

원주방향균열이 존재하는 원전 배관계통의 파괴거동에 관한 실험적 연구(I)

- 직관부에서의 균열거동 평가 -

최영환* · 박윤원* · Gery Wilkowski**
(1998년 12월 7일 접수)

An Experimental Study on the Fracture Behavior of Nuclear Piping System with a Circumferential Crack (I) - Estimation of Crack Behavior in Straight Piping -

Young Hwan Choi, Youn Won Park and Gery Wilkowski

Key Words: Circumferential Crack(원주방향균열), Piping System(배관계통), Fracture Behavior(파괴
거동), Seismic Load(지진하중)

Abstract

The purpose of this study is to investigate experimentally the effects of both seismic loading and crack length on the fracture behavior of piping system with a circumferential crack in nuclear power plants. The experiments were performed using both large scale piping system facility and 4 points bending test machine under PWR operating conditions. The difference in the load carrying capacities between cracked piping and non-cracked piping was also investigated using the results from experiments and numerical calculations. The results obtained from the experiments and estimation are as follows : (1) The safety margin under seismic loading is larger than those under quasi static loading or simple cyclic loading. (2) There was no significant effect of crack length on fracture behavior of piping system with both a surface crack and a through-wall crack. (3) The load carrying capacity in cracked piping was reduced by factors of 7 to 46 compared to non-cracked piping.

1. 서 론

원자력발전소 배관은 ASME Boiler and Pressure Vessel Code^(1,2) 및 ANSI/ANS Standard⁽³⁾에 제시된 기술기준을 따라 설계, 제작, 설치, 시험, 검사됨으로써 그 건전성(integrity)이 원전 수명기간동안 보장될 수 있을 것으로 인식되어 왔으나, 실제 운전중인 원전에서 여러 배관 손상 및 파손 사례가 계속적으로 보고되고 있다.^(4~8) 이러한 배관의 손상 및 파손은 재료상의 문제, 제작과정, 부식환경, 그리고 기계적인 문제 등이 개별적으로 또는

복합적으로 작용하여 일어나는 것으로 알려져 있으며, 이러한 문제의 해결을 위한 여러 가지 접근방식이 제시되고 있다. 그러나 배관의 건전성 문제는 기본적으로 배관내 균열의 발생과 그 성장과 관련된 문제로서 이런 이유로 인해 배관 건전성 평가에 대한 파괴역학적인 접근이 계속 시도되어 왔다.⁽⁹⁾

원전 배관은 그 특성상 길이가 길고 배치가 복잡하기 때문에 굽힘하중을 크게 받으며, 특히 배관 양단이 압력용기와 같은 큰 기기에 고정되어 있기 때문에 지진하중에 매우 취약한 특징을 가지고 있다. 더욱이 원전 배관은 고온, 고압의 큰 원전 운전하중(유체압력: 15.5MPa, 유체온도 : 228℃)과 함께, 여러 원전 운전조건에 따른 큰 열하중을 받기 때문에 압력용기나 열교환기, 밸브

* 회원, 한국원자력안전기술원

** Engineering Mechanics Cooperation of
Columbus, USA

등과 같은 원전의 다른 기기보다 파손 가능성이 매우 높다. 원전 배관이 파손될 경우, 배관내 방사선 함유 유체가 누설문제와 파손으로 인한 동적 효과 등으로 인해 원전 안전성에 심각한 영향을 미칠 수 있다. 따라서 배관의 건전성을 확보하는 것은 원전 안전성에 매우 중요하며 이런 이유로 원전 배관의 건전성에 대한 연구가 여러 나라에서 활발히 수행되고 있다.^(10~12) 또한 최근 원전의 새로운 설계개념으로 파단전누설(leak before break, LBB)개념이 신규 원전에 활발하게 적용되고 있으며, 이 파단전누설 개념은 배관의 건전성을 파괴역학적인 방법으로 입증하는 것이기 때문에 배관내 균열거동에 대한 활발한 연구도 수행되고 있다.^(13,14)

배관내 균열은 기본적으로 3차원 형상을 가지고 있고, 또한 배관 및 균열이 탄소성 거동을 보이기 때문에 균열 안정성 여부를 파괴역학적으로 정확히 평가하는 것은 매우 어렵다. 더욱이 배관에 작용되는 하중은 지진하중, 열하중, 반복하중 등 여러 가지 형상을 가지고 있기 때문에 이런 하중형상이 균열 거동에 미치는 영향을 해석적으로 평가하기는 매우 어렵다. 또한 실제 파단전누설개념이 적용되는 배관의 경우, 그 직경이 12인치부터 최대 42인치까지로 매우 크기 때문에 이들 배관 파괴해석에 사용된 균열 평가방법의 타당성을 실험을 통해 실증적으로 입증하는 것도 쉬운 일이 아니다. 이런 이유 등과 함께 대규모 배관 파괴실험에 따르는 경제적인 이유로 인해 국제공동연구의 형태로 배관 파괴거동에 대한 실험적 연구가 수행되고 있다.^(10~12) 이 연구도 배관 건전성 평가기술 개발에 대한 국제공동연구인 '제2차 배관건전성 국제공동연구 프로그램'(International Piping Integrity Research Group Program, IPIRG-2 Program)의 일부로 수행되었다. IPIRG-2 Program에는 미국, 일본, 캐나다, 영국 등 15개국이 참여하였으며 1994년부터 4년간 수행되었다.

이 연구의 목적은 원자력발전소 배관내의 원주방향균열의 파괴거동을 실험적으로 평가하는데 있다. 특히 균열이 존재하는 배관의 파괴거동에 영향을 미치는 여러 인자들 중에서 지진하중의 영향과 균열길이의 영향이 직경 406mm (16인치)의 배관으로 구성된 대규모 배관계통에 대한 파괴실험을 통해 조사되었다. 그 동안의 배관계통을 이용한 대규모 파괴실험에서는 하중형상으로

주로 '준정하중(quasi-static loading, QSL)'이나 '단일주파수사인하중(single frequency sinusoidal loading, SFSL)'이 사용되어 왔다.^(10,11) 그러나 실제 배관 파단에 가장 큰 영향을 미치는 하중은 지진하중으로 알려져 있기 때문에 이 연구에서는 원전에 작용되는 지진인 안전정지지진(safe shutdown earthquake, SSE)을 모사한 '모사지진하중(simulated seismic loading, SSL)'을 사용하여 배관계통 파괴실험을 수행하였다. 또한 그 동안의 배관 파괴실험이 비교적 긴 균열을 대상으로 한 것과는 달리 이 연구에서는 작은 균열길이를 갖는 표면균열 및 관통균열에 대한 배관계통 파괴실험을 수행하였다.

지진하중 및 균열길이가 배관내 균열거동에 미치는 영향은 여러 균열평가방법을 사용하여 조사되었으며, 이 연구에서는 한계하중방법(Net Section Collapse, NSC)방법⁽¹⁵⁾, 수정 SC.TNP방법⁽¹⁶⁾, R6 방법⁽¹⁷⁾, ASME Code 방법⁽²⁾, new Z-factor 방법^(18, 19), LBB.ENG⁽²⁰⁾ 등이 사용되었다.

한편 배관에 균열이 존재하는 경우와 존재하지 않는 경우에 대해 하중지지능력(load carrying capacity)이 얼마나 감소하는 지를 실험결과와 수치해석을 통해 비교, 평가하였다.

이 연구에서는 직관부에 균열이 존재하는 경우에 대한 연구를 수행하였으며, 엘보우와 같은 배관 곡관부(elbow)에 존재하는 균열거동에 관한 연구는 다음 논문에서 다루어 질 예정이다.

2. 배관계통 실험

2.1 배관계통 실험장치 및 실험변수

앞에서도 언급한 바와 같이 이 연구는 IPIRG-2 Program의 일부로 수행된 것이다. Fig. 1은 IPIRG-2 Program을 위해 미국 Battelle Memorial Institute에 설치된 배관계통 시험설비를 보여주는 그림이다. 이 설비는 제 1차 배관건전성국제공동연구(IPIRG-1 Program)에서 사용한 것을 개량하여 사용하였다.⁽¹¹⁾

배관계통은 평균외경 16인치와 평균두께 1인치를 갖는 배관과 엘보우로 구성되어 있으며, 총 배관계통 길이는 40m이다. 배관계통의 양단은 고정단(fixed end)으로 고정되었으며, 고정단 사이에 5개의 엘보우(elbow)와 4개의 직관부가 용접으로 설치되었다. 직관부는 ASTM A710 Grade A Class

3(Sch.100)이며, 엘보우는 WPHY 65(Sch.100 & 160)로 제작되었다. 엘보우-1과 엘보우-2 사이에 하중을 가하기 위한 유압장치가 설치되어 있으며, 엘보우-2와 엘보우-3 사이에는 밸브를 모사한 1950kg의 질량(mass)이 설치되었다. 원주방향 균열을 갖는 시험배관(Fig. 1에서 배관계통중 검게 칠해진 부분)은 엘보우-3과 엘보우-4 사이에 용접으로 설치되며, 본 실험에서는 4개의 시험배관이 제작되어 배관파괴실험이 수행되었다. 균열진전량은 전위강하법(potential drop method)으로 측정되었으며, 모멘트는 균열양단에 모멘트 게이지를 설치하여 측정하였다. Fig. 2는 균열이 있는 배관의 단면을 보여주는 그림이다. 여기서 R_o 는 외반경, R_i 는 내반경, a 는 균열깊이, 2θ 는 원주각으로 표시되는 균열길이, b 는 균열비형성부(uncracked ligament, $b=t-a$)이다. Fig. 2에는 (-)y축에서 중립면까지의 각도 β 가 표시되어 있으며, 3장에서 J평가지 사용을 위해 x축에서 중립면까지의 각도 ρ 도 함께 표시되어 있다. 원주방향 표면균열은 전기방전방법(Electric Discharge Machined, EDM)으로 제작되었다. 배관 내부는 가압경수형 원전(PWR)의 운전조건인 288°C의 온도와 15.5MPa의 압력을 가진 유체로 가압되었으며, 관통균열에 대한 실험 시에는 유체누설을 막기 위해 균열부위 안쪽에 스틸패드(steel pad)를 설치하였다.

배관계통에 작용되는 하중은 원전에 적용되는 안전정지지진(safe shutdown earthquake, SSE)을 IPIRG-2 Program 배관계통에 대해 특별히 모사한 모사지진하중(simulated seismic loading, SSL)을 사용하였다.⁽²¹⁾ SSL은 1g의 가속도를 갖는 안전정지지진이 배관계통에 걸리도록 모사되었으며, Fig. 3에는 SSL 하중 형태가 제시되어 있다. 지금까지의 배관연구에서는 주로 단순반복하중의 일종인 단일주파수사인하중(single frequency sinusoidal loading, SFSL)이 사용되었으며, 이 연구에서는 SFSL과의 비교를 위해 본 실험결과를 이전 실험결과와 비교하였다. Fig. 4는 단일주파수사인하중(SFSL)을 보여주는 그림이다.

배관계통 실험과는 별도로 정하중(quasi static loading, QSL)에서의 균열 거동을 평가하기 위한 2개의 4점굽힘 실험이 수행되었다. 4점굽힘 실험도 역시 직경 16인치 배관에 대해 288°C의 온도와 15.5MPa의 압력을 가진 유체로 가압된

PWR 운전조건에서 수행되었다. 이 연구에서는 다음 3가지 경우에 대해 모두 6개의 실험이 수행되었다.

- (1) Case 1 : 모사 지진하중 실험
- Exp.1-1 and 1-2
- (2) Case 2 : 작은 표면균열 실험
- Exp.2-1 and 2-2
- (3) Case 3 : 작은 관통균열 실험
- Exp.3-1 and 3-2

여기에서 Exp.1-1, 1-2, 2-1, 3-1은 배관계통 실험이며, Exp.2-2, 3-2는 4점굽힘실험이다. Table 1은 이 연구에서 수행된 6개의 파괴실험에 대한 실험표(test matrix)이다. 표에는 이전 배관 관련 연구에서 수행된 7개의 실험 데이터가 비교를 위해 함께 표시되어 있다.(Exp.1-1-a, 1-1-b, 1-2-a, 1-2-b, 2-1-a, 2-2-a, 3-1-a) 표의 Program항에 IPIRG-2로 표시된 것이 본 연구에서 수행된 실험이며, 나머지 IPIRG-1과 DPP(Degraded Piping Program)로 표시된 것은 이전 연구에서 수행된 실험을 나타낸다. 실험(Test Type)은 배관계통실험(System)과 4점굽힘실험(FPB)으로 나뉘며, 하중형상(Load Type)은 앞에서 언급된 SSL, SFSL, QSL 등 세 가지이고, 재질(Material Type)은 스테인레스강 모재(SS/BM), 스테인레스용접부(SS/WM), 탄소강 모재(CS/BM) 등 세 가지이다. 균열형상(Crack Type)은 긴 표면균열(SC), 작은 표면균열이 있으며, 또한 관통균열(TWC)이 있다. 각 실험에 사용된 배관의 외경(Do), 두께(t), 균열깊이(a/t), 균열길이(θ/π)가 표에 나타나 있다. 또한 표에는 각 재질의 비선형 인장물성치와 및 파괴물성치인 J-저항곡선도 함께 나타나 있다.

2.2 실험 목적

2.2.1 Case 1 : 모사 지진하중 실험(Exp.1-1 and 1-2)

Case 1의 목적은 지진하중이 직관내의 균열거동에 어떤 영향을 주는지를 평가하기 위한 것이다. 지금까지의 배관 파괴실험은 준정적 하중이나 변위제어하중과 같이 비교적 단순한 하중조건을 받는 경우에 대한 것이었다.^(10~12) 지진하중은 배관의 파단을 유발할 가능성이 가장 높은 하중

으로서, 이 연구에서는 원전 기기 설계에 사용되는 SSE 지진하중을 모사하여 배관에 작용시켰다.⁽²¹⁾

Case 1에는 TP304 스테인레스강 배관(Exp.1-1)과 A106 Grade B인 탄소강 배관(Exp.1-2)이 사용되었다.

2.2.2 Case 2 : 작은 표면균열 실험(Exp.2-1 and 2-2)

Case 2의 목적은 작은 표면균열이 존재하는 배관의 거동을 평가하기 위한 것이다. 지금까지의 대부분 연구는 상대적으로 큰 균열을 갖는 배관에 대한 것이었다. DPP와 IPIRG-1 Program에서는 원주의 50% 균열길이를 갖는 배관이 실험되었다. 이전 연구에서 큰 균열이 주로 실험되었던 이유는 균열에서 멀리 떨어진 곳에서의 큰 소성변형을 막기 위해서 이다. 큰 소성변형이 큰 배관에 유발될 경우, 균열성장이 거의 일어나지 않아 실험과 평가를 매우 어렵게 한다. 그러나 가동중 발견된 균열의 평가나 일부 파단전누설 평가를 위해서는 작은 균열에 대한 실험이 요구되며, 이 Case는 이런 목적으로 수행되었다.

Case 2에서는 SFSL 하중을 받는 배관계통실험(Exp.2-1)과 QSL 하중을 받는 사점굽힘실험(Exp.2-2)이 수행되었다.

2.2.3 Case 3 : 작은 관통균열 실험(Exp.3-1 and 3-2)

이 Case의 목적은 작은 관통균열을 갖는 배관의 건전성 평가를 위한 실험데이터를 얻는데 있다. 지금까지의 대부분 연구는 상대적으로 큰 관통균열을 갖는 배관에 대한 것이었다. DPP와 IPIRG-1 Program에서는 원주의 37% 관통균열길이를 갖는 배관이 실험되었다. 그러나 이 정도의 관통균열은 파단전누설 개념 평가에서 사용되는 것보다는 큰 균열이기 때문에 이 연구에서는 12% 정도의 작은 관통균열을 갖는 배관을 실험하였다.

Case 3에서는 모사지진하중을 받는 배관계통실험(Exp.3-1)과 준정적 하중을 받는 사점굽힘실험(Exp.3-2)이 수행되었다.

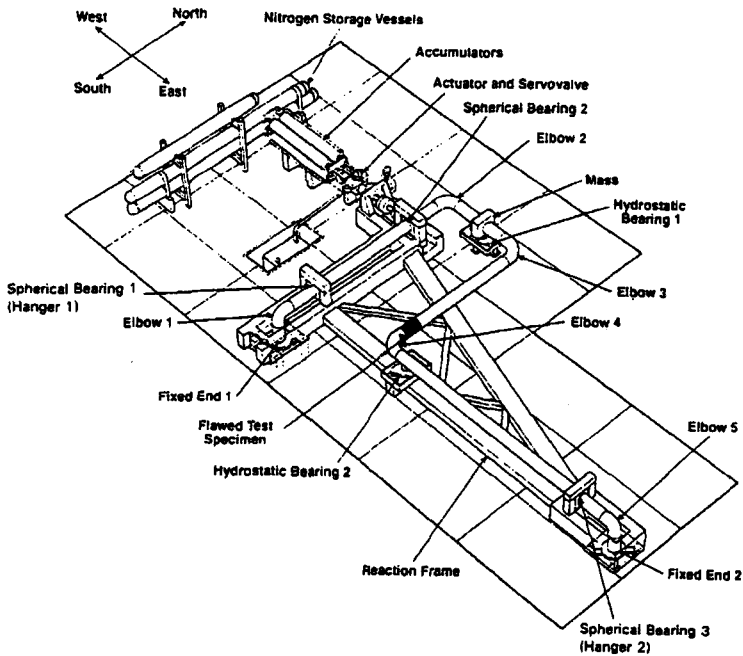


Fig. 1 Piping system test facility.

Table 1 Test Matrix for this study(IPIRG-2) including other test results(IPIRG-1[11] and DPPI[10])

CASE	Experiment Number	Program	Test Type	Loading Type	Material Type	Crack Type	Do (mm)	t (mm)	a/t (max)	θ/π (mean)	σ_v (MPa)	σ_u (MPa)	ϵ_o	α	n	J _{IC} (KJ/m ²)	C	m
CASE 1	1-1	IPIRG-2	system	SSL	SS/BM	SC	417	25.5	0.628	0.383	171	456	0.000936	5.34	4.17	854	452	0.769
	1-1-a	IPIRG-1	system	SFSL	SS/BM	SC	416	26.2	0.660	0.468	171	456	0.000936	5.34	4.17	854	452	0.769
	1-1-b	DPP	FPB	QSL	SS/BM	SC	414	28.3	0.660	0.475	295	743	0.00162	3.93	5.07	2277	1292	0.502
CASE 2	1-2	IPIRG-2	system	SSL	CS/BM	SC	405	24.8	0.719	0.412	241	618	0.00127	2.19	3.39	149	92.6	0.470
	1-2-a	IPIRG-1	system	SFSL	CS/BM	SC	404	25.7	0.727	0.525	241	618	0.00127	2.19	3.39	149	92.6	0.470
	1-2-b	DPP	FPB	QSL	CS/BM	SC	403	26.4	0.662	0.532	241	618	0.00127	2.19	3.39	149	92.6	0.470
CASE 3	2-1	IPIRG-2	system	SFSL	SS/MM	SC	415	25.8	0.495	0.228	171	456	0.000936	5.34	4.17	55	153	0.576
	2-1-a	IPIRG-1	system	SFSL	SS/MM	SC	416	25.7	0.627	0.440	171	456	0.000936	5.34	4.17	55	153	0.576
	2-2	IPIRG-2	FPB	QSL	SS/MM	SC	413	25.7	0.687	0.230	171	456	0.000936	5.34	4.17	55	153	0.576
CASE 3	2-2-a	IPIRG-1	FPB	QSL	SS/MM	SC	414	26.2	0.670	0.500	171	456	0.000936	5.34	4.17	55	153	0.576
	3-1	IPIRG-2	system	SSL	CS/BM	TWC	400	26.4	1	0.120	223	514	0.001154	2.37	4.03	74	120	0.698
	3-1-a	IPIRG-2	FPB	DL	CS/BM	TWC	169	11.2	1	0.249	259	588	0.00136	2.76	3.56	74	120	0.698
	3-2	IPIRG-2	FPB	QSL	CS/BM	TWC	399	26.2	1	0.120	223	514	0.001154	2.37	4.03	77.1	120	0.566

IPIRG-2(2nd International Piping Integrity Research Group Program), IPIRG-1(1st IPIRG Program), DPP(Degraded Piping Program)

System(Piping System Test), FPB(Four Point Bending Test)

SSL(Simulated Seismic Loading), SFSL(Single Frequency Sinusoidal Loading), QSL(Quasi-Static Loading), DL(Dynamic Loading)

SS(Stainless Steel), CS(Carbon Steel), BM(Base Metal), WM(Weld Metal), SC(Surface Crack), TWC(Through Wall Crack)

Do(Pipe Outside Diameter), t(Pipe Thickness), a(Crack Depth), θ (Crack Length), σ_y (Yield Stress), σ_u (Tensile Strength),

$\epsilon_o = \sigma_y/E$, E(Young's Modulus), α (Hardening Coefficient), n(Hardening Exponent), $J = J_{IC} + C(\Delta a)^m$

Test pressure is 15.5MPa except 1-1-b(no pressure) and 1-2-b(no pressure) and test temperature is 288°C except 1-1-b(22°C)

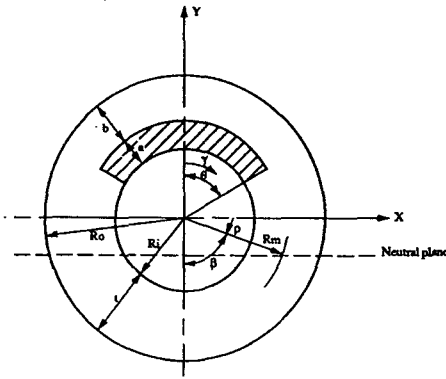


Fig. 2 Surface crack geometry.

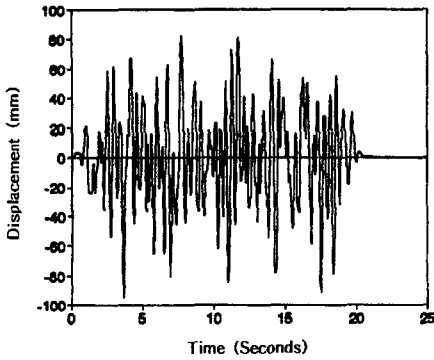


Fig. 3 Simulated seismic loading.

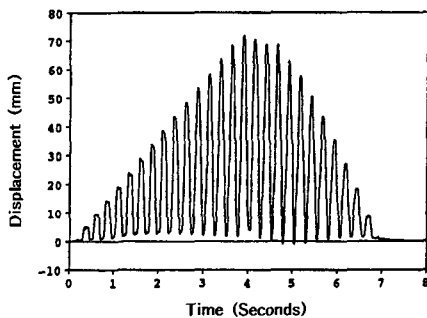


Fig. 4 Single frequency sinusoidal loading.

3. 파괴비 및 배관 균열해석 방법

3.1 파괴비

균열이 존재하는 배관의 거동을 평가(또는 예측)하는 것은 배관 설계에 있어 매우 중요하다.

그 이유는 배관이 실제 견딜 수 있는 하중을 실험에 의해 결정하는 것이 매우 어렵고 비용이 많이 들기 때문이다. 따라서 지난 10년간 균열이 존재하는 배관의 거동을 평가하는 여러 가지 배관 균열해석방법이 제안되었다.^(2, 15~20) 이들 균열해석방법들은 나름대로의 이론적 근거를 가지고 있으나, 그 방법의 타당성은 실제 배관 파괴실험을 통해서만 입증될 수 있다. 배관 균열평가방법의 타당성은 보통 배관이 최대로 지탱할 수 있는 하중을 비교함으로써 평가하고 있다. 배관이 최대로 지탱할 수 있는 하중의 실측치와 예측치와의 비, 즉 파괴비(Fracture Ratio, FR)를 비교의 척도(measure)로 삼고 있다. 파괴비가 1인 경우, 배관 균열해석방법은 실제 배관이 견딜 수 있는 하중을 정확히 예측한 것이 된다.

이 연구에서는 배관내 유체압력(p)에 의한 인장응력(σ_m)을 고려하여 다음과 같이 파괴비를 정의하였다.

$$FR = (\sigma_{b-exp} + \sigma_m) / (\sigma_{b-pred} + \sigma_m) \quad (1)$$

여기서 σ_{b-exp} 는 실험에서 측정되는 응력이고 σ_{b-pred} 는 배관 균열평가방법으로 예측된 응력이다. 이들 응력값은 직접 결정될 수도 있고, 또는 다음과 같이 모멘트를 결정하여 간접적으로 결정될 수도 있다.

$$\sigma_{b-exp} = M_{b-exp} R_m / I \quad (2)$$

$$\sigma_{b-pred} = M_{b-pred} R_m / I \quad (3)$$

여기서 M_{b-exp} 는 실험에서 측정된 모멘트, M_{b-pred} 는 배관 균열해석방법으로 예측한 모멘트이며, R_m 은 평균반경이다. I는 관성모멘트로서 배관에 대해서는 다음과 같이 구할 수 있다.

$$I = (\pi/4) \{ R_o^4 - R_i^4 \} \quad (4)$$

한편 σ_m 은 다음 식으로 주어지는 배관내 유체압력(p)에 의해 발생하는 인장응력이다.

$$\sigma_m = p R_i^2 / \{ R_o^2 - R_i^2 \} \quad (5)$$

식 (1)을 사용하여 파괴비를 결정할 때 필요한

M_{b-pred} 또는 σ_{b-pred} 는 다음절에서 기술되는 여러 가지 균열해석방법을 사용하여 구할 수 있다.

3.2 배관 균열해석 방법

서론에서 언급한 바와 같이 본 연구에서 사용한 방법은 첫째, 한계하중방법⁽¹⁵⁾과 수정 SC.TNP 방법⁽¹⁶⁾, R6 방법⁽¹⁷⁾, ASME Code 방법⁽²⁾, 그리고 new Z-factor방법^(18,19), LBB.ENG 방법⁽²⁰⁾ 등이다. 이들 방법들은 현재 배관 균열해석방법으로 널리 사용되는 것으로 각 방법과 이들 방법을 사용하여 M_{b-pred} 또는 σ_{b-pred} 를 결정하는 과정은 다음과 같다.

3.2.1 한계하중방법

한계하중방법(Limit Load Method)은 배관 단면 중 균열이 없는 부분에 소성이 작용된다고 가정하여 균열안정성을 평가하는 방법이다. 배관내 원주방향 표면균열에 대한 모멘트 M_b 는 다음과 같이 결정된다.⁽¹⁵⁾

(가) $\theta + \beta \leq \pi$ 인 경우

$$M_b = 2\sigma_f R_m^2 t (2 \sin \beta - (a/t) \sin \theta) \quad (6)$$

$$\beta = \{ \pi - (a/t)\theta - \pi(\sigma_m/\sigma_f) \} \quad (7)$$

(나) $\theta + \beta > \pi$ 인 경우

$$M_b = 2\sigma_f R_m^2 t (2 - a/t) \sin \theta \quad (8)$$

$$\beta = \pi (1 - (a/t) - \sigma_m/\sigma_f) / (2 - a/t) \quad (9)$$

Fig. 2에 나타난 바와 같이 a 는 균열깊이, 2θ 는 원주각으로 표시되는 균열길이, b 는 균열비형성 부이며, 각도 β 는 (-)y축에서 중립면까지의 각도이다. 또한 σ_f 는 항복응력(σ_y)과 인장강도(σ_u)의 평균값으로 정의되는 유동응력(flow stress)이며, σ_m 은 식 (5)에 주어져 있다. 식 (6)이나 식 (8)에서 결정된 M_b 가 한계하중방법으로 구한 M_{b-pred} 이다.

3.2.2 수정 SC.TNP 방법

수정 SC.TNP(Modified Surface Crack for Thin Pipe) 방법은 다음과 같이 탄소성 해석방법인 GE/EPRI방법에 근거하여 배관 균열을 해석하는 방법이다.⁽¹⁶⁾ GE/EPRI 방법에서는 J적분(J Integral)을 다음과 같이 표현한다.

$$J = \alpha \cdot \epsilon_0 \cdot \sigma_0 \cdot (1 - a/t) \cdot \alpha \cdot h_1 \cdot [(\sqrt{3}/2)(t/b)(\sigma/\sigma_0)]^{n+1} \quad (10)$$

이 식은 다음과 같은 응력-변형도 관계식을 사용한 것이다.

$$(\epsilon/\epsilon_0) = \alpha(\sigma/\sigma_0)^n \quad (11)$$

여기서 ϵ_0 는 기준변형도이고, σ_0 은 기준응력으로 이 연구에서는 항복응력(σ_y)을 기준응력으로 사용하였다. α 와 n 은 각각 경화계수와 경화지수이다. 배관에 모멘트 M 이 가해질 때 식 (10)의 σ 는 다음과 같이 표현될 수 있다.⁽¹⁶⁾

$$\sigma = [M_b / (4 \cdot R_m^2 \cdot t \cdot H_n)] [(\sin \rho + \cos \gamma) / \{1 + (\alpha \cdot h_3 / 2L)(\sqrt{3}t/2b)^n\}]^{1/n} \quad (12)$$

식 (12)에서 h_1 , h_3 , H_n 은 GE/EPRI 상수이며, ρ 는 x축에서 중립면까지의 각도, γ 는 y축에서 J를 평가하려는 곳까지의 각도이다. ρ 와 γ 는 Fig. 2에 표시되어 있다. 식 (12)의 L 은 특성길이를 나타내는 것으로 다음과 같이 정의된다.

$$L = t \cdot (n+1)/n \quad (13)$$

식 (10)과 (12)는 J적분과 모멘트 M_b 의 관계를 나타내 주는 관계식으로 이 식들과 실제 재료의 J-R 곡선(J- Δa curve, 여기서 Δa 는 균열진전량임.)을 사용하여 균열진전에 따른 모멘트 M_b 를 결정할 수 있으며, 여기서 결정된 최대 모멘트가 수정 SC.TNP 방법으로 구한 M_{b-pred} 이다.

3.2.3 ASME Code 방법 및 수정 Z-Factor 방법

ASME Code Sec.XI에는 다음과 같은 배관 균열 해석방법이 제시되어 있다.⁽²⁾ 배관에 작용되는 허용응력(S_a)은 다음과 같이 정의된다.

$$S_a = \sigma_b / Z - \sigma_m [1 - 1/Z] \quad (14)$$

여기서 S_a 는 ASME Code에 주어지는 배관재질에 따른 물성치로서 허용응력의 최대값이다. 식 (14)의 Z 는 각 재질에 대하여 배관 외경(OD)의

함수로 주어지는 하중보정계수이다. (ASME Code 에서 주어진 Z-factor를 Z_{asme} 로 표기함)

Ferritic Base Metal

$$Z_{asme-1} = 1.20 [1 + 0.021 \cdot A \cdot (OD-4)] \quad (15)$$

Ferritic SAW Weld Metal

$$Z_{asme-2} = 1.35 [1 + 0.0184 \cdot A \cdot (OD-4)] \quad (16)$$

Austenitic Base Metal

$$Z_{asme-3} = 1.0 \quad (17)$$

Austenitic SAW Weld Metal

$$Z_{asme-4} = 1.30 [1 + 0.010 \cdot (OD-4)] \quad (18)$$

식 (15)~(18)의 Z-factor와 식 (14)를 사용하여 결정된 σ_b 가 ASME Code 방법으로 구한 σ_{b-pred} 이다.

한편 SC.TNP 방법에 근거하여 새로운 Z-factor가 최근 다음과 같이 개발되었다.^(18,19) (새로운 방법으로 구한 Z-factor를 Z_{new} 로 표기함)

Ferritic Base Metal

$$Z_{new-1} = 1.2[0.744 + 0.0152 \cdot A_{new-1} \cdot (OD-4) - 0.0002 \cdot A_{new-1} \cdot (OD-4)^2] \quad (19)$$

Ferritic SAW Weld Metal

$$Z_{new-2} = 1.35[0.742 + 0.0134 \cdot A_{new-2} \cdot (OD-4) - 0.000176 \cdot A_{new-2} \cdot (OD-4)^2] \quad (20)$$

Austenitic Base Metal

$$Z_{new-3} = 1.00[0.729 + 0.0217 \cdot A_{new-3} \cdot (OD-4) - 0.000286 \cdot A_{new-3} \cdot (OD-4)^2] \quad (21)$$

Austenitic SAW Weld Metal

$$Z_{new-4} = 1.30[1.048 + 0.0203 \cdot A_{new-4} \cdot (OD-4) - 0.000267 \cdot A_{new-4} \cdot (OD-4)^2] \quad (22)$$

식 (19)~(22)의 새로운 Z-Factor와 식 (14)를 사용

하여 결정된 σ_b 가 새로운 Z-Factor 방법으로 구한 σ_{b-pred} 이다. 한편 식 (15)~(22)에 나타나 있는 A 및 Anew 값은 각각 참고문헌(2)와 (15,16)에 주어져 있는 배관 형상에 따른 상수들이다.

3.2.4 R6 방법

R6 방법은 배관내 균열의 탄성파괴거동과 소성 파괴거동을 동시에 고려할 수 있도록 개발된 방법으로 파손평가곡선(Failure Assessment Curve : FAC)을 사용한다. FAC는 다음 식과 같은 응력강도계수(K_r)와 응력계수(S_r)간의 관계로 표시된다.⁽¹⁷⁾

$$K_r = S_r \left[\frac{8}{\pi} \ln \left(\sec \left(\frac{\pi}{2} \cdot S_r \right) \right) \right]^{-\frac{1}{2}} \quad (23)$$

여기서 K_r 과 S_r 은 다음과 같이 정의되는 변수이다.

$$K_r = (J_e/J)^{1/2} \quad (24)$$

$$S_r = M_b/M_L \quad (25)$$

여기서 J_e 는 J 적분의 탄성값이며, M_L 은 식 (6) 또는 (8)의 한계하중방법으로 구한 한계모멘트이다. 식 (23)~(25)와 J-R 곡선(J- Δa curve)에서 M_b 를 결정할 수 있으며, 이 값이 R6 방법으로 구한 M_{b-pred} 이다.

3.2.5 LBB.ENG 방법

LBB.ENG 방법은 J 적분을 이용하는 방법으로, J적분은 다음 식으로 주어지는 탄성성분(J_e)과 소성성분(J_p)의 합으로 표시된다.⁽²⁰⁾

$$J_e = K^2/E \quad (26)$$

$$J_p = \{a/(E\sigma_o^{n+1})\} \{ \pi R_m / (2[n+1]) \} \cdot H_B(n, \theta) L_B(n, \theta) I_B(\theta) \cdot \{M/\pi R_m^2\}^{n+1} \quad (27)$$

여기서 $H_B(n, \theta)$ 와 $L_B(n, \theta)$ 는 물성치와 균열길이에 대한 계수이다. 식 (26)과 (27) 그리고 J-R 곡선(J- Δa curve)에서 균열진전에 따른 식 (27)의 M을 결정할 수 있으며, 여기서 결정된 최대 모멘

트가 LBB.ENG 방법으로 구한 M_{b-prod} 이다.

4. 실험 결과 및 토론

4.1 실험 결과

Fig. 5는 Exp.1-1에 대해 실험시간에 대한 내부 유체압력의 변화를 나타낸 그림이다. 초기 유체압력은 15.5MPa (2250psi)이었으며, 그림에서 나타난 것과 같이 표면균열이 진전하여 외벽을 관통한 순간부터 유체압력은 감소하기 시작하고 있다. 이때의 시간은 실험시작후 14초이다. 이로부터 약 3.3초 후에는 유체압력이 포화압력인 7.24MPa까지 떨어지고 있다.

Fig. 6은 Exp.1-1에 대해 균열위치에서의 모멘트를 나타낸 그림이다. Exp.1-1의 경우, 표면균열이 관통할 때의 모멘트는 509 kN-m이며, 실험시 배관계통에 작용된 최대 모멘트는 598 kN-m이었다. 최대 모멘트는 실험후 5.03초 후에 나타났다

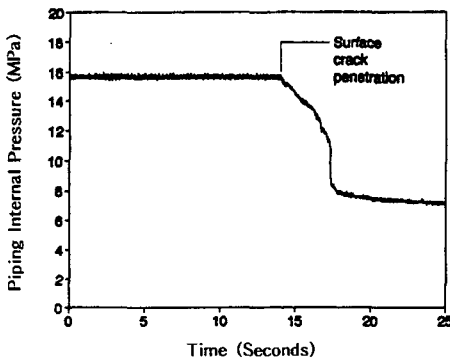


Fig. 5 Piping internal pressure vs. test time.

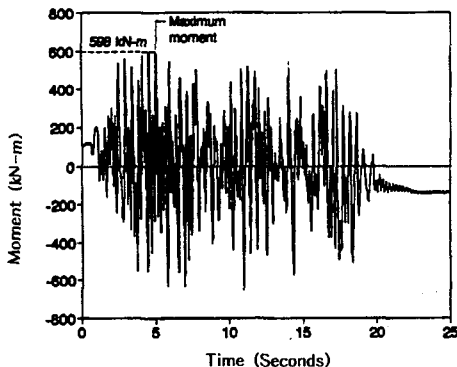


Fig. 6 Moment vs. test time at crack location.

Case 1

Case 1의 목적은 모사지진하중을 받는 배관계통의 파괴거동을 조사하는 데 있었다. 이를 위해 SSL 하중에 대한 실험(Exp.1-1, 1-2)을 SFSL 하중에서 기수행된 시험(Exp.1-1-a, 1-2-a)과 QSL 하중에서 기수행된 시험(Exp.1-1-b, 1-2-b)의 결과와 비교하였다. Table 2와 Fig. 7 및 Fig. 8에는 Case 1에 대한 실험 및 평가 결과가 나타나 있다. 그림에 나타난 바와 같이 하중형태의 관점에서는 SSL이 작용될 경우의 파괴비가 다른 하중형태, 즉 QSL이나 SFSL이 작용될 경우에 비해 스테인레스강 배관과 탄소강 배관 모두에 대해 대체로 크게 나타났다. 이 결과는 지진하중이 가해질 경우, 정적하중이나 단순반복하중이 작용될 경우보다 해석결과의 안전여유도가 더 커짐을 의미한다. 또한 Table 2에 나타난 바와 같이 하중형태와 배관재질에 대해 NSC방법은 평균 12.5%, 수정 SC.TNP방법은 6.5%, new Z-factor방법은 6.0%의 오차만을 가지고 있으나, R6방법의 경우는 48.5%, ASME방법의 경우는 58%의 오차를 보이고 있다.(여기서 오차는 실험치와 예측치간의 차이를 의미함.) 즉, 여러 균열 해석방법들 중에서 NSC방법, 수정 SC.TNP방법, new Z-factor방법은 하중형태나 배관재질에 상관없이 배관내 균열거동을 잘 예측하고 있음을 보여준다. 그러나 R6방법과 ASME방법의 경우는 과도하게 큰 보수적인 결과를 주고 있다.

Case 2

Case 2의 목적은 긴 표면균열과 작은 표면균열 사이의 균열거동 차이를 비교, 평가하는데 있다. 본 연구에서는 25% 정도의 작은 표면균열을 갖는 2개의 실험(Exp.2-1, 2-2)이 수행되었으며, 그 결과를 50% 정도의 긴 표면균열을 갖는 배관에 대한 다른 실험결과(Exp.2-1-a 및 Exp.2-2-a)와 비교하였다.

Table 3과 Fig. 9 및 Fig. 10에는 Case 2에 대한 실험 및 평가 결과가 제시되어 있다. Fig. 9는 SFSL 하중조건에서의 균열길이 변화에 대한 파괴비의 비교이며, Fig. 10은 QSL 하중조건에서의 비교이다. 그림에서 나타난 바와 같이 SFSL 하중의 경우는 작은 표면균열이 긴 표면균열보다 16% 정도 파괴비가 적으나, QSL의 경우는 반대

로 작은 표면균열이 긴 표면균열보다 8% 정도 파괴비가 크다. 평균적으로 12% 정도의 차이가 있으나, 이 정도의 차이는 균열길이와 관련하여 어떤 경향을 나타내 줄 정도로 큰 것은 아닌 것으로 평가된다. 또한 SFSL 하중조건과 QSL 하중조건을 비교할 경우에도 그 차이는 12% 정도로서 하중조건에 따라도 크지 않았다.

한편 균열 해석방법들 중에서는 NSC방법이 균열거동을 정확하게 평가하였으며, 나머지 방법은 보수적인 결과를 보여주었다.

Case 3

Case 3의 목적은 긴 관통균열과 작은 관통균열 사이의 균열거동의 차이를 비교하는데 있다. 본 연구에서는 12% 정도의 작은 관통균열을 갖는 두개의 실험(Exp.3-1,3-2)이 수행되었으며, 그 실험결과를 25% 정도의 비교적 긴 관통균열을 갖는 배관에 대한 다른 실험결과(Exp.3-1-a)와 비교하였다.

Table 4와 Fig. 11에는 Case 3에 대한 실험 및 평가 결과가 제시되어 있다. 그림에 나타난 바와 같이 큰 관통균열과 작은 관통균열사이의 파괴비는 큰 차이가 없음을 보여준다. 또한 관통균열의 경우에도 NSC 방법이 균열거동을 잘 예측하고 있음을 보여준다.

이상과 같은 세 가지 Case에 대한 실험결과를 종합하면 첫째, 지진하중이 가해질 경우, 정적하중이나 단순반복하중이 작용될 경우보다 해석결과와 안전여유도가 더 커지며, 둘째, 여러 균열해석방법들 중에서 NSC방법, 수정 SC.TNP방법, new Z-factor방법 등이 하중형태나 배관재질에 상관없이 배관내 균열거동을 잘 예측함을 보여주었고, 셋째, 큰 균열과 작은 균열사이의 파괴거동은 큰 차이가 없었다. 그러나 대규모 배관파괴실험상의 어려움과 비용문제로 인해 많은 수의 배관이 실험되지 못하였으며 따라서 배관거동의 정확한 해석을 위한 추가적인 연구가 요구된다.

4.2 배관 하중지지능력의 평가

현재 배관해석은 ASME Code Sec. III를 따라 수행되고 있으나, 이 Code에 따른 배관설계에서는 배관에 균열을 가정하고 있지 않다. 그러나 균열이 배관내에 존재할 경우 배관의 하중지지능력은 급격히 감소할 것으로 예상되며, 여기서는

이러한 하중지지능력의 감소에 대한 정량적 평가를 수행하였다. 이 연구에서는 균열이 없는 배관에 대한 실험이 수행되지 않았기 때문에 다른 연구결과를 이용하여 배관내 균열이 있는 경우와 없는 경우의 하중지지능력을 간접적으로 비교하고자 한다.

먼저 균열이 있는 경우, 이 연구에서 결정된 실험과 해석사이의 차이는 다음과 같다.

$$E(\text{crack})/A(\text{crack}) = 0.70 \sim 2.18 \quad (28)$$

여기서 $E(\text{crack})$ 는 '균열이 있는 배관에 대한 실험 데이터'이며 $A(\text{crack})$ 는 '균열이 있는 배관에 대한 해석데이터'이다. 0.7과 2.18은 Table 2, 3, 4에 주어진 파괴비 중에서 최소값과 최대값을 선정한 것이다.

한편 EPRI의 실험결과에 따르면 균열이 없는 배관에서의 실험치와 해석치의 차이는 다음과 같다.^(22,23)

$$E(\text{no crack})/A(\text{no crack}) = 10 \sim 30 \quad (29)$$

여기서 $E(\text{no crack})$ 는 '균열이 없는 배관에 대한 실험데이터'이며 $A(\text{no crack})$ 는 '균열이 없는 배관에 대한 해석데이터'이다.

이 연구에서는 균열이 없는 배관에 대한 실험은 수행되지 않았기 때문에 균열 유무에 따른 배관 하중지지능력의 차이를 직접 비교할 수 없었다. 따라서 이 연구에서는 균열이 없는 배관에 대한 수치해석을 통해 '균열이 없는 배관에 대한 해석데이터($A(\text{no crack})$)'를 구하였으며, 이를 이용하여 균열 유무에 따른 배관의 하중지지능력 감소에 대한 실험치를 간접적으로 비교하였다.

4.2.1 수치해석 모델링

배관계통에 대한 수치해석은 상용 컴퓨터코드인 ANSYS Code를 사용하여 수행하였으며, 배관계통 실험 중 계통실험인 Exp. 1-1, 1-2, 2-1, 3-1의 네 가지를 해석하였다.⁽²⁴⁾ 앞에서 언급한 바와 같이 수치해석은 배관에 균열이 없다고 가정하였으며 나머지 데이터는 계통실험 데이터와 동일하였다.

ANSYS Code의 16, 18, 40, 21, 8번 Pipe stiffness element들을 사용하였으며, 전체 배관계

통은 모두 63개의 node와 53개의 element로 구성되었다.

배관계통 해석시 요구되는 감쇠(damping) 상수를 결정하기 위해서 모드해석을 수행하였다. 모드해석은 ANSYS의 KAN,2를 사용하여 수행하였으며, 각 mode에 대한 고유진동수는 1차인 경우 4.574, 2차인 경우 13.419, 3차인 경우 15.076, 그리고 4차인 경우 19.041이었다. 이 중 1차와 4차 모드에 대한 고유진동수를 사용하여 ASME Code Sec.III 부록에 주어진 식을 따라 감쇠상수 α 와 β 를 계산하였다.⁽¹⁾ 계산결과 α 값은 0.2317, β 값은 6.7396E-5이었다. 이 감쇠상수값을 사용하여 배관계통 해석을 수행하였다.

배관계통에 가해지는 하중은 유압기위치에서 변위로 가해진다. Exp.1-1의 경우 하중함수는 Fig. 3에 주어진 SSL이다. 수치해석은 하중함수가 관성효과를 고려하여 작용된 경우와 하중함수가 정적으로 가해지는 경우 두 가지가 수행되었다. 정적 하중조건에 대한 해석을 수행한 이유는 지진 하중 해석시 지진앵커변위(Seismic Anchor Motion, SAM)의 효과를 고려해 주기 위해서 이다. 보통 원전 배관 지진해석시에는 SAM에 의한 응력이 고려되지 않은 Response spectrum을 사용하기 때문에 이 효과가 지지하중에 포함되어 있지 않다.

4.2.2. 하중지지능력의 비교

Fig. 12는 네 가지 시험에 대한 수치해석 결과 중에서 대표적으로 균열을 가정하지 않은 Exp.1-1에 대해 수치해석으로 결정된 모멘트를 보여주는 그림이다. Fig. 6에 제시된 실제 균열이

존재하는 배관실험의 균열위치에서의 모멘트 거동과는 다른 거동을 보여주고 있다. 특히 20초 이후의 거동이 큰 차이가 있으며, 이는 실제 실험에서는 균열이 진전하여 모멘트가 급격히 감소하기 때문이다.

Table 5는 4가지 실험에 대한 수치해석 결과가 제시되어 있다. $M(crack)$ 은 균열이 존재하는 배관 실험에서 측정된 최대 모멘트이며, $M(no. crack)$ 은 균열이 없는 배관에 대해 수치해석으로 계산된 균열진전 시작시의 모멘트이다. 수치해석에서는 균열을 가정하지 않았기 때문에 균열진전 시작시의 모멘트를 결정하기 위해 배관실험에서 측정된 균열진전 시작시의 시간에 해당되는 값을 수치해석 결과에서 결정하였다. $M(SAM)$ 은 균열이 없는 배관에 대해 수치해석으로 계산된 SAM에 의한 모멘트이다. 표에는 각 모멘트에 해당하는 최대 굽힘응력이 함께 계산되어 있다.

균열이 있는 배관에 대한 실험데이터와 균열이 없는 배관의 해석데이터의 비, 즉, $E(crack)/A(no crack)$ 는 다음과 같이 정의하였다.

$$E(crack)/A(nocrack) = \sigma(crack) / [\sigma(nocrack) - \sigma(SAM)] \quad (30)$$

여기서 $\sigma(crack)$ 는 균열이 있는 배관실험에서 측정된 최대 굽힘응력이며, $\sigma(no crack)$ 는 균열이 없는 경우의 최대 굽힘응력, $\sigma(SAM)$ 은 SAM에 의한 응력이다. Table 5에서 보이는 바와 같이 $E(crack)/A(no crack)$ 의 비는 0.65에서 1.37의 값을 보여주고 있다.

Table 2 Comparison of fracture ratio for Case 1.

Exp. No	Material Type	Loading Type	Measured Max. Moment (kN-m)	Fracture Ratio (FR)				
				NSC	mod. SC.TNP	R6	ASME	new Z-factor
1-1	SS/BM	SSL	598	1.16	1.17	1.68	1.15	1.18
1-1-a	SS/BM	SFSL	426	0.96	0.95	1.44	0.98	0.97
1-1-b	SS/BM	QSL	1260	1.15	1.00	1.38	1.53	1.00
1-2	CS/BM	SSL	476	0.92	0.98	1.63	2.18	1.01
1-2-a	CS/BM	SFSL	341	0.70	0.75	1.27	1.69	0.77
1-2-b	CS/BM	QSL	748	0.90	1.01	1.50	1.94	1.01

Table 3 Comparison of fracture ratio for Case 2.

Exp. No	Loading Type	θ / π	Measured Max. Moment (kN-m)	Fracture Ratio (FR)				
				NSC	mod. SC.TNP	R6	ASME	new Z-factor
2-1	SFSL	0.228	776	0.96	1.33	1.58	1.45	1.35
2-1-a	SFSL	0.440	488	1.03	1.47	1.91	1.60	1.47
2-2	QSL	0.230	697	1.04	1.46	1.86	1.59	1.47
2-2-a	QSL	0.500	502	0.98	1.40	1.74	1.50	1.41

Table 4 Comparison of fracture ratio for Case 3.

Exp. No	Loading Type	θ / π	Measured Max. Moment (kN-m)	Fracture Ratio (FR)		
				NSC	LBB.ENG	R6
3-1	SSL	0.120	852	0.85	1.06	1.28
3-1-a	Dynamic	0.249	54.3	0.84	1.37	1.48
3-2	QSL	0.120	1038	1.03	1.27	1.53

Table 5 Moment, Bending Stress, and E(crack)/A(no crack) for 4 piping Experiments.

Exp. #		1-1	1-2	2-1	3-1
Moment (kN-m)	M(crack)	598	476	776	852
	M(no crack)	530	720	749	573
	M(SAM)	296	256	434	357
Bending Stress (MPa)	σ (crack)	214	170	278	305
	σ (no crack)	336	318	322	480
	σ (SAM)	68	54	118	90
E(crack)/A(no crack)		0.80	0.65	1.37	0.78

이 결과와 식 (29)에 주어진 결과를 이용하면 $E(\text{no crack})/E(\text{crack})$ 의 값은 7에서 46사이가 된다. 이 결과는 균열이 존재할 경우, 균열이 없는 경우와 비교하여 배관의 하중지지능력이 7배에서 46배까지 급격히 감소하는 것을 보여주는 것이다. 이는 배관내 균열이 배관의 하중지지능력에 매우 큰 영향을 미치는 것을 보여주는 것으로 균열의 발생 및 성장을 방지하기 위한 사전 품질보증 및 가동중검사의 중요성을 나타내 준다.

5. 결론

이 연구에서는 지진하중과 균열길이가 원자력 발전소 배관내의 원주방향균열의 파괴거동에 미치는 영향에 대해 직경 16인치의 배관으로 구성된 대규모 배관계통에 대한 파괴실험을 통해 조사되었다. 또한 균열 유무에 따른 배관의 하중

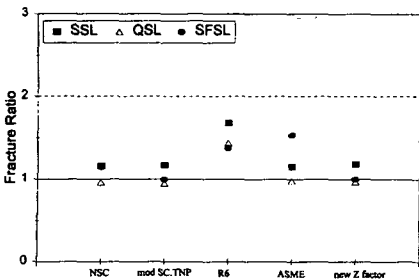


Fig. 7 Effect of loading type on fracture ratio for stainless steel piping.

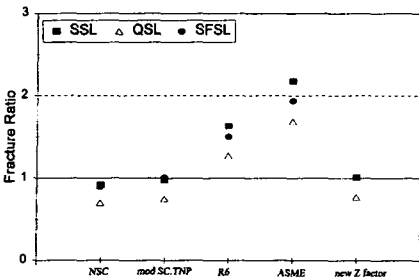


Fig. 8 Effect of loading type on fracture ratio for carbon steel piping.

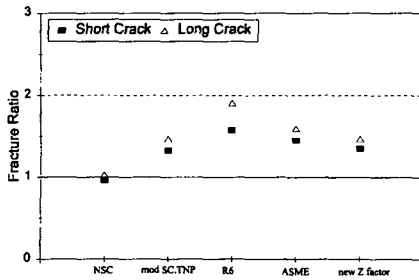


Fig. 9 Effect of crack length on fracture ratio in surface crack under single frequency sinusoidal loading.

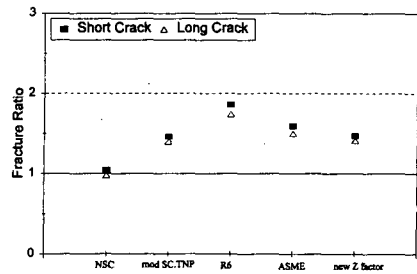


Fig. 10 Effect of crack length on fracture ratio in surface crack under quasi static loading.

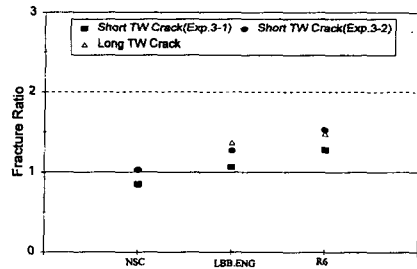


Fig. 11 Effect of crack length on fracture ratio in through wall crack.

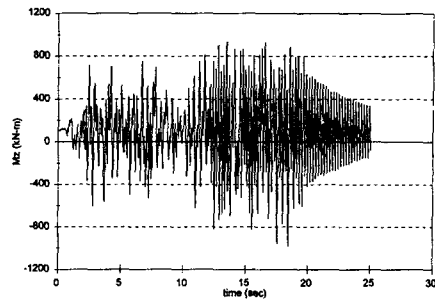


Fig. 12 Calculated moment at crack location for Exp.1-1(No crack is assumed in numerical modeling).

지지능력에 대한 평가가 수치적인 방법을 통해 조사되었으며 그 결과는 다음과 같다.

(1) 균열이 있는 배관계통에 지진하중이 가해질 경우, 정적하중이나 단순반복하중이 작용될 경우보다 해석결과의 안전여유도가 더 커지는 경향을 보여주었다.

(2) 배관내 표면균열거동은 NSC 방법, 수정 SC.TNP 방법, new Z-factor 방법으로 하중형태나 배관재질에 상관없이 잘 예측되었다. 관통균열의 경우에는 NSC 방법이 배관내 균열거동을 잘 예측하였다.

(3) 표면균열과 관통균열 모두 큰 균열과 작은 균열사이의 파괴거동에 큰 차이가 없었다.

(4) 균열이 존재할 경우, 균열이 없는 경우와 비교하여 배관의 하중지지능력이 7배에서 46배까지 급격히 감소하였다.

참고문헌

- (1) ASME, 1996, Class 1 Components, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III.
- (2) ASME, 1996, Rule for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI.
- (3) ANSI/ANS, 1996, Power Pipings, American National Standard, B31.1.
- (4) Frank. L., et al., 1980, Pipe Cracking Experience in Light Water Reactors, USNRC, NUREG-0679.
- (5) USNRC, 1980, Erosion/Corrosion-Induced Pipe Wall Thinning in U. S. Nuclear Power Plants, USNRC, NUREG-1344.
- (6) Serkiz A.W., 1983, Evaluation of Water Hammer Occurrence in Nuclear Power Plant, USNRC, NUREG-0927.
- (7) USNRC, 1988, "Pressurizer Surge Line Thermal Stratification," USNRC, Bulletin 88-11.
- (8) USNRC, 1997, "Rupture in Extraction Steam Piping as a Result of Flow Accelerated Corrosion," USNRC, Information Notice 97-84.
- (9) USNRC, 1984, Evaluation of Potential for Pipe Breaks, USNRC, NUREG-1061, Vol.3.
- (10) Wilkowski, G.M., et al., 1989, Degraded Piping Program- Phase II, USNRC, NUREG/CR-4082.
- (11) Wilkowski, G.M., et al., 1993, International Piping Integrity Research Group(Phase 1)- Final Report, USNRC, NUREG/CR-6233, Vol.4.
- (12) Choi, Y.H., et al., 1995, Fracture Behavior of Short Circumferentially Surface-Cracked Pipe, USNRC, NUREG/CR-6298
- (13) 10 CFR Part 50 Appendix A General Design Criteria 4, 1992
- (14) USNRC, 1987, "Leak Before Break Evaluation Procedure," USNRC, Standard Review Plan 3.6.3(draft).
- (15) Norris, D.M., et al., 1986, Evaluation of flaws in austenitic steel piping, Electric Power Research Institute(EPRI), NP-4690.
- (16) 최영환 등, 1996, "Modification of the ASME Code Z-Factor for Circumferential Surface Crack in Nuclear Ferritic Pipings," Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 28, No. 2, pp.185-196.
- (17) Milne, et al., 1986, R6 Method, CEGB, CEGB Report R/H/R6-Rev 3.
- (18) Choi, Y. H. et al., 1997, "Development of new Z-Factors for the Evaluation of the Circumferential Surface Crack in Nuclear Pipes," Nuclear Engineering and Design, Vol. 174, pp.3-15.
- (19) 최영환 등, 1996, "페라이트 강 배관내의 원주방향 표면균열 평가를 위한 새로운 Z-Factor의 개발," 대한기계학회논문집(A), Vol. 20, No. 5, pp. 1798-1809.
- (20) Brust, F.W., 1987, Approximate Methods for Fracture Analyses of Through-Wall Cracked Pipes, USNRC, NUREG/CR-4853.
- (21) Wilkowski, G. M., et al., 1996, Design of the IPIRG-2 Simulated Seismic Forcing Function, USNRC, NUREG/CR-6439.
- (22) EPRI, 1994, Piping and Fitting Dynamic Reliability Program, Electric Power Research Institute, EPRI Report TR-102792, Vol. 1-5.
- (23) Jaquay, K., 1998, Seismic Analysis of Piping, USNRC NUREG/CR-5361.
- (24) ANSYS, 1996, ANSYS User manual, ANSYS Inc. Ver.5.3.