

배관건전성 국제공동연구 프로그램

이정배 · 고석웅

The International Piping Integrity Research Group Program

Jeong-Bae Lee · Sugoong Koh



- 이정배 (한국원자력안전기술원 원자로 계통실)
- 1952년생.
- 피로·파괴를 전공하였으며, 원자력 발전소 압력경계의 피로균열진전 및 균열안정성에 관심을 가지고 있다.



- 고석웅 (한국원자력안전기술원 원자로 계통실)
- 1955년생.
- 응력해석을 전공하였으며, 고체역학 및 파괴역학 분야에 관심을 가지고 있다.

1. 머리말

원자력발전소의 가동년수가 증가함에 따라 배관에서 균열이 자주 발견되고 있고, 최근들어서는 배관설계시 파단전누설(LBB; leak before break) 개념의 적용이 허용됨에 따라 신규 원전에서는 모든 고에너지 배관에 LBB개념의 적용이 허용됨에 따라 신규 원전에서는 모든 고에너지 배관에 LBB 개념의 적용이 시도되고 있는 추세임을 고려해 볼 때 균열의 파괴거동에 대한 정확한 공학적 판단근거의 마련이 필요하다. 특히 LBB 개념을 적용하기 위해서는 배관의 대형파단 실험이나 재료물성치에 대한 데이터베이스의 구축 등 배관균열의 파괴거동에 대한 이론적·실험적 근거 마련을 위한 연구가 요구되며 이러한 연구에는 많은 시간, 인력 및 비용이 소요된다. 원자력발전소 배관 균열의 파괴거동에 관한 연구는 여러 나라에서 다양하게 수행되어 왔으나, 연구비용의 제한성 때문에 소규모의 연구가 대부분이었으며 연구내용도 서로 비슷하여 유사한 결과와 관심

사를 제시하는 정도였다.

미국원자력규제위원회(USNRC)는 연구의 중복성과 연구비의 한계성을 극복하면서 각 나라가 보유한 배관해석기술을 집대성하기 위하여 배관건전성 국제공동연구 프로그램(The International Piping Integrity Research Group Program, 즉, IPIRG 프로그램)을 추진하게 되었다. 이 IPIRG 프로그램은 1986년에 착수되어 1991년까지 5년 동안 1단계 연구(이하 IPIRG-1)가 완료되었으며, IPIRG-1의 결과로 도출된 문제에 대한 후속 연구의 필요성이 회원국 들간에 상호인식됨에 따라 2단계 연구(이하 IPIRG-2)가 지난해 8월에 시작되어 최소한 3년 이상 5년 미만의 기간 동안 수행될 예정이다. 우리나라는 IPIRG-2부터 참여하게 되어 한국원자력안전기술원이 공동연구를 수행하고 있다.^(1,2)

이 글에서는 원자력안전기술원이 참여하고 있는 IPIRG-2 프로그램에 대하여 2~3회 정도로 나누어 소개하고자 하는데, 이 글에서는 IPIRG-2 프로그램에 관한 배경과 과제의 구성 및 공동연구방법을 간략하게 소개하고, IPIRG-1에서의 연구결과에 대하여 부하형태

별 균열파괴거동 실험을 중심으로 기술한다.

2. 배경

원자력발전소 배관의 건전성을 확보하는 것은 원자력발전의 경제성뿐만 아니라 안전성 측면에서 원자력 산업계와 규제기관이 추구하는 목표로서 그 우선도가 높은 것 중의 하나이며 원자력발전소를 보유한 모든 나라의 중요 관심사이다. 게다가, 원자력발전소 배관에 파단전누설 개념을 적용함으로써 기대되는 안전상의 그리고 경제적인 이점에 대하여 원자력산업계뿐만 아니라 안전규제기관에서도 비상한 관심을 가지고 있다.^(3~5) 그러나 배관의 건전성 보장과 LBB 개념 적용은 두 가지 경우 모두 균열이 존재하는 배관의 파괴거동 평가에 달려 있다. 파괴거동 예측 방법은 아직 개발단계에 있는 기술이며, 이 방법에 의존한 해석결과를 입증하기 위해서는 실험자료가 더 개발되어야 한다.

80년대 초기의 배관파괴해석기술은 압력하중이 걸리는 배관의 축방향 균열의 파괴거동을 평가할 수 있었으며, 또, 오스테나이트 스테인리스강과 같은 매우 인성이 큰 재료로 만들어진 직관부의 원주방향 관통균열에 대한 파괴거동도 평가할 수가 있었는데, 두 가지 경우 모두 파괴문제를 정하중 문제로 취급하는데 불과했다.^(6~8)

80년대를 지내는 동안 배관파괴해석기술을 더 확장하고 정교하게 하기 위한 연구프로그램이 여러 나라에서 수행되었으며, 원주방향 균열을 가진 배관의 파괴거동 이해 측면에서는 상당한 진전이 있었다.^(9~30) 오늘날에는 굽힘 및 압력 하중이 결합되어 작용할 때 관통균열 및 표면균열이 함께 있는 배관의 최대하중적재능력(load-carrying capacity)을 보수적으로 예측할 수가 있으며, 몇몇 탄소강의 모재 및 용접부재와 같은 인성이 작은 재료는 물론, 매우 인성이 큰 재료들에 대해서도 설명이 가능하다. 근년에 와서는

IPIRG-1 프로그램을 수행하면서 하중률 영향과 반복하중 영향을 평가하는데 있어서 진전을 가져왔는데, 이 영향들은 둘 다 지진사건중의 파괴거동을 평가하는데 중요하다.

국제 기술계에서의 연구는 원주방향 균열이 있는 배관의 하중적재능력을 평가하는데 있어서 80년대 초의 제한된 기술을 가지고 출발하였다. 그 이후로 수행된 연구는 분명히 균열배관의 파괴거동에 관한 이해의 수준과 예측능력의 확장을 가져왔다. 90년대에 접어들면서 세계 여러나라의 연구진들은 배관의 파괴거동을 예측하는데 있어서 몇 가지 다른 문제에 접하게 되었다.

이 문제에 관한 진보와 적극적인 연구 프로그램에도 불구하고 많은 중요한 기술적인 의문이 남아있다. 사실 몇 분야에 대해서는 연구가 상대적으로 빈약하다. 예를 들면, 80년대에 수행된 연구의 많은 부분은 비교적 긴 균열(관통균열은 원주길이의 약 37% 정도, 표면균열은 원주길이의 약 50% 정도)을 평가하였다. 짧은 균열에 대한 프로그램은 조금밖에 안 되며, 놀라울 것도 없이, 균열 길이에 근거한 파괴거동에 차이들이 나타난다. 짧은 균열의 거동에 관한 연구는 프랑스, 이탈리아 그리고 일본에서 얼마 동안 수행되어 왔으며, 또, 미국 원자력규제위원회가 이 분야에서 중요한 프로그램을 시작하였다.^(31,32) 그러나 이 연구들 모두가 비교적 낮은 하중률로 단조증가하는 하중을 고려하고 있었다.

지금까지 수행된 연구의 대부분은 지진사건과 같은 전형적인 하중률에 대해서는 하중률이 문제가 되지 않는 것으로 추정해왔다. 그러나 이러한 가정을 검증하기 위하여 IPIRG-1에서 수행된 연구의 결과에서는 특히 페라이트강에서 하중률에 의한 영향이 문제가 될 수 있는 것으로 나타났다. 앞으로 하중률의 영향에 대해서는 연구가 더 진행되어야 하기 때문에 이 시점에서 확실한 결론을 내릴 수는 없지만 하중률의 영향은 지금

까지 믿어왔던 것처럼 쉽게 무시해버릴 사안은 아니다.

유사하게, IPIRG-1 결과와 다른 연구결과에서 모두, 반복하중이 파괴거동에 미치는 영향이 중요한 것으로 밝혀졌다. 이 결과는, 하중률에 관한 결과와 결부하여, 지진하중을 정하중으로 다루어 파괴해석을 수행하면 오류를 범할 수가 있다는 것을 암시한다. 이 문제를 풀기 위해서는 대표적인 지진이력을 사용하여 배관 파괴거동시험을 수행할 필요가 있다.

배관의 직관부에 존재하는 균열들에 대하여 파괴거동을 예측하는 기술은 가동중에 감지된 균열사건들 때문에 적어도 부분적으로는 비교적 잘 개발되어 있는데 연결부(fitting)에 있는 균열에 대해서는 중요한 가동중 문제가 아니었기 때문에 이 분야에 대한 연구가 상대적으로 거의 없었다. 그러나 LBB 개념을 원자력발전소 1차 및 2차 계통의 배관계통에 모두 적용하는 데에 대한 관심이 커지면서 연결부에 있는 균열의 거동을 예측하는 입증된 방법론에 관한 관심이 고조되고 있다.

미국에서는 일찍이 연결부의 피로거동을 고려한 연구는 있었으나 파괴거동에 대한 연구는 수행되지 않았다. 영국, 프랑스, 독일 그리고 일본에서 근래에 수행된 연구에서는 연결부에 대해 피로 및 파괴 거동을 모두 고려하고 있긴 하나, 그들 프로그램의 범위가 비교적 직경이 작은 배관에 비교적 느린 하중률을 적용하는 정도에 국한되어 있다. 독일의 HDR 실험시설에서 동적하중을 가하는 배관실험이 계획되어 있으나, 탄소강 배관의 직경이 비교적 작다. 미국에서 수행되고 있는 연구에서는 엘보우에 있는 균열의 파괴거동을 다루게 되지만 그 범위가 비교적 소구경의 배관에 국한된다.

연결부의 균열에 대한 파괴하중의 예측을 위한 해석은 심지어 그 결과들을 검증하기 위한 실험데이터보다 더 빈약하다. 독일, 프

랑스, 캐나다, 영국, 그리고 미국에서 제한적인 연구가 수행되어 왔다. 따라서 정상 및 사고 하중을 받는 연결부 균열의 파괴거동을 예측하는 해석방법을 더 개발할 필요가 있다. 더불어, 이들 해석방법들을 검증할 실험 데이터베이스가 더 증보되어야 한다.

위에서 언급한 바와 같이, 배관파괴에 관한 연구는 광범위하게 여러 나라에서 수행되어 왔다. 그러나 많은 경우에 있어서, 연구 내용이나 그 결과가 서로 비슷하여 불필요하게 연구가 중복되어 있으며, 더구나, 많은 나라들이 겪고 있는 연구투자예산상의 한계를 감안할 때 공동연구의 틀 안에서 세미나 및 워크샵을 통한 정보교환의 필요성이 절실하다.

IPIRG-2 프로그램은 위에서 언급한 중요한 문제들을 다루기 위하여 IPIRG-1 프로그램 및 관련 다른 연구 프로그램을 기초로 회원국 간의 긴밀한 협조와 연구결과와 상호활용이 가능하도록 설계되었다. IPIRG-1이 구성될 당시에는 배관 파괴해석기술이 막 출현하는 단계였다. 해석방법에 있어서는 몇 개의 중요한 진전이 있었으나, 그 방법들의 검증에 필요한 실험데이터가 없었다. IPIRG-1 프로그램이 진행되는 동안 몇 개의 주요 실험 프로그램이 수행되어 많은 실험데이터를 생산했다.^(33,34) 그러나 이들 실험 프로그램과 관련 해석방법의 진보에도 불구하고, 실험 데이터베이스에는 아직도 중요한 결여부분이 남아 있다. IPIRG-2 프로그램은 이 결여부분의 일부를 채우고 배관 파괴해석에 관한 국제적인 견해를 재수렴하기 위하여 구상되었다.

3. IPIRG-2 프로그램

이 글에서는 IPIRG-2 프로그램의 전반적인 목표와 연구수행체계만 간략하게 소개하고 각 소과제에 대한 기술적인 내용에 대해서는 다음 기회로 미루기로 한다.

3.1 프로그램의 목표

IPIRG-2 프로그램은 원자력발전소 배관에 존재하는 균열에 대하여 정상운전 및 사고 하중이 걸릴 때의 파괴거동을 예측하는 방법을 개발하고 그 방법을 실험적으로 입증하는 것을 그 전반적인 목표로 하고 있다. 이 프로그램에서의 연구는 직관부에 있는 균열들에 대하여 개발된 공학적 평가해석방법들을 토대로 하여 수행되며, 이들 기존의 방법들이 적절하지 못할 경우에는 새로운 방법을 개발하게 된다.

IPIRG-2에서 수행될 연구에서는 광범위한 주제를 다루게 되지만, 이들 분야 하나하나에 대해 종합적으로 평가하자는 것이 아니며, IPIRG-1을 포함하여 국제기술계에서 수행되고 있거나 완료된 실험적·이론적 연구 성과들을 원천으로 하여 보충연구를 수행하게 된다. IPIRG-2에서는, 배관계통 파괴실험 및 관련조사연구를 수행하고, IPIRG-1에서 확보된 데이터베이스에 지진하중, 연결부 균열, 그리고 짧은균열 등에 대한 연구결과를 포함시켜 증보하게 된다. 이 실험결과들을 이용하여 지진하중과 같은 가변진폭의 효과를 설명하는데 사용될 해석방법을 검증하고, 연결부 균열의 파괴거동 예측과 관련된 복잡성을 고려할 수 있도록 해석방법을 확장하며, IPIRG-2 배관계통의 짧은균열 효과를 포함시킴으로써 미국 원자력규제위원회의 새로운 연구 프로그램인 '배관 및 배관용접부 짧은 균열 프로그램'의 준정적 문제 연구결과를 확장하게 된다. 아울러, IPIRG-1 또는 다른 관련 프로그램이 수행되는 과정에 도출된 미결문제들을 해결하게 된다.

3.2 연구수행체계

이와 같이 IPIRG-2 프로그램에서는 전반적인 배관파괴해석기술을 다루게 되는데, 특히, 적극적인 국제협력과 한 연구기관만으로는 투자를 망설일 수 밖에 없을 정도의 거액의 연구비를 필요로 한다. IPIRG-1에서 건

설된 배관계통실험시설을 이용하여 수행하게 될 대형 배관에 대한 실제규모 실증실험에 필요한 연구비를 분담함으로써 연구비 부담의 한계를 극복하고 연구의 중복성을 피하면서 참여 회원국들이 보유한 배관해석기술을 집대성하고자 하는 것이 이 프로그램의 취지이기도 하다.

IPIRG-2 프로그램에는 미국, 캐나다, 프랑스, 일본, 스웨덴, 스위스, 영국, 한국, 헝가리, 체코슬로바키아 등 10개국이 참여하고 있는데 대부분의 나라에서 규제기관 또는 이를 지원하는 기관이 그 나라의 대표로 참여하고 있다. (IPIRG-1에는 캐나다, 프랑스, 이탈리아, 일본, 스웨덴, 스위스, 대만, 영국, 그리고 미국이 참여하였음.) 우리나라는 1987년 11차 한미 원자력 및 기타 에너지 공동상설위원회에서 미국측의 제의에 따라 협의·검토를 거쳐 한국원자력안전기술원이 IPIRG-2 프로그램부터 참여하여 공동연구를 수행해오고 있다.

그림 1에 IPIRG-2 프로그램의 조직구조가 도시되어 있다. 이 국제공동연구 프로그램은 미국 원자력규제위원회가 행정적·기술적으로 관리하고 미국 Battelle 연구소에 하청을 주어 프로그램을 수행하도록 구성되어 있다. 아울러, 프로그램의 계획 및 결과를 검토하고 미국 원자력규제위원회 과제책임자에게

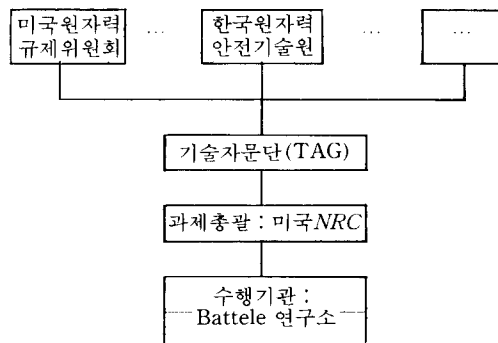


그림 1 제2차 배관건전성 국제공동연구 프로그램 조직구성

방법위한 프로그램 방향을 제시하는 역할을 하도록 기술자문단(TAG; technical advisory group)이 구성되어 있다. 기술자문단은 각 회원국 기술대표들로 구성되며 연구의 전반적인 질이나 유용성에 대해서도 자문한다. 각 회원국들의 기술대표들은 자기 나라를 대신하여 기술자문단에서 다루어지는 사안들을 결정처리한다.

각 참여국의 기술대표 모임인 기술자문단은 매년 2회 정도 기술자문회의를 가지며 이 회의에서 상호 정보를 교환하고 이 프로그램에 대한 기술적 자문을 한다. 이 때, 중요한 기술적인 사항에 대해 토의하기도 하고 주요 주제들에 대한 국제적인 의견 수렴을 위하여 워크샵을 가지기도 한다. 프로그램 수행중에 중요한 기술적인 문제가 제기되면 매년 2회 정도 가지는 기술자문단회의와 워크샵에서 이 문제를 토의하게 되며, 회의에 앞서 수개월 전에 이에 대한 정보를 알려준 후 워크샵에서 각 회원국들이 가지고 있는 해석방법이나 실험결과 등 기술적인 문제에 대한 해결방법을 제시하게 하여 그 방법의 타당성을 평가하거나 주요 안전에 대한 의견수렴을 하기도 하고, 어떤 문제에 대해서는 각 회원국들이 보유하고 있는 해석기술로 해석을 수행하게 하여 워크샵에서 발표하게 하고 Battelle에서 수행한 실험결과를 각 회원국의 해석결과가 제시된 후 공개하여 회원국들이 수행한 해석방법의 타당성을 평가하는 방법(round-robin방식)을 쓰기도 한다.⁽³⁵⁾

4. IPIRG-1 프로그램의 주요결과

IPIRG-1 프로그램의 목적은 원주방향의 결함을 갖는 원자력발전소 배관의 건전성을 평가하는 해석방법을 확인하는데 필요한 자료를 확보하는 것이었다. 이 자료들은 기존의 파단전누설개념을 적용한 해석방법과 가동중 검사에서의 결함판정방법 등의 보수성을 입증하고 실증한다는 개념에서 고려된 것

이다.

IPIRG-1 프로그램에서의 주요 수행내용을 열거하면 아래와 같다.

- ① 재료의 인장 특성치와 파괴 특성치를 얻기 위한 재료 특성연구.
- ② 배관의 파괴 자료들의 증보.
- ③ 누설률 평가를 위한 고에너지 유체해석 방법 개발.
- ④ 원주방향의 관통균열을 갖는 배관 파손 실험에 대한 유한요소법을 이용한 해석 및 해석방법의 개발
- ⑤ 실증실험(변위제어 실험, 관성부하 실험, 복합계통 실험).
- ⑥ 30인치 직경을 갖는 배관이 준정적하중을 받는 경우에 대한 실험
- ⑦ 세미나, 워크샵, 토론회 등을 통한 공동기술개발.

이와 같이 IPIRG-1 프로그램에서는 많은 분야에 대한 연구가 수행되었는데, 특히 지진하중과 같은 동적하중을 받는 배관계통에 존재하는 원주방향 균열의 파괴거동에 대한 실증실험에 가장 큰 관심이 모아졌다. 이 실험은 단순한 직경이 작은 배관 시편에 대한 분리효과 실험은 물론 가압경수로의 주요 배관계통에 대한 실제크기 실증실험으로 구성되었다.

정적으로 하중이 작용되는 경우 배관재질이 갖는 인장 및 파괴인성치 등 배관재료 물성치에 대해서는 오랫동안 꾸준히 많은 연구가 각국에서 수행되었으며 미국 원자력규제위원회 주도하에 1982년부터 수행된 열화배관 프로그램도 이에 속한다. 그러나 하중이 동적으로 작용하거나 반복적으로 작용하는 경우에 대한 연구는 그리 많지 않았다. 특히 지진하중이 가해질 경우 동적하중과 반복하중이 동시에 나타날 수 있으며 이로 인해 재질이 갖는 인장 및 파괴인성치 등 배관 재료 물성치의 변화가 일부 재질에 대해서는 현저한 것으로 보고되고 있다.

배관에는 큰 질량을 가진 밸브, 계측장비

등이 부착되어 있으며 이 경우 부착물과 배관 자체의 질량, 그리고 배관내 유체의 질량으로 인해 관성응력이 배관에 작용하게 되며 이러한 관성응력이 작용하는 경우 배관에 존재하는 균열의 거동에 영향을 미칠 수 있다. 또한, 배관에는 지진하중과 같은 변위제어 방식으로 작용하는 하중이 있으며 특히 이런 하중들이 동적으로 작용될 경우 배관내 균열 거동, 특히 파괴물성치에 영향을 미칠 수 있는 것이 알려져 있다.

IPIRG-1 프로그램에서 수행한 실증실험은 원자력발전소 배관에 작용될 수 있는 여러가지 부하형태중 관성하중이 작용하는 경우와 변위제어하중이 작용하는 경우 등 두 가지 하중이 복합적으로 작용하는 경우에 대하여 배관 균열거동이, 특히 파괴물성치가 부하형태에 따라 어떻게 달라지는지를 평가하기 위한 것이었다. 이 장에서 그 주요 결과를 기

술하기로 한다.

4.1 관성하중 실험 결과

실험의 주요 내용은 원주방향 균열이 있는 배관에 관성하중을 가하여 배관에 있는 균열의 진전이 시작되는 하중과 배관에 가해질 수 있는 최대하중을 구하는 것이다. 즉, 관성하중이 배관 균열의 안정성에 미치는 영향을 관찰하는 것이 이 실험의 목적이다.

288°C의 온도조건에서 관통균열이나 표면 균열을 갖는 배관시편들이 파열되도록 가진 하중이 가해졌고, 관통균열의 길이는 원주의 37%, 표면균열의 길이는 원주의 50%이고 깊이는 배관 두께의 70%였다. 이 배관에는 물이 채워져 15.2MPa로 가압되어 있다.

실험장치는 그림 2와 같이 유압구동장치가 수직방향으로 구동되도록 설치되어 있고 배관의 양쪽 끝에 무거운 추가 올려져 있는데,

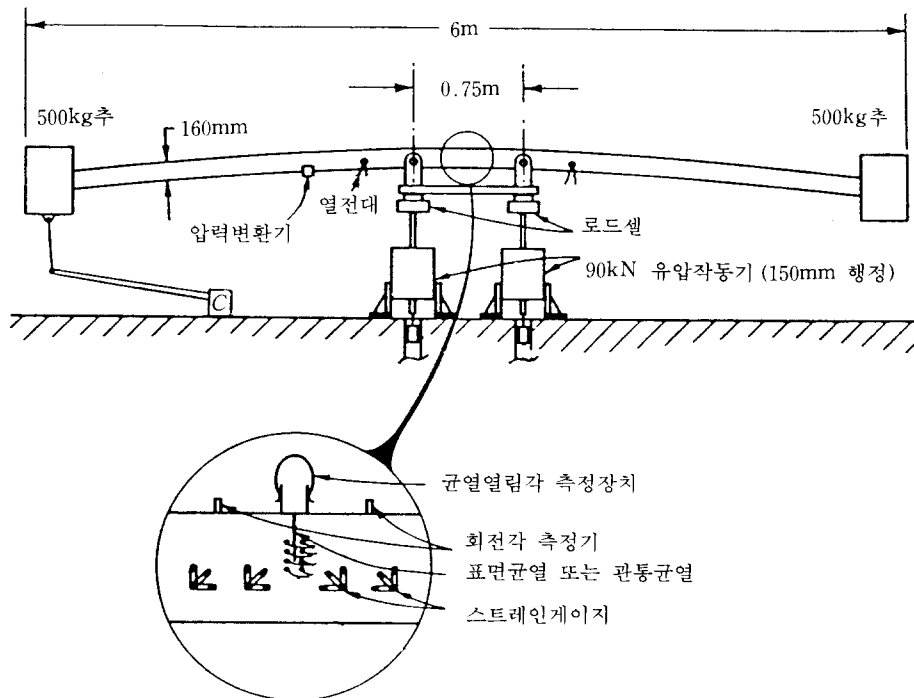


그림 2 관성실험장치

이 실험장치는 컴퓨터에 의해 제어된다. 컴퓨터는 수직방향 하중이 3.5Hz로 가해지도록 제어하며 이 값은 계통의 첫 고유진동수인 4.2Hz의 83%에 해당하는 값이다.

배관시편에는 증폭되는 Sine함수형의 변위 부하를 가하여 그림 3과 같은 굽힘모멘트가 걸리도록 하였는데, 이 때 모멘트-회전각 변화는 그림 4와 같이 나타났다. 이 실험결과 의 중요한 것 중의 하나는 최대하중에 도달된 후 수 회 이내에 배관이 두 쪽으로 파단된다는 것이다. 5개의 실험중 4개는 최대하중에 도달한 후 2~4회 내에 파단되었다. 이러한 특징은 하중제어하중이 배관에 가해졌을 때 배관에 최대하중이 도달되자마자 바로

배관이 파열되는 것과 유사하다. 따라서 관성하중은 하중제어하중과 유사한 특성을 갖는다.

4.2 변위제어 하중 실험 결과

배관에 가해지는 여러가지 하중들 중 지진 하중이나 앵커점 이동에 의한 하중 등은 변위제어 하중으로 분류된다. 변위제어 형태로 나타나는 하중은 변위가 증가함에 따라 배관에 작용되는 하중이 제한없이 증가하나, 일단 배관이 지지할 수 있는 최대 하중을 지나면, 배관이 소성변형되거나 배관내 균열이 진전하기 시작하면서 하중이 감소하는 특징을 보여준다. 이는 하중제어하중이 최대지지 하중을 넘어서 계속 큰 하중을 유지해 결국은 배관을 파손시키는 것과 비교할 때 상대적으로 안정된 상태를 유지시켜 준다.

이런 변위제어 하중이 정적, 또는, 준정적으로 작용하는 경우 배관 재질이 갖는 인장 및 파괴 물성치에 대해서는 지난 20 년간을 통해 많은 연구가 수행되었으나 변위제어하중이 동적(dynamic)으로 작용하거나 반복적(cyclic)으로 작용하는 경우에 대한 연구는 그다지 많지 않았다. 특히 지진하중이 가해질 경우 동적하중과 반복하중이 동시에 나타날 수 있는데, 이로 인해 재질이 갖는 인장 및 파괴 물성치가 변하는 경우가 보고되고 있다. 이는 배관내 균열의 안정성 평가에 직접적이고도 민감한 영향을 미칠 수 있기 때문에 중요한 문제가 된다.

IPIRG-1 프로그램에서는 변위제어상태하에서 원전배관이 동적하중이나 반복하중을 받는 경우 이러한 조건들이 배관 재질의 인장 및 파괴 물성치에 어떤 영향을 미치는가를 실험적으로 조사하기 위한 목적으로 이 실험이 수행되었다.

그림 5 및 그림 6은 4점굽힘실험장치를 나타낸 그림들이다. 그림 5에 나타낸 실험장치는 시편에 변위제어하중을 줄 수 있게 설계되었으며, 그림 6에 나타낸 실험장치는 반복

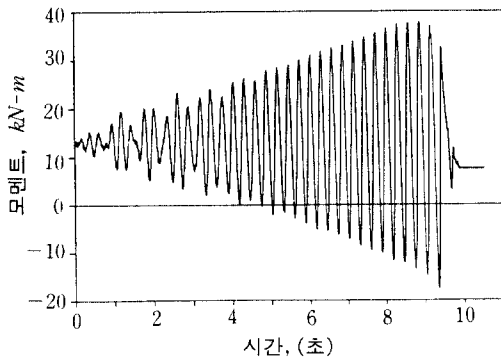


그림 3 관성 응력을 받는 탄소강 관통균열 배관시편의 모멘트-시간의 변화

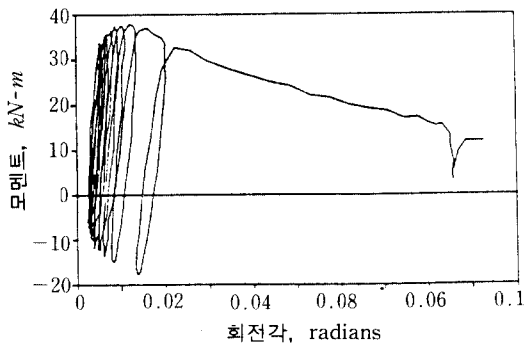


그림 4 관성응력을 받는 탄소강 관통균열 배관시편의 모멘트-회전각 변화

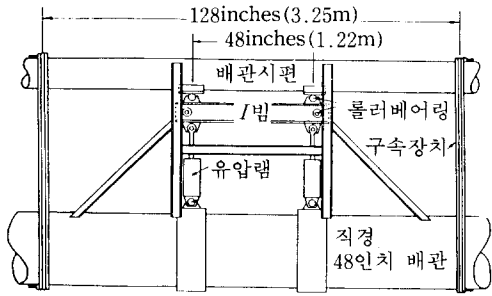


그림 5 변위-제어 하중을 가하기 위한 실험장치

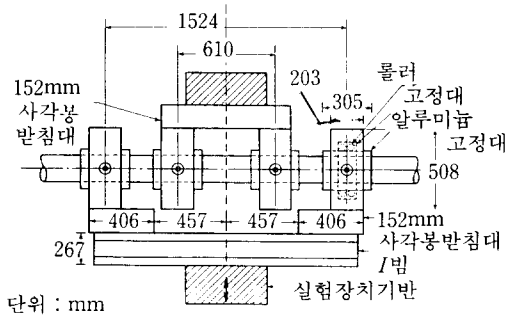


그림 6 반복하중을 가하기 위한 실험장치

하중을 가할 수 있게 설계되었다. 그림 6에 나타낸 반복하중용 실험장치는 압축하중을 시편에 가하여 $R = -1$ 인 반복하중을 얻을 수 있도록 4점을 모두 시편에 고정할 수 있게 설계되었다. 시편의 크기는 직경 6인치, 두께 0.55인치, 길이는 70인치와 100인치로 외경원주의 37%에 해당하는 길이까지 관통 균열을 만들었으며 균열선단은 노취가공하였다.

그림 7과 그림 8에 스테인리스강과 탄소강에 대한 인장시험결과가 각각 제시되어 있다. 그림 7 및 그림 8에서 스테인리스강(A376 Type 304)의 극한강도 및 연신율은 하중률의 증가에 따라 완만하게 증가하고 있는데 반해, 탄소강(A106 Grade B)의 경우는 하중률이 커짐에 따라 극한강도와 연신율이 모두 급격히 감소하고 있다.

이러한 양상은 배관 파괴실험의 모멘트-회

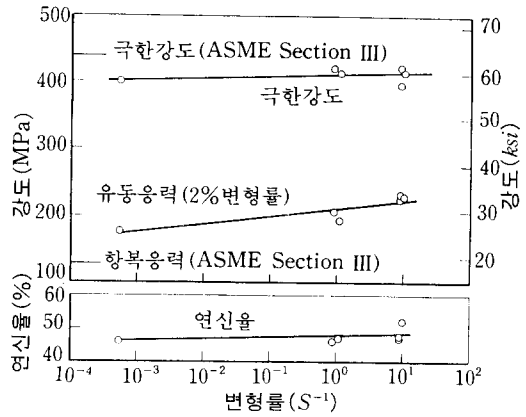


그림 7 스테인리스강(A376 Type 304SS)의 228°C에서의 인장강도와 변형률과의 관계

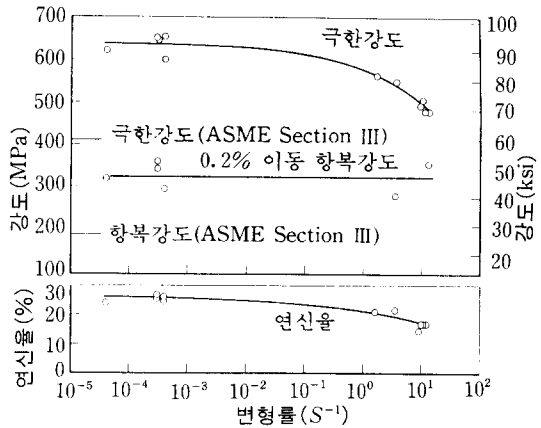


그림 8 탄소강(A106 Grade B)의 228°C에서의 인장강도와 변형률과의 관계

전각 변화에서도 반영되어 나타난다. 그림 9 및 그림 10은 각각 스테인리스강 및 탄소강에 대하여 단조하중(monotonic loading)을 가하여 수행한 배관 파괴실험에서 얻어진 모멘트-회전각 변화를 나타낸 것인데, 스테인리스강(그림 9)은 하중적재능력이 작용하중이 동적인 경우와 준정적인 경우의 차이가 크지 않은 반면, 탄소강에서는(그림 10) 하중이 동적인 경우 하중적재능력이 급격히 감소하는 것을 알 수 있다. 배관 파괴실험에

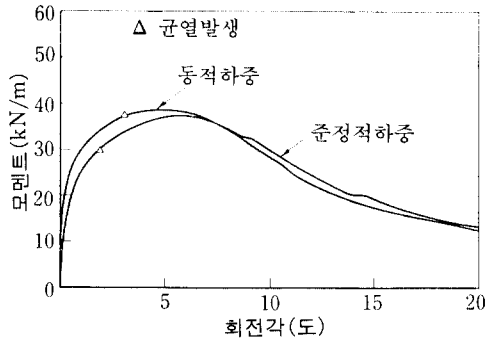


그림 9 스테인리스강에 대한 단조증가 동적하중의 영향을 나타내는 모멘트와 회전각과의 관계

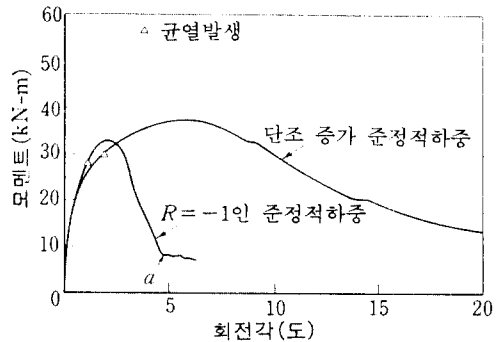


그림 11 스테인리스강에 대한 $R=-1$ 인 준정적 하중의 영향을 나타내는 모멘트와 회전각과의 관계

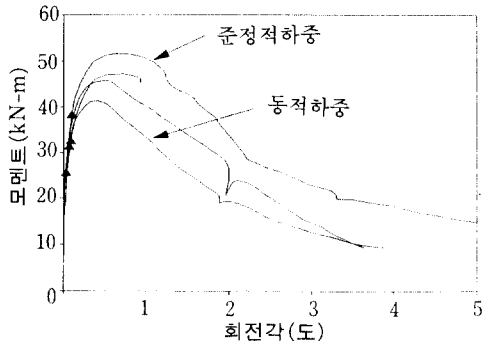


그림 10 탄소강에 대한 단조증가 동적하중의 영향을 나타내는 모멘트와 회전각과의 관계

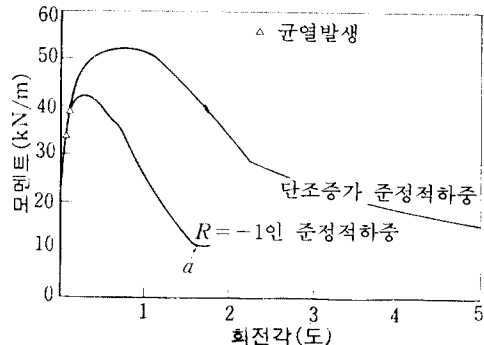


그림 12 탄소강에 대한 $R=-1$ 인 준정적 하중의 영향을 나타내는 모멘트와 회전각과의 관계

대해 계산된 J-R 곡선에서도 스테인리스강에 대해서는 동적하중의 영향이 작은 반면, 탄소강의 경우에는 동적하중이 작용할 때 인성치가 급격히 감소함을 보였다. 높은 하중률에서 탄소강에 대한 극한강도 및 인성치의 급격한 감소현상은, 특히 A106 Grade B 배관의 경우 동적변형노화(DSA; dynamic strain aging)에 기인하는 것으로 사료된다.

그림 11은 스테인리스강에 대하여, 그리고 그림 12는 탄소강에 대하여, 준정적 단조하중이 작용한 경우와 준정적 반복하중($R=-1$, fully reversed cycling)이 작용한 경우의 모멘트-회전각의 변화거동을 나타낸 것이다.

준정적 반복하중이 작용하는 경우가 준정적 단조하중이 작용하는 경우보다 하중적재능력이 현저히 감소하는 효과(RCL효과; reversed cyclic load효과)를 발견할 수 있다. 이 실험에 대해 계산된 J-R곡선도 같은 양상을 보인다.

변위증분이 조금씩 일어나도록 하중을 반복적으로 가하면서 증분소성변위가 파괴거동에 주는 영향을 스테인리스강에 대해 조사하였다. 그림 13은 스테인리스강에 대하여 증분소성변위에 따른 균열선단열림각(crack-tip-opening angle) 변화를 무차원화하여 나타낸 것이다. 이 결과는 증분소성변위가 작

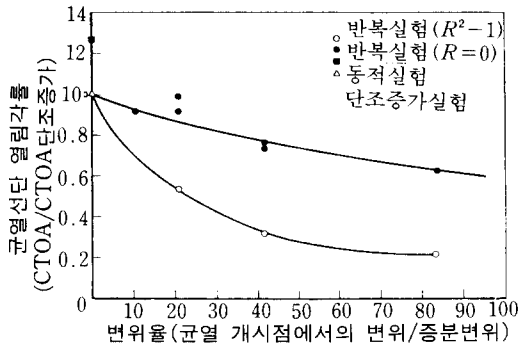


그림 13 스테인리스강 배관실험에 대한 균열선 단열 열림각

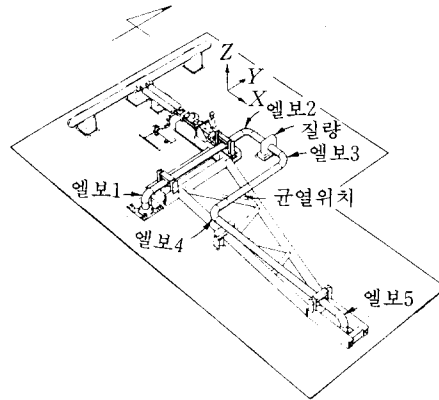


그림 14 배관계통 실험장치

아짐에 따라 파괴저항치가 급격히 감소할 수 있음을 보이고 있다.

4.3 복합하중 실험 결과

원주방향 균열을 갖는 원자력발전소 배관의 파괴특성 해석방법을 평가하는데 필요한 데이터를 생성하기 위하여, 판성하중과 변위 제어 하중을 복합적으로 받도록 모의된 배관계통 실험이 수행되었다. 이 실험용 배관계통은 일반적인 원자력발전소 배관계통을 대표할 수 있도록 융통성 있게 설계되었다.

그림 14는 IPIRG-1에서 사용된 배관계통 실험시설을 도시한 것이다. 실험장치는 설계 단계에서부터 실험을 병행한 다양한 해석방법이 동원되어 완성되었다. 이 실험장치는 총 30개의 배관(16인치 스케줄 100)과 5개의 엘보로 구성되어 있고 시험편 고정부분은 배관 시험편의 양단을 실험장치에 용접해서 고정할 수 있도록 하였으며 이 부분에 굽힘응력이 최대로 걸릴 수 있도록 설계되었다. 배관계통의 소성변형을 최소화하고 시험부분에 변형을 집중시키기 위해 배관계통은 고강도강 배관(ASTM A710, Grade A, Class 3)을 사용하여 제작하였다.

이 실험용 배관계통의 여러 부분에 원자력발전소 배관의 경계조건을 잘 모의할 수 있도록 특수하게 제작된 장비들을 배치하였고

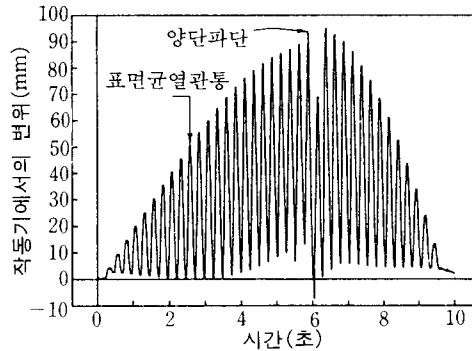


그림 15 스테인리스강 배관계통 실험에 사용된 하중함수

양단은 고정하였다. 하중을 가하기 위한 1560 KN의 부하능력과 460 mm 행정을 갖는 유압작동기(actuator)는 전산기로 제어되며 대용량의 질소를 이용한 피스톤 어큐뮬레이터와 서어보 벨브가 장착되었다. 배관계통에는 가압경수로 운전조건과 유사하게 모의할 수 있도록 고온·고압의 물이 채워져 있으며 컴퓨터에 의해 제어되는 데이터 수집 계통이 있어서 변위, 가속도, 변형률, 하중, 굽힘모멘트, 압력 균열열림, 균열 회전각, 균열 성장 등을 측정할 수 있도록 하였다.

변위-시간 하중함수는 범용 유한요소 코드인 ANSYS를 이용하여 각 실험의 필요에

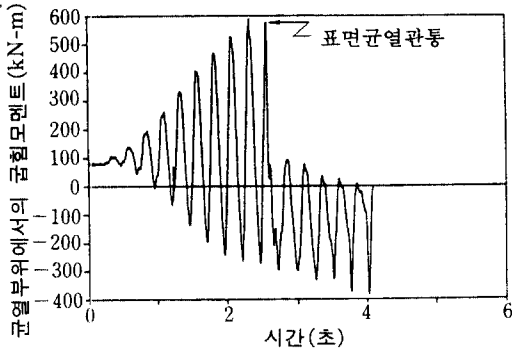


그림 16 스테인리스강 배관계통 실험에서 균열 부위에서의 굽힘 모멘트

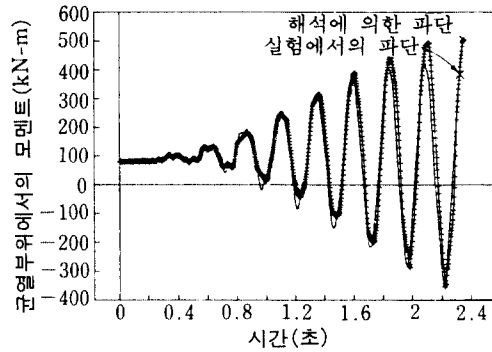


그림 17 스테인리스강 모재실험에 대한 균열부 위에서의 모멘트

따라 관성하중과 변위제어하중을 적절히 조합하여 5~15 사이클 이내에 표면균열이 배관을 관통할 수 있도록 모의하였다.

그림 15와 그림 16에는 각각 주조 스테인리스강 실험에 대한 하중함수와 이에 따른 시편 균열 부분에서의 굽힘 모멘트가 제시되어 있다. 스테인리스모재 실험에 대한 ANSYS 해석 결과와 실험 결과가 그림 17에 비교되어 있다.

균열을 갖는 배관실험 결과는 탄성 응력해석과 탄소성 파괴해석 방법에 근거하여 해석되었다. 탄성 응력해석에서는 측정된 최대 응력 시점에서 알려진 작동기 변위를 이용하여 합응력(굽힘응력+막응력)을 예측하는데 유한요소 계산이 사용되었다. 5개 실험의 경우에 계산치는 실험치의 0.93~1.43배로 나타났다. 이 결과는 배관계통이 주로 탄성적으로 거동하며 대부분의 비선형적 거동은 균열부분에 집중됨을 나타내주고 있다.

IPIRG-1에서는 여러가지 파괴해석방법이 사용되어 실험결과와 비교되었는데, 사용된 파괴해석방법들은 Net Section Collapse, 무차원 소성역 변수, ASME Section XI 결함평가기준, R6 Revision 3 Option 1, J-적분평가 방법 등이었다. 비교평가지 최대 실측 굽힘응력 시간에서의 실측응력을 예측응력으로 나눈 값을 파괴여유도로 정의하였는데,

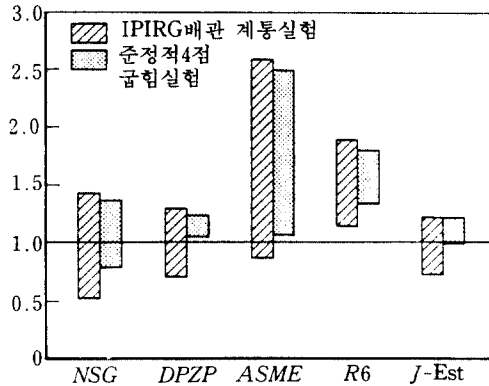


그림 18 배관계통실험과 준정적 4점굽힘 실험에 대한 파괴해석 방법의 예측정도.

그림 18에 여러가지 파괴해석방법들에 대한 파괴여유도 평가결과가 제시되어 있다.

변위제어하중이 준정적 단조하중 또는 동적 반복하중으로 작용하는 경우, 관성하중이 작용하는 경우, 그리고 변위제어하중과 관성하중이 복합적으로 작용하는 경우에 대하여 수행한 실증실험 결과를 요약하면 다음과 같다.

- ① A106탄소강의 경우, 지진하중 정도의 동적하중 조건하에서 동적변형노화(DSA) 효과로 인해 파괴인성치의 감소가 나타난다.
- ② A106탄소강과 304스테인리스강에 R=

-1의 반복하중이 작용되는 경우 파괴저항치의 감소가 나타난다.

- ③ 관성하중은 균열 불안정성에 영향을 미칠 수 있으며 하중제어하중으로 취급하여야 한다.
- ④ 5개의 배관계통 실험에서 2개는 관통균열이 상당량 성장한 후에 양단파단되었는데, 일반적인 원자력발전소 배관에서 일어날 수도 있는, 굽힘의 구속에 기인한 것이 확실하다.

5. 맺음말

원자력안전기술원이 참여하고 있는 배관 건전성 국제공동연구 프로그램인 IPIRG-2에 대하여 그 배경과 과제의 구성 및 공동연구 방법을 간략하게 소개하였으며, 그 1단계 연구 프로그램인 IPIRG-1에서의 연구결과를 요약기술하였다.

규제기관과 원자력 산업계가 모두 관심을 가지고 있는 기술적인 주제들이 다루어지고 있는 이 국제공동연구는 원자력발전소의 건전성에 관한 매우 중요한 결과를 제공할 것으로 믿는다. 또, 여러 기관이 컨소시엄 형태로 공동연구를 수행함으로써 연구의 중복성을 피하고 연구비의 한계성을 극복하면서 각 기관이 보유한 고유의 기술들을 집대성한다는 점에 대해서도 주목할 가치가 있다.

이 글에서는 IPIRG-2 프로그램의 전반적인 목표와 연구수행체계만 간략하게 소개하였는데, 다음 기회에는 각 소과제에 대한 기술적인 내용에 대해서 기술하게 될 것이다.

참고문헌

- (1) 이영환 외, 1991, "원전 배관 건전성 평가 기술 개발-제 1 차년도 최종보고서," 과학기술처.
- (2) 이정배 외, 1992, "원전 배관 건전성 평가 기술 개발-제 2 차년도 최종보고서," 과학기술처.
- (3) Mayfield, M., et al., 1986, "Proceedings of the Seminar on LBB: International Policies and Supporting Research," NUREG/CP-0077.
- (4) Mayfield, M., et al., 1988, "Proceedings of the Seminar on LBB: Further Developments in Regulatory Policies and Supporting Research," NUREG/CP-0092
- (5) Mayfield, M., et al., 1990, "Proceedings of the Seminar on LBB: Further Developments in Regulatory Policies and Supporting Research," NUREG/CP-4894.
- (6) Marston, T. U., et al., 1981, "Development of a Plastic Fracture Methodology," EPRI Report NP-1734.
- (7) Kumar, V., et al., 1981, "An Engineering Approach for Elastic-Plastic Fracture Analysis," EPRI Report NP-1931.
- (8) Paris, D. C. and Tada, H., 1983, "The Application of Fracture Proof Design Methods Using Tearing Instability Theory to Nuclear Piping Postulating Circumferential Through Wall Cracks," NUREG/CR-3464.
- (9) Kanninen, M. F., et al., 1983, "The Development of a Plan for the Assessment of Degraded Nuclear Piping by Experimentation and Tearing Instability Fracture Mechanics Analysis," NUREG/CR-3142, Vol.1 and 2.
- (10) Wilkowski, G. M., et al., 1983~1989, "Degraded Piping Program-Phase II," Semiannual Report Vol.1~Vol.8, NUREG/CR-4082.
- (11) Kramer, G., et al., 1986, "An Assessment of Circumferentially Complex-Cracked Pipe Subjected to Bending," NUREG/CR-4687, Topical Report.

- (12) Nakagaki, M., et al., 1986, "Analysis of Cracks in Stainless Steel TIG Welds," NUREG/CR-4806, Topical Report.
- (13) Scott, P. M., et al., 1987, "Assessment of Design Basis for Load-Carrying Capacity of Weld-Overlay Repair," NUREG/CR-4877.
- (14) Wilkowski, G. M., et al., 1987, "Analysis of Experiments on Stainless Steel Flux Welds," NUREG/CR-4878, Topical Report.
- (15) Scott, P. M., et al., 1987, "Experimental and Analytical Assessment of Circumferentially Surface Cracked Pipes Under Bending," NUREG/CR-4872.
- (16) Kanninen, M. F., et al., 1981, "Controlling Residual Stressess by Heat Sink Welding," EPRI Report, EPRI NP-2159-LD.
- (17) Chopra, O. K., et al., 1991, "Estimation of Fracture Toughness of Cast SS During Aging in LWR Systems," NUREG/CR-4513, ANL-90/42.
- (18) Klecker, R., et al., 1986, "NRC LBB Analysis Method for Circumferentially Through-Wall Cracked Pipes Under Axial Plus Bending Loads," Topical Report, NUREG/CR-4572, BMI-2134.
- (19) Ahmad, J., et al., 1986, "Elastic Plastic Finite Element Analysis of Crack Growth in Large Compact Tension and Circumferentially Through-Wall-Cracked Pipe Specimen. (Result of First Battelle/NRC Analysis Round Robin)," NUREG/CR-4573, BMI-2135.
- (20) Scott, P., et al., 1986, "An Experimental and Analytical Assessment of Circumferential TWC Pipes Under Pure Bending," NUREG/CR-4574.
- (21) Papaspyropoulos, V., et al., 1986, "Predictions of J-R Curves with Large Crack Growth From Small Specimen Data," NUREG/CR-4575, BMI02137.
- (22) Brust, F. W., 1987, "Approximate Methods for Fracture Analysis of TWC Pipes," NUREG/CR-4853, BMI-2145.
- (23) Scott, P. M., et al., 1987, "Experimental and Analytical Assessment of Circumferentially Surface-Cracked Pipes Under Bending," NUREG/CR-4872.
- (24) Wilkowski, G., et al., 1987, "Analysis of Experiments on Stainless Steel Flux Welds," NUREG/CR-4878.
- (25) Hiser, A. L., 1988, "Tensile and J-R Curve Characterization of Thermally Aged Cast Stainless Steels," NUREG/CR-5024, MEA-2229,.
- (26) Chopra, O. K., et al., 1990, "Initial Assessment of Cast Stainless Steels in LWR Systems," NUREG/CR-5385, ANL-89/17.
- (27) Zahoor, A. and Gamble, R. H., 1986, "Evaluation of Flawed-Pipe Experiments," EPRI Report NP-4883H.
- (28) Brust, F. W., 1987, "Approximate Methods for Fracture Analysis of Through-Wall Cracked Pipes," NUREG/CR-4853.
- (29) Scott, P. M. and Ahmad, J., 1987, "Experimental and Analytical Assessment of Circumferentially Surface-Cracked Pipes under Bending," NUREG/CR-4872.
- (30) Kurihara, Ryoichi, et al., 1988, "Estimation of the Ductile Unstable Fracture of Pipe with a Circumferential Surface Crack Subjected to Bending," Nuclear Engineering and Design 106(1988), pp. 265 ~ 273.
- (31) Wilkowski, G. M., et al., 1991, "Short Cracks in Piping and Piping Welds," NRC, Semiannual Report, NUREG/CR-4599,

Vol.1.

- (32) Wilkowski, G. M., et al., 1992, "Short Cracks in Piping and Piping Welds," NRC, Semiannual Report, NUREG/CR-4599, Vol.2.
- (33) Hiser, A. L., et al., 1987, "A User's Guide to the NRC's Piping Fracture Mechanics Data Base(PIFRAC)," NUREG/CR-4894, MEA-2210.
- (34) Wilkowski, G. M., et al., 1989, "NRCPIPE Computer Code and User's Guide," (Output of DP II Program): Contract NRC-04-84-103, Fin No. B8134), Battelle.
- (35) Wilkowski, G. M., et al., 1986~1990, "IPIRG-1 Round Robin Problems Statement(Problem No. 1-6)," Battelle, Product of IPIRG-1. 