

# 원자력배관 건전성평가 전문가시스템 개발 (Ⅱ)

- 시스템 개발 및 사례해석 -

전현규\* · 허남수\* · 김영진\* · 박윤원\*\* · 최영환\*\*

(2000년 12월 5일 접수, 2001년 4월 19일 심사완료)

## Development of Nuclear Piping Integrity Expert System (Ⅱ) - System Development and Case Studies -

Hyun-Kyu Jun, Nam-Su Huh, Young-Jin Kim, Yun-Won Park  
and Young-Hwan Choi

**Key Words:** Nuclear Piping(원자력 배관), Integrity Evaluation(건전성 평가), Crack(균열), FMA(파괴역학해석), Material Properties Inference(재료물성치 추론)

### Abstract

The objective of this paper is to develop an expert system called NPIES for nuclear piping integrity. This paper describes the structure and the development strategy of the NPIES system. The NPIES system consists of 3 parts; the data input part, the analysis part and the output part. The data input part consists of the material properties database module and the user interface module. The analysis part consists of the LFM, CDFD, J/T, limit load modules and the 12 analysis routines for different cracks and loading conditions are provided respectively. Analysis results are presented to screen, printer and text file in the output part. Several case studies on circumferentially cracked piping were performed to evaluate the accuracy and the usefulness of the code. Maximum piping loads predicted by the NPIES system agreed well with those by the 3-dimensional finite element analysis. In addition, even if the material properties were not fully given, the NPIES system provided reasonable evaluation results with the predicted material properties inferred from the material properties database module.

### 1. 서 론

원자력발전소 기계설비의 약 40%를 차지하는 배관의 건전성유지는 원자력발전소의 안전성과 관련하여 매우 중요한 문제이다. 특히, 방사성물질 차폐경계인 1차계통 배관들은 파손시 안전에 직접적인 영향을 주기 때문에 원자력발전소 전 수명기간동안 그 건전성이 보장되어야 한다. 따라서 원자력발전소의 주요 배관은 파손사고로부터 주요 기기 및 구조물을 보호할 수 있도록 엄격한 기술기준<sup>(1)</sup>을 적용하여 설계, 제작되고 있으

며 운전 중에도 주기적인 가동중검사, ISI(in-service inspection)를 통해 건전성을 확인하고 있다. 이와 같은 설계 및 제작에도 불구하고 가동중 결함이 검출된 배관에 대해서는 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. XI<sup>(2)</sup>에 준한 파괴역학 평가를 거친 후 배관의 계속적인 사용 여부를 결정하고 있다. 그러나, 원자력발전소 배관의 건전성평가를 수행하기 위해서는 고도의 전문적 지식과 오랜 경험을 겸비한 전문가를 필요로 하나, 가동중인 원자력발전소에 상주하면서 배관의 파손사고에 즉각적으로 대응하는 것은 현실적으로 불가능하다.

1980년대 후반부터 미국 EPRI(electric power research institute)와 Battelle을 중심으로 복잡한 계산이 필요한 배관의 파괴역학 평가를 신속하고 정확하게 수행하기 위한 배관평가 프로그램들이

\* 책임저자, 회원, 동해대학교 자동차공학과  
E-mail : hkjun@mail.tonghae.ac.kr  
TEL : (033)521-9900 FAX : (033)521-9407

\*\* 회원, 성균관대학교 기계공학부

\*\* 한국원자력안전기술원

개발되기 시작하였다. 미국 EPRI에서는 원주방향 균열 배관의 건전성평가 프로그램인 FLET<sup>(3)</sup>을 개발한 바 있으며 Battelle에서도 미국원자력규제위원회(USNRC)의 후원 하에 배관에 존재하는 관통균열 및 표면균열 건전성평가 프로그램인 NRCPIPE<sup>(4)</sup>와 NRCPIPES<sup>(5)</sup>를 각각 개발한 바 있다. 한편, 국내의 경우에도 저자들<sup>(6)</sup>이 탄소성과 파괴학평가 프로그램인 EPIES를 개발한 바 있으나, 지금까지 개발된 배관평가 프로그램은 복잡한 평가수식만을 프로그래밍하였기 때문에 적절한 평가법의 선정, 평가결과 분석 등 전문적인 지식이 필요한 사항에 대해서는 여전히 전문가의 판단에 의존하고 있다.

저자들은 전보<sup>(7)</sup>에서 배관 건전성평가에 필요한 재료물성치의 일부가 주어지지 않은 경우 주어진 값들의 상관관계를 이용하여 주어지지 않은 값들을 예측하기 위한 연구를 수행한 바 있다. 이를 바탕으로 본 논문에서는 원자력배관 건전성평가 전문가시스템인 NPIES(Nuclear Piping Integrity Expert System)를 개발하고자 하며 사례 연구를 통해 개발된 시스템의 효용성을 입증하고자 한다.

## 2. NPIES 시스템 개발

Fig. 1은 본 연구에서 개발한 NPIES 시스템의 주 화면이다. NPIES 시스템은 윈도우즈(Windows) 환경에서 개발하였으며 GUI(graphic user interface) 방식을 사용하여 사용자가 쉽게 데이터를 입력하고 수정할 수 있도록 하였다. 또한, 바탕화면에 배관 파괴역학 평가절차를 도식적으로 나타냄으로서 배관평가에 경험이 적은 사용자도 쉽게 평가를 수행할 수 있도록 하였다.

Fig. 2는 NPIES 시스템의 구성도로서 입력부(data input part), 평가부(evaluation part) 및 출력부(output part)로 구성하였으며 주요 내용은 다음과 같다.

### 2.1 입력부

입력부에서는 균열형상, 배관형상, 그리고 하중조건을 입력하도록 하였으며 재료물성치 데이터베이스를 이용하여 배관소재의 인장특성과 파괴인성을 입력하도록 하였다. 균열형상으로는 균열길이,  $a$ 와 균열깊이,  $2c$ 를 입력하도록 하였으며 배관형상으로는 배관내반경,  $R_i$ , 배관두께,  $t$ 를 입

력하도록 하였다. 또한 하중조건으로는 내압,  $p_i$ , 굽힘모멘트,  $M$  및 축하중,  $T$ 를 입력하도록 하였다.

재료물성치 데이터베이스는 자료의 보관 및 이용을 용이하게 하기 위하여 관계형데이터베이스 관리시스템방식인 RDBMS(relational database management system)를 이용하였으며 재료물성치의 검색, 관리 및 예측작업을 수행할 수 있도록 하였다. 재료물성치 데이터베이스는 MS-Access 프로그램<sup>(8)</sup>을 이용하여 개발하였으며 DAO(data access object) 기법을 이용하여 주프로그램과 연결하였다.

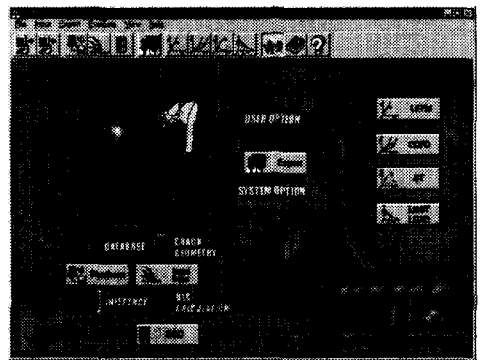


Fig. 1 The main screen of NPIES system

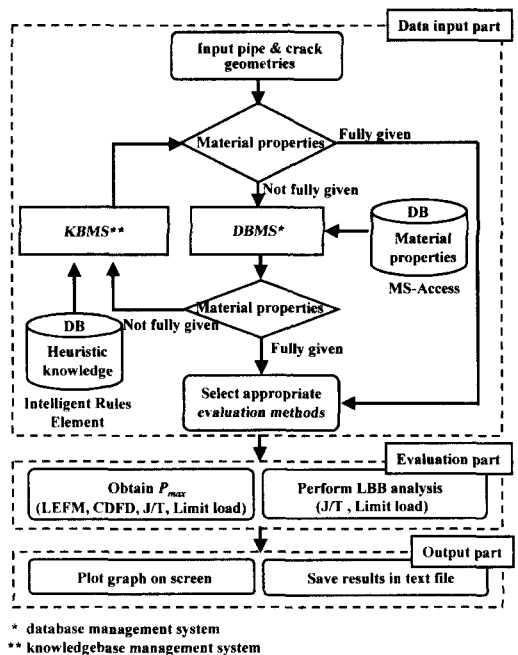


Fig. 2 The structure of NPIES system

Fig. 3은 데이터베이스에 저장된 재료물성치들의 개체관계도(entity relationship diagram; E-R)로서 데이터베이스에는 인장특성과 파괴인성뿐만 아니라 배관크기와 배관두께 등 시편이 채취된 배관에 관한 정보도 수록되어 있다. 또한 재료물성치를 빠르고 쉽게 사용하기 위하여 재료이름, 재료종류, 용접방법 등의 9가지 키워드(keyword)를 조합하여 재료물성치를 검색하도록 하였다. 검색된 재료물성치는 도표형태로 출력되도록 하였으며 필요에 따라 응력-변형률( $\sigma$ - $\epsilon$ ) 곡선과 파괴저항( $J$ - $R$ ) 곡선도 출력할 수 있도록 하였다.

배관평가에 필요한 재료물성치가 데이터베이스에 수록되어 있지 않은 경우에는 지식베이스에서 이를 예측하도록 하였다. 지식베이스는 Neuron Data사의 Intelligent Rules Element 프로그램<sup>(9)</sup>을 이용하여 구성하였으며, 후향연결추론(backward chaining process) 방식을 사용하였다. 재료물성치 예측에 관한 이론은 전보<sup>(7)</sup>에 자세히 설명하였다.

2.2 평가부

평가부는 배관의 최대하중을 계산하기 위한 파괴역학 평가부와 감지가능한 누설균열(detactable leakage crack; DLC) 길이를 계산하기 위한 파단전 누설(leak before break; LBB) 평가부로 구성하였다.

2.2.1 파괴역학 평가부

파괴역학 평가부에서는 배관에 발생할 수 있는 12가지 균열형상 및 하중조건을 선정하여 배관이 견딜 수 있는 최대하중,  $P_{max}$ 값을 계산하도록 하였으며, 배관의 예상되는 파괴거동에 따라 평가법을 선택할 수 있도록 선형탄성파괴역학(linear elastic fracture mechanics : LEFM), 탄소성파괴역학(elastic plastic fracture mechanics : EPFM) 및 한계하중 평가모듈로 구성하였다. 원주방향 균열이 있는 배관의 경우에는 축방향 하중 및 굽힘모멘트가 작용하도록 하였으며 축방향 균열이 있는 배관의 경우에는 내압이 작용하도록 하였다.

LEFM 모듈에서는  $a$ 를 증가시키면서 배관의 응력확대계수,  $K_I$ 값이 배관소재의 탄성파괴인성치,  $K_{Ic}$ 값보다 커지는 지점을 계산하도록 하였으며, 이분법(bisection method)을 사용하여 불안정균열 성장점을 찾도록 하였다.  $K_I$ 값의 계산에는 Zahoor의 연성파괴핸드북<sup>(10)</sup>에 제시된 식을 이용하였다. Fig. 4는 LEFM 평가화면이다.

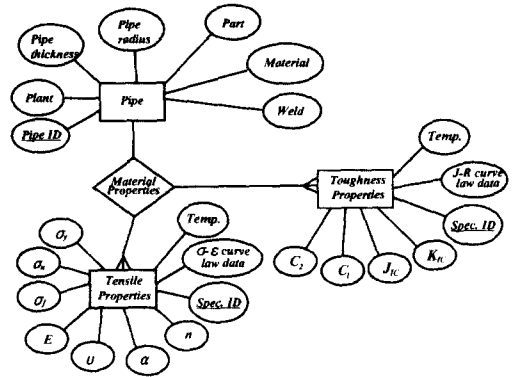


Fig. 3 E-R diagram of material properties database

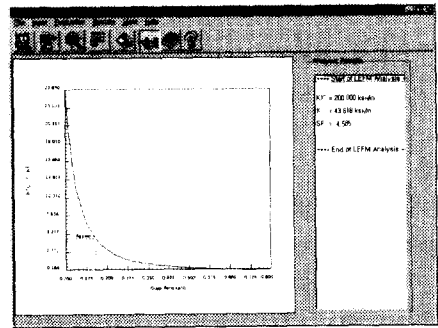


Fig. 4 LEFM results of NPIES system

Fig. 5는 CFD 및 J/T 모듈의 데이터 흐름도로써 이들 모듈에서는 작용하중,  $P$ 와  $a$ 를 각각 증가시키면서 불안정균열성장점을 계산하도록 하였다. 이때 사용하는 형상함수,  $h_I$ 값은 데이터파일로 저장하였으며 입력조건에 따라 필요한 파일을 불러들이도록 하였다.  $h_I$ 값은  $R/t$ ,  $a/c$ ,  $n$ 에 따라 3중 내삽법으로 계산하였으며, Zahoor의 연성파괴핸드북<sup>(10)</sup>에 제시된 식을 이용하였다.

한계하중법 모듈에서도  $a$ 를 증가시키면서 배관의 운전하중,  $P_b$ 가 배관의 파괴굽힘응력(pipe failure bending stress),  $P_b'$ 보다 커지는 지점을 계산하도록 하였다.

2.2.2 LBB 평가부

LBB 평가부에서는 배관의 LBB 적용여부를 판단하기 위하여 NUREG 1061 Vol. 3<sup>(11)</sup>의 평가절차를 프로그래밍 하였으며, DLC 계산 모듈과 파괴역학 평가 모듈로 구성하였다.

DLC는 Battelle에서 개발한 PICEP 프로그램<sup>(12)</sup>

을 연결하여 계산하도록 하였다. Fig. 6은 LBB 평가모델의 데이터 흐름도로서 전처리과정 (preprocessing)을 통하여 PICEP 프로그램의 입력 데이터를 자동으로 작성하도록 하였으며 프로그램의 실행이 끝나면 후처리과정(post-processing)을 통하여 10 gpm에 해당하는 DLC를 자동으로 계산하도록 하였다. 또한 앞서 설명한  $J/T$  모듈과 한계하중 모듈을 이용한 균열안정성 평가를 수행할 수 있도록 구성하여 LBB 적용여부를 판단할 수 있도록 하였다.

### 3. 모든 재료물성치가 주어진 경우의 배관평가

본 연구에서 개발한 NPIES 시스템의 타당성을 검증하기 위하여 NPIES 시스템으로 예측한 최대 하중을 실패관 실험 결과, 3차원 유한요소 해석 결과 및 NRCPIPE 프로그램 결과와 비교하였다. 실패관 실험은 국내의 여건상 수행하기 어려우므로 Battelle에서 “Degraded piping program”<sup>(13)</sup>의 일환으로 수행한 실험 데이터를 이용하였다.

Fig. 7은 사례연구에 사용된 원주방향 관통균열 배관의 기하학적 형상 및 실험장치다. 실험은 원자력발전소의 가동온도인 288℃에서 수행하였으며, 관통균열이 위치한 반대방향으로부터 균열이 진전하여 배관이 파괴될 때까지 준정적(quasi static)상태로 하중을 작용하였다. Table 1은 실험에 사용된 배관, 균열 및 배관소재의 재료물성치와 실험결과이다. 배관의 크기는 NPIES 시스템에서 적용한 해석법의 신뢰성을 검토하기 위하여 내반경은 70~355 mm까지 선택하였으며 배관의 두께도 14~26 mm까지 다양하게 선택하였다. 균열의 크기는 모두 원주의 약 36%이다.

#### 3.1 해석방법 및 결과

Battelle에서 개발한 NRCPIPE<sup>(4)</sup> 프로그램이 이용하여 최대 하중을 예측하였다. NPIES 시스템에서 사용한 Zahoor의 최근  $J$  계산법<sup>(10)</sup>과 NRCPIPE 프로그램에서 사용한  $J$  계산법을 비교하기 위하여 GE/EPRI<sub>original</sub><sup>(14)</sup>과 GE/EPRI<sub>Zahoor</sub><sup>(15)</sup> 및  $h_1$ 값을 개선하여 만든 GE/EPRI<sub>BCC</sub><sup>(16)</sup>방법을 이용하여  $J$ 값을 계산하고 이를 이용하여  $P_{max}$ 값을 계산하였다.

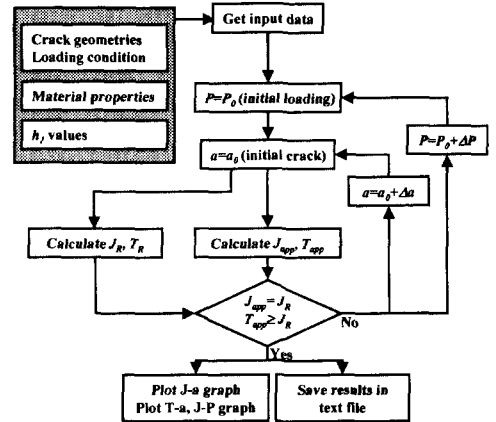


Fig. 5 Flow chart of CDFD and J/T module

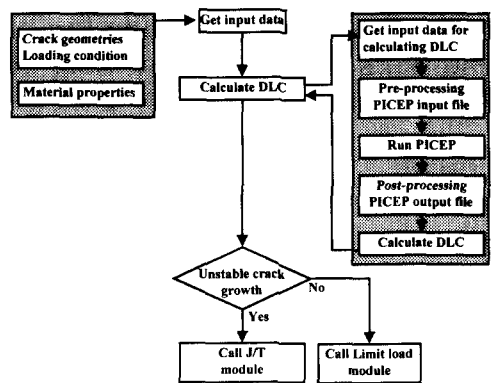
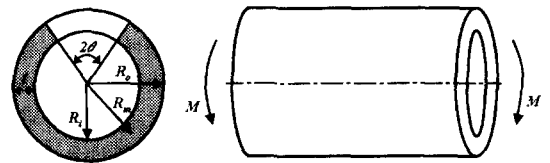
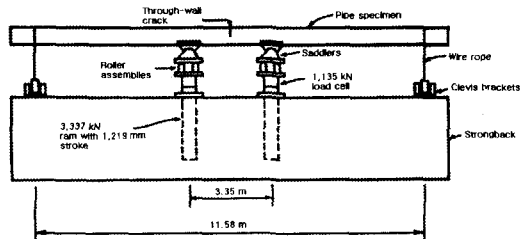


Fig. 6 Flow chart of LBB analysis module



(a) Geometries of circumferentially flawed pipe



(b) Schematic of test set up

Fig. 7 Pipe experimental condition for case study<sup>(13)</sup>

Table 1 Input data for case studies

Exp. no. Material Prop.	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Material	A155	SA358 TP304	SA376 TP304	SA358 TP304	SA333 Gr.6
2c, mm	799.2	447.8	179.5	446.6	276.9
t, mm	23.6	26.2	14.3	26.2	18.3
R <sub>s</sub> , mm	355.6	180.6	69.9	180.6	118.3
σ <sub>ys</sub> , MPa	230.3	295.2	128.3	174.5	238.6
σ <sub>u</sub> , MPa	545.5	743.4	446.9	456.5	562.2
σ <sub>f</sub> , MPa	387.9	519.3	287.6	315.5	382.4
E, GPa	190.8	205.9	190.8	190.8	190.8
ν	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
α	1.599	1.856	3.531	2.700	1.391
n	4.375	4.328	3.429	4.138	4.890
C <sub>1</sub> , kJ/m <sup>2</sup>	38.50	296.7	25.23	25.23	31.93
C <sub>2</sub>	0.226	0.354	0.355	0.355	0.257
P <sub>max</sub> kN·m	1.205.0	786.3	37.5	377.2	155.2

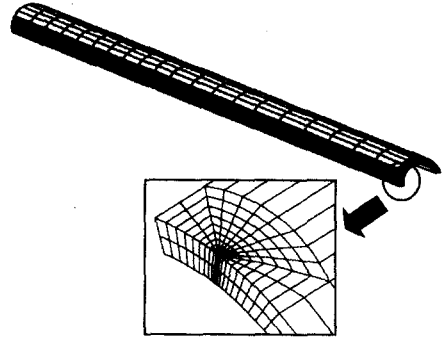


Fig. 8 Circumferentially cracked pipe model

Fig. 8은 3차원 유한요소법을 이용한 *J/T* 해석을 수행하기 위하여 구성한 유한요소모델이다. 유한요소모델은 해석을 단순화하기 위해 전체 배관의 대칭성을 고려하여 1/4만을 모델링하였다. 유한요소해석에는 범용 유한요소 해석프로그램인 ABAQUS Ver. 5.7<sup>(17)</sup>을 사용하였으며, 20절점 등계수 사각주요소(iso-parametric 20-nodes brick reduced integration element)를 사용하였다. 배관 모델에 사용된 요소의 수는 936개이며 절점의 수는 5,561개이다. 유한요소해석으로 계산한 *J*값의 기울기인 *T<sub>0</sub>*값과 *J-R* 곡선의 기울기인 *T<sub>JR</sub>*값으로부터 *P<sub>max</sub>*값을 계산하였다.

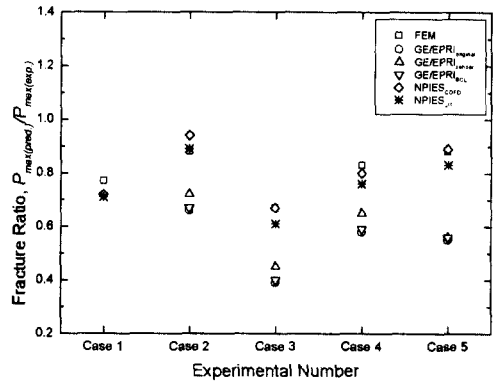


Fig. 9 Comparison of maximum piping load

마지막으로 본 연구에서 개발한 NPIS 시스템을 이용하여 배관평가를 수행하였다. 배관평가는 CDFD 모듈과 *J/T* 모듈을 이용하였으며 하중제어 방식으로 불안정균열성장점을 계산한 후 그때 작용하는 하중, *P*를 *P<sub>max</sub>*값으로 정의하였다.

NPIS 시스템으로 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값은 평균적으로 *P<sub>max(exp)</sub>*값의 약 80% 수준이었으며 CDFD법으로 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값이 *J/T*법으로 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값보다 평균 5% 컸다. 또한 배관크기에 따른 계산결과의 차이는 유한요소법의 경향과 같았다. 전체적으로 NRCPIPE 프로그램을 사용한 경우보다 정확도가 약 20% 향상되었으며 유한요소법과 동일한 해석결과를 얻을 수 있었다.

Fig. 9는 각각의 방법으로 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값과 실험으로부터 측정된 *P<sub>max(exp)</sub>*값을 비교한 것이다. NRCPIPE 프로그램으로 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값은 평균적으로 *P<sub>max(exp)</sub>*값의 약 60% 수준이었으며 매우 보수적이었다. 특히, Case 3과 같이 배관의 크기가 작은 경우에는 약 40%까지 낮아졌다. 이러한 보수성으로 볼 때 NRCPIPE 프로그램의 *J* 계산모듈은 개선되어야 한다고 생각된다.

3.2 토의

한편, 유한요소해석으로 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값은 평균적으로 *P<sub>max(exp)</sub>*값의 약 80% 수준이었으며 배관 크기에 따른 계산결과의 차이는 NRCPIPE 프로그램의 결과와 경향이 비슷하였다. 이 경우에도 Case 3의 예측결과는 *P<sub>max(exp)</sub>*값의 약 67%까지 낮아졌는데 이는 Case 3의 배관 크기가 작기 때문에 배관의 파괴거동이 탄소성파괴보다는 소성붕괴에 더 가깝기 때문이라고 생각된다.

사례연구에서 사용된 3가지 예측방법 모두 실제 배관파괴하중보다 보수적이었다. 유한요소법과 NPIS 시스템을 사용하여 계산한 *P<sub>max(pred)</sub>*값은 평균적으로 *P<sub>max(exp)</sub>*값의 약 80% 수준으로 예측하였으나 NRCPIPE 프로그램에서 사용하는 GE/EPRI의 *J* 계산법은 배관파괴거동을 지나치게 보수적으로 예측하므로 개선되어야 한다고 생각된다.

또한, 유한요소법이나 NPIES 시스템에서 적용한 방법과 같은 해석적 방법에서 고려할 수 없는 CT (compact tension) 시편의 크기에 대한 영향<sup>(18)</sup>과 배관 소재의 이방성에 대한 영향 등을 고려하면  $P_{max(pred)}$  값이  $P_{max(exp)}$  값에 더 근접할 것으로 생각된다.

3.1절에 나타난 바와 같이 3차원 유한요소해석을 사용하면 해석결과는 정확하나 균열부의 요소망 구성 및 해석 등에 많은 시간이 소요된다는 문제점이 있다. 그러나 NPIES 시스템을 이용하면 해석에 소요되는 노력을 대폭 줄일 수 있으며 해석결과도 유한요소법 수준의 신뢰성이 확보되므로 경제적이고 효율적이었다.

NPIES 시스템에서 적용한 평가법의 신뢰성이 확인되었으므로 재료물성치 예측이론의 신뢰성을 검증하기 위한 사례연구를 수행하고자 한다.

#### 4. 일부 재료물성치만 주어진 경우의 배관평가

저자들이 전보<sup>(7)</sup>에서 제시한 재료물성치 예측이론의 타당성을 검토하기 위하여 배관평가에 필요한 모든 재료물성치가 주어지지 않은 상황을 설정한 후 예측한 재료물성치를 이용했을 때와 실측한 재료물성치를 이용했을 때의 평가결과를 비교하였다.

##### 4.1 $\sigma$ - $\epsilon$ 곡선 예측

원자력발전소 배관으로 사용되는 SA106 Gr.C 탄소강 배관과 SA312 TP316 스테인리스강 배관의 건전성 평가시  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선이 주어지지 않았다는 가정하에  $\sigma_y$  값,  $\sigma_u$  값 및 시험온도를 NPIES 시스템에 입력하여 Ramberg-Osgood식의 곡선적합 재료상수  $a$ ,  $n$  값을 예측<sup>(7)</sup>하였다. Table 2는 재료시험으로 측정된 재료물성치이며 Fig. 10은 이 중  $\sigma_y$  값,  $\sigma_u$  값 및 시험온도를 이용하여 예측한  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선과 재료시험으로 측정된  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선을 비교한 것이다.

SA106 Gr.C 탄소강의 경우에는  $\epsilon < 5\%$ 의 구간에서 예측한  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선이 측정된  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선보다 약 8% 컷으며 그 이후의 구간에서는 차이가 점차 줄어들었다. SA312 TP304 스테인리스강의 경우에는 이와는 반대로  $\epsilon < 5\%$ 의 구간에서 예측한  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선이 측정된  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선보다 약 3% 작았으며 이후로는 두 곡선이 잘 일치하였다. Ramberg-Osgood 곡

선적합식이 스테인리스강의  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선형태를 정확하게 묘사하지 못하는 것과 지면관계상 본 논문에서 수록하지 못한 다양한 예측사례를 종합적으로 판단할 때 NPIES 시스템에서 예측된  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선의 신뢰성은 약 90%인 것으로 생각된다.

##### 4.2 J-R 곡선 예측

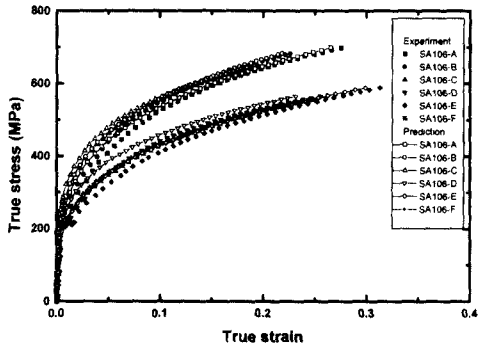
J-R 곡선이 주어지지 않았다는 가정하에  $\sigma_u$  값과  $\epsilon_f$  값 및 시험온도를 NPIES 시스템에 입력하여 J-R 곡선의 곡선적합 재료상수  $C_1$ ,  $C_2$  값을 예측<sup>(7)</sup>하였다. Fig. 11은 예측한 J-R 곡선과 측정된 J-R 곡선을 비교한 것이다. SA106 Gr.C 탄소강의 경우에는 균열진전량 4mm에서 두 곡선의 차이는 -16%~22%였으며 SA312 TP316 스테인리스강의 경우에는 균열진전량 2mm에서 -24%~11%였다.

동일한 재료라 할지라도 SA312 TP316 스테인리스강의 경우에는  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선 및 J-R 곡선이 분포된 범위가 좁아 예측치의 신뢰성이 높지만 SA106 Gr.C 탄소강의 경우에는 분포된 범위가 넓어 예측치의 신뢰성이 낮아지므로 예측한 재료물성치를 사용하여 배관을 평가할 경우에는 이를 고려해야 할 것으로 생각된다. 다양한 예측결과를 종합적으로 비교한 결과 NPIES 시스템에서 예측된 J-R 곡선의 신뢰성은 약 80%인 것으로 생각된다.

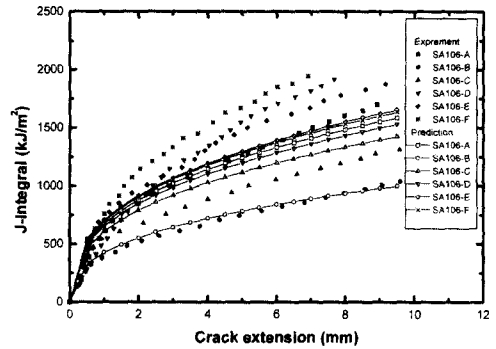
그러나 저자들이 전보<sup>(7)</sup>에서 발표한 재료물성치의 민감도분석결과  $C_1$ ,  $C_2$  값이 배관평가결과에 미치는 영향은 전체 재료물성치 중 각각 7%, 14%이므로 예측치의 오차로 인해 배관평가결과가 크게 달라질 것이라 생각되지는 않으나, 예측된 J-R 곡선의 정확성을 좀더 높이기 위한 추가 연구는 필요하다고 생각된다.

##### 4.3 원주방향 관통균열 배관 평가

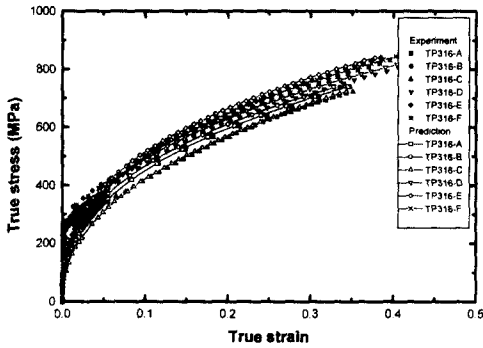
앞서 예측한 재료물성치를 이용하여 계산한 배관최대하중,  $P_{max(pred)}$  값과 실측한 재료물성치를 이용하여 계산한 배관최대하중,  $P_{max(exp)}$  값의 차이를 검토하기 위하여 배관평가를 수행하였다. 평가에 사용된 배관의 기하학적 형상은 Fig. 7과 같고 배관의 크기는 내반경,  $R_i=180.59$  mm이며, 두께,  $t=26.19$  mm이다. 배관에 존재하는 관통균열의 길이,  $2\theta=120^\circ$  이다.  $\sigma$ - $\epsilon$  곡선 및 J-R 곡선은 앞서 예측한 값을 사용하였으며 그 외의 재료물성치는 측정치를 사용하였다.



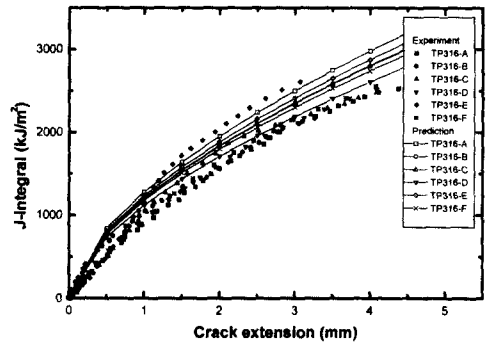
(a) SA106 Gr.C carbon steel



(a) SA106 Gr.C carbon steel



(b) SA312 TP316 stainless steel



(b) SA312 TP316 stainless steel

Fig. 10 Comparison between experimental  $\sigma - \epsilon$  curves and predicted ones

Fig. 11 Comparison between experimental  $J-R$  curves and predicted ones

Table 3은 평가결과를 비교한 것으로서  $J-R$ 곡선의 분포가 넓었던 SA106 Gr.C 탄소강의 경우에는  $P_{max(pred)}$  값과  $P_{max(exp)}$  값의 차이가 약  $\pm 13\%$  범위에 속하였다. 한편,  $J-R$ 곡선의 분포가 좁은 SA312 TP316 스테인리스강의 경우에는 TP316-C 시편의 경우만을 제외하고는  $\pm 4\%$  범위에 속하였으나, 평가결과와 신뢰성을 높이기 위해서는 예측된  $J-R$  곡선의 신뢰도를 높일 수 있는 연구가 필요하다.

지금까지의 결과로 볼 때 평가에 필요한  $\sigma - \epsilon$  곡선 및  $J-R$  곡선이 주어지지 않았다 하더라도 이를 예측하기 위한 재료물성치만 주어지면 평가를 수행할 수 있었으며 그 결과도 실측한 재료물성치를 이용했을 때의 결과와 크게 차이나지 않았다.

## 5. 결 론

본 연구에서는 균열이 존재하는 원자력발전소 배관의 건전성평가를 신속하고 정확하게 수행하기 위한 배관 평가시스템, NPIES를 개발하였다. NPIES 시스템은 재료물성치 데이터베이스, LEFM, EPFM, 한계하중 모듈을 수록한 파괴역학 평가모듈 및 LBB 평가모듈로 구성되어 있다. 사례연구결과 NPIES 시스템을 이용하여 3차원 유한요소법 수준의 신뢰성 있는 평가결과를 얻을 수 있었으며 일부 재료물성치가 주어지지 않은 상황에서도 배관의  $\sigma - \epsilon$  곡선과  $J-R$  곡선을 예측하여 타당한 평가결과를 얻을 수 있었다.

**Table 2** Experimental material properties for case studies

Specimen ID.	Temp. (°C)	$\sigma_s$ (MPa)	$\sigma_u$ (MPa)	$\epsilon_f$	$\alpha$	$n$	$C_1$ (kJ/m <sup>2</sup> )	$C_2$
SA106-A	289	214	531	0.59	2.82	3.73	604.1	0.51
SA106-B	289	241	462	0.46	2.89	3.91	393.0	0.39
SA106-C	289	283	531	0.54	2.93	4.52	534.9	0.34
SA106-D	289	207	434	0.70	3.45	4.10	512.2	0.72
SA106-E	289	214	428	0.76	7.44	3.53	933.6	0.32
SA106-F	289	207	434	0.74	5.99	3.66	785.4	0.49
TP316-A	15	241	523	1.642	17.23	2.52	924.0	0.74
TP316-B	15	241	530	1.468	14.48	2.64	1026.1	0.65
TP316-C	49	221	510	1.535	20.95	2.29	1330.7	0.44
TP316-D	49	248	540	1.318	12.59	2.75	1199.0	0.58
TP316-E	49	268	572	1.412	12.57	2.74	1283.9	0.66
TP316-F	49	276	559	1.358	15.09	2.67	945.3	0.75

**Table 3** Comparison of maximum load calculated with predicted material properties

Specimen ID.	$P_{max(exp)}$ kNm	$P_{max(pred)}$ kNm	$\frac{P_{max(pred)}}{P_{max(exp)}}$
SA106-A	374	353	0.94
SA106-B	330	337	1.02
SA106-C	373	405	1.09
SA106-D	381	334	0.88
SA106-E	305	345	1.13
SA106-F	333	339	1.02
TP316-A	394	402	1.02
TP316-B	386	398	1.03
TP316-C	302	376	1.24
TP316-D	394	396	1.01
TP316-E	447	428	0.96
TP316-F	434	427	0.98

Notes:

- \* Maximum piping load with experimental  $\sigma - \epsilon$  and  $J-R$  curves
- \*\* Maximum piping load with predicted  $\sigma - \epsilon$  and  $J-R$  curves

후 기

본 논문은 한국과학재단 산하 산업설비 안전성 평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분들께 감사드립니다.

참고문헌

- (1) American Society of Mechanical Engineers, 1989, "ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III."
- (2) American Society of Mechanical Engineers, 1998, "ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI."

- (3) Okamoto, A. and Norris, D.M., 1988, "FLET : Pipe Crack Instability Program," EPRI.
- (4) NRCPIPE, 1996, "NRCPIPE Windows Version 3.0 User's Guide," Battelle.
- (5) NRCPIPES, 1996, "NRCPIPES Windows Version 3.0 User's Guide," Battelle.
- (6) Kim, Y.J., Son, S.H., Choi, J.B. and Chung, H.D., 1993, "Development of Elastic-plastic Integrity Evaluation System for Pressure Vessel and Piping," Nuclear Engineering and Design 142, pp. 61~68.
- (7) 김영진, 석창성, 전현규, 최영환, 이정배, 1996, "원자력배관 건전성평가 전문가시스템 개발(1)-평가법 제시 및 재료물성치 추론," 대한기계학회 논문집(A), 제 20권 제 2호, pp. 575~584.
- (8) Microsoft, 1999, "MS-Access user's guide."
- (9) Neuron Data, 1996, "Intelligent Rules Element User's Guide."
- (10) Zahoor, A. 1989, "Ductile Fracture Handbook Volume I, II, III," Electric Power Research Institute, NP-6310-D N14-1.
- (11) USNRC Piping Review Commission, 1983, "Evaluation of Potential for Pipe Break," NUREG-1061, Vol. 3.
- (12) Norris, D.M. and Chexal, B., 1987, "Pipe Crack Evaluation Program," Electric Power Research Institute, Topical Report No. EPRI NP-3596-SR.
- (13) Battelle, 1997, "Pipe Fracture Encyclopedia Test Data - Volume III."
- (14) Kumar, V. et. al., 1984, "Advances in Elastic Plastic Fracture Analysis," Electric Power Research Institute, EPRI NP-3607.
- (15) Zahoor, A. and Gamble, R.M., 1986, "Evaluation of Flawed Pipe Experiments," Electric Power Research Institute, EPRI NP-4883M.
- (16) Burst, F.W., 1987, "Approximate Methods for Fracture Analyses of Through-Wall Cracked Pipes," Battelle, NUREG/CR-4853.
- (17) HKS, 1998, "ABAQUS User's Manual," Hibbit, Karlson & Sorensen, Inc.
- (18) 허남수, 김영진, 표창률, 유영준, 양준석, 1999, "차세대 원전배관의 LBB 적용을 위한 수 정배관선도의 개발," 대한기계학회 논문집 A권, 제23권, 제5호, pp. 763~771.