

- 압력관 두께 : 4.23 mm
- 압력관 내부 반지름 : 52.95 mm
- 결함 깊이 : 1.20 mm
- 결함 길이 : 5.00 mm
- 초기수소농도 : 9.00 ppm
- 중수소 흡수량 : 11.30 ppm

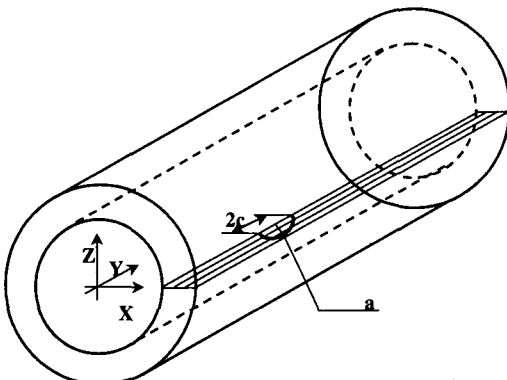


Fig. 8 Geometry for axial sharp flaw

평가에는 원자로 정상운전상태의 작용압력인 10.4 MPa의 내압을 사용하였으며, 피로균열성장량 계산에는 운전조건 Level A & B의 과도상태에 따른 하중조건을 사용하였다.<sup>(17)</sup> 평가기간은 10,500 EFPH (1.5 year, 1 year =7,000 EFPH)으로 설정하여 평가를 수행하였다.

AECL의 결과와는 별도로 평가에 사용되는 주요 파라미터인 응력확대계수 계산을 위해 3차원 유한요소 해석을 수행하였다. 해석 모델은 대칭조건을 이용하여 전체 압력관의 1/4만 모델링하였으며, 해석에는 ABAQUS Ver. 5.7<sup>(18)</sup>을 사용하였다. Raju-Newman 수식을 이용하여 얻어진 응력확대계수와 유한요소해석을 통하여 얻어진 응력확대계수를 비교한 결과 약 1 %의 차이를 나타내었으며, 유한요소해석 모델은 Fig. 10과 같다. 건전성평가의 주요 파라미터에 대한 비교 결과를 AECL의 결과와 함께 Table 1에 수록하였으며, 서로 잘 일치하였다.

예리한 결함에 대하여 평가시스템을 이용하여 평가한 결과 불안정파괴 안전여유가 가장 작아 전체 평가수명을 지배하는 것으로 나타났다. 주어진 문제에 대해 평가기간중 발생할 수 있는 원자로의 shutdown은 13회(30년간 250회의 shutdown이 발생한다고 가정)이나, 3회의 shutdown이후 불안정파괴에 대한 안전여유를 만족시키지 못하여, 향후 3회의 shutdown이 발생하기 전 압력관 교체가 요구된다.

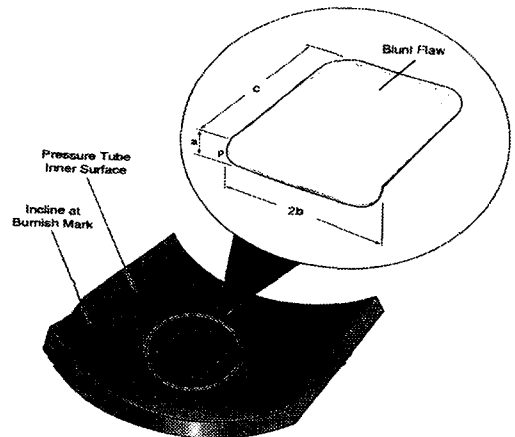


Fig. 9 Geometry for blunt notch

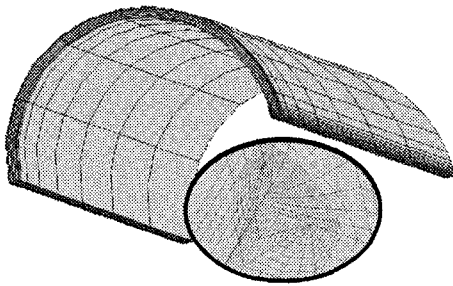
**Table 1** Comparison of evaluation parameter for sharp flaw

	AECL	Evaluation system
Crack Extension (mm)	0.085	0.083
Stress intensity factor (MPa√m)	8.57	8.47
Fracture toughness (MPa√m)	27.1	27.1
Plastic collapse stress (MPa)	N.A.	652.7
Margin on S.I.F.	3.16	3.20
Margin on stress	4.43	4.38
Allowable shutdown	3	3
Continued operation. ?	No	No

**Table 2** Comparison of evaluation parameter for blunt notch

	AECL	Evaluation system
Max. alternating stress (MPa)	N.A.	272.4
Stress concentration factor (MPa√m)	3.3	3.1
Peak notch-tip stress (MPa)	602	593
Plastic collapse stress (MPa)	N.A.	631.9
Margin on stress	4.13	4.22
Continued operation ?	Yes	Yes

주요 평가파라미터에 대한 비교 결과는 Table 2와 같다. 평가결과 AECL의 결과와 잘 일치하였으며, 절차서에서 제시하는 조건을 모두 만족하여 지속적인 사용이 가능하였다.



**Fig. 10** Model for the finite element analysis

4.2 둔한 노치

평가의 주요 입력 자료는 다음과 같다.

- 압력관 두께 : 4.22 mm
- 압력관 내부 반지름 : 53.08 mm
- 노치 깊이 : 1.27 mm
- 노치 길이 : 4.30 mm
- 노치 반경 : 0.36 mm
- 초기수소농도 : 11.00 ppm
- 중수소 흡수량 : 26.40 ppm

해석에는 운전조건 Level A & B의 과도상태에 따른 하중조건을 사용하였으며, 평가기간은 10,500 EFPH를 사용하였다. 노치를 예리한 결함으로 간주하여 응력확대계수를 계산한 값은 Raju-Newman 식을 이용한 결과이다.

5. 결론

본 연구에서는 CANDU형 원자로의 압력관 건전성을 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 핵연료 압력관 건전성평가시스템을 개발하였으며, 다음과 같은 결론을 얻었다.

(1) 결함이 검출된 압력관의 건전성평가를 위해 ASME Sec. XI 및 AECL에서 발간한 FFSG 절차서를 기준으로 예리한 결함 및 둔한 노치에 대한 건전성평가를 수행할 수 있는 모듈을 개발하였다.

(2) 핵연료 압력관의 건전성평가에 요구되는 압력관의 형상자료, 원자로의 과도상태 자료, 정기검사시 검출된 결함자료, 재료물성치 및 유한요소해석결과를 데이터베이스로 구성하였으며, 이들 자료를 효율적으로 관리하기 위한 데이터베이스 관리시스템을 개발하였다.

(3) 평가시스템에 사용된 파라미터 검증을 위해 3차원 유한요소 해석을 수행하였으며, 해석결과와 평가시스템의 결과는 서로 잘 일치하였다.

(4) 시스템의 효용성을 확인하기 위해 동일한 자료 입력에 대하여 해석을 수행하여 AECL의 결과와 평가시스템의 결과를 서로 비교하였으며 잘



일치하였다.

(5) 예리한 결함의 평가결과 불안정파괴에 대한 안전여유가 가장 작아 전체 수명을 지배하는 것으로 나타났다.

## 후 기

본 논문은 한국원자력안전기술원과 한국과학재단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

## 참고문헌

- (1) WEB SITE, 1997, "Nuclear Awareness Project News," <http://www.cnp.ca/media/oh-closure>.
- (2) Canadian Standards Association, 1994, "Canadian Standards Association CAN/CSA-N285.4, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components."
- (3) Canadian Standards Association, 1989, "Canadian Standards Association CAN/CSA-N285.2-M89, Requirements for Class 1C, 2C and 3C Pressure-Retaining Components and Supports in CANDU Nuclear Power Plant Components."
- (4) 한국원자력안전기술원, 1992, "월성원자력 2호기 예비안전성분석보고서 심사보고서," KINS/AR-152.
- (5) AECL, 1992, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," COG-91-66.
- (6) AECL, 1996, "Fitness-for-Service Guide lines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors," COG-91-66.
- (7) Scarth, D. A., 1990, "Assessment of Flaw Indications in Wolsong NGS Unit 1 Fuel Channels H-06 and M-11," OHRD Report No. 90-189-P, Ontario Hydro.
- (8) AECL, 1992, "The Case for Continued Operation of Wolsong-1 without Removal of Pressure Tubes in Channels M11 and O08."
- (9) ASME, 1992 "ASME Boiler and Pressure Vessel Code," Section XI, Appendix A-1000.
- (10) Miner, M. A., 1945, "Cumulative Damage in Fatigue," *J. Appl. Mech.*, Vol. 12, Trans. ASME, Vol. 67.
- (11) Paris, P. C. and Erdogan, F., 1963, "A Critical Analysis of Crack Propagation Laws," *Trans. ASME, J. Basic Eng. Ind.*, Vol. D85.
- (12) Newman, J. C. and Raju, I. S., 1980, "Stress Intensity Factors for Internal surface cracks in Cylindrical Pressule Vessels," *Transaction of the ASME* Vol. 102.
- (13) Zahoor, A., 1989, "Ductile Fracture Hand-book, Vol. I, II, III," EPRI Report NP-6301-D, Electric Power Research Institute.
- (14) Moan, G. D. Coleman, C. E. Price, E. G., 1990, "LBB in the Pressure Tubes of CANDU Reactors," *International Journal of PVP*. Vol. 43.
- (15) Microsoft, 1998, "Microsoft Visual C++ 5.0 Enterprise Edition Ver. 5.0."
- (16) Microsoft, 1997, "Microsoft Access97."
- (17) AECL, 1992, "Service Loadings for Stress Analysis of the PHTS End of Fuel Strings."
- (18) ABAQUS, 1997, "ABAQUS User's manual," Hibbit, Karlsson & Sorensen, Inc.,