

# 원자력발전소 배관에 대한 파단전 누설개념 적용

손 갑 헌

한국원자력연구소 발전로 기계설계실



● 1951년생  
● 원자력발전소 기기들에 대한 구조설계 및 해석과 특히 LBB적용 및 구조건전성 평가등 파괴역학적 기법의 적용에 관심을 가지고 있다.

유 영 준

한국원자력연구소 발전로 기계설계실



● 1960년생  
● 원자력발전소 배관에 대한 구조해석 및 탄소성 파괴역학을 이용한 해석기법 개발에 관심을 가지고 있다.

## 1. 머리말

일반적으로 원자력발전소는 운전도중 발생할 수 있는 모든 사고를 가상하여 이중 가장 심각한 사고하에서도 모든 기기 및 부품이 제기능을 발휘하고 충분한 건전성을 확보할 수 있도록 설계된다. 과거 이와같은 설계기준에 의해서 가정된 사고중의 하나가 배관의 양단 순간파단(double ended guillotine break)에 의한 사고이다. 양단순간파단이란 배관이 운전중 순간적으로 취성파단되어 완전히 둘로 갈라지는 현상을 말하며 양단순간파단이 일어나면 배관 내부에 있던 고온, 고압의 유체가 순간적으로 다량 분출되므로 배관의 주변에 있는 각종 기기 및 부품에 심각한 영향을 미치게 된다. 이러한 영향을 최소화하기 위해서 과거에 설계된 원자력발전소의 경우는 막대한 경비를 들여 파단이 예상되는 위치에 배관파단구속장치(pipe whip restraint) 및 유체충돌차단벽(jet impingement shield)등과 같은 육중한 구조물을 설치

하였다. 그러나 최근에는 탄소성 파괴역학의 발달과 확률론적 파괴역학 연구결과<sup>(1)</sup>를 토대로 배관의 양단순간파단 대신 파단전누설(LBB: leak before break)개념을 배관 설계시 새로운 설계기준으로 사용할 수 있게 되었다. 파단전누설(LBB)개념이란 배관에 균열이 생기면 이 균열이 양단순간파단을 일으킬 수 있는 임계길이로 성장하기 전에, 배관내부에서 누출된 유체를 누설감지장치(leak detection system)를 통해 감지함으로써 균열의 발견을 가능하게 한다는 것이다. 따라서 파단전누설(LBB)개념을 적용하면 배관의 설계에 있어서 양단순간파단의 가능성을 배제함으로써 여러가지 설계상의 이점을 얻을 수 있다. 대표적인 이점으로는

(1) 배관의 양단순간파단 사고에 대비하여 설치했던 배관파단구속장치, 유체충돌차단벽 및 각종 스너버(snubber)등을 제거함으로써 설계비용을 절감할 수 있고,

(2) 배관파단으로 인해 원자로 내부에 발생될 수 있는 비대칭 취출부하의 영향이 제거됨으로

써 원자로내부구조물 및 핵연료의 설계하중을 감소시킬 수 있으며,

(3) 핵연료 재정전수조 밀봉장치의 영구적인 설치가 가능해짐으로써 핵연료 재장전시 소요되는 시간을 상당히 단축시킬 수 있는 점 등이 있다.

실제 원자력발전소의 배관 설계에 LBB개념을 적용하기 시작한 것은, 1986년 4월 가압경수로형 발전소의 주 냉각재 배관(main loop piping)에 LBB개념을 적용할 수 있도록 미국 내 원자력관련 규제법규인 일반설계기준(general design criteria) 4항(GDC-4)이 개정되면서 부터이다. 주 냉각재 배관에 LBB개념을 처음 도입한 이유는 첫째, LBB적용에 따른 경제적 및 운전상의 혜택이 다른 어느 배관보다도 크고, 둘째, LBB적용 및 해석방법이 비교적 확실히 정립되어 있기 때문이다. 1987년 11월에는 가압경수로형 발전소 뿐만 아니라 비등경수로형 발전소내의 모든 고에너지 배관에도 LBB개념을 적용할 수 있도록 일반설계기준이 재차 개정됨으로써 현재는 주 냉각재 배관 뿐만 아니라 이 보다 직경이 작은 배관에 대해서도 LBB개념을 점차 확대 적용하려는 추세이다. 따라서 보다 많은 배관에 LBB개념을 적용하여 설계할 수 있도록 많은 연구가 계속 수행되고 있다. 본 글에서는 그동안 수행한 연구 결과를 토대로 원자력발전소에서의 LBB적용현황 및 일반적인 LBB해석 절차와 방법에 대해서 간단히 소개하고자 한다.

## 2. 원자력발전소에서의 파단전누설(LBB)개념 적용 현황

1980년대 초부터 LBB개념에 대한 연구가 활발해 지면서 당시 운전중이거나 설계중인 원자력발전소의 배관에 LBB개념을 적용하기 위해 많은 시도가 이루어져 왔다. 그 결과, 최근에는 이미 국내외 많은 원자력발전소에서 주 냉각재 배관을 비롯하여 직경이 10"(25.4cm) 이상되는 대부분의 고에너지 배관에 대해 LBB개념을 적용하고 있다. 현재 국내에서 설

계중인 영광 제3,4호기의 경우도 주 증기관(main steam line) 및 주 급수관(main feedwater line)을 제외한 모든 10"(25.4cm) 이상 배관에 대해서 LBB개념을 적용하여 설계하고 있다. 그러나 직경이 10"(25.4cm)이하인 배관의 경우는 누설감지장치를 통해 감지할 수 있는 균열의 크기가 배관의 치수에 비해 상대적으로 매우 커서 균열을 가진 배관의 건전성을 입증하는데 많은 어려움이 있다. 따라서 실제 이러한 배관에 대해 LBB개념을 적용하고 있는 원자력발전소는 거의 없으며 이에 대해서는 아직도 많은 연구가 계속 수행되고 있다. 한편 주 증기관의 경우는 배관재료의 파괴인성치가 낮고 운전중 수격현상과 같은 과도현상이 발생할 우려가 있기 때문에 현재 LBB개념을 적용하지 않고 있으나, 배관재료 및 운전조건의 개선을 통해서 LBB개념의 적용이 가능하리라 보고 때문에 이에 대해서도 많은 연구가 진행되고 있다. 그러나 주 급수관의 경우는 과거 배관손상의 경험이 있으므로 LBB적용 대상에서 배제되고 있다.

## 3. 일반적인 LBB해석절차

일반적으로 배관에 LBB개념을 적용하기 위해서는 우선 대상 배관이 부식, 수격현상 및 피로로 인해 파손될 우려가 있는지에 대한 조사를 선행해야 하며 이와같은 현상으로 인해 파손이 우려되는 배관에 대해서는 LBB개념을 적용할 수가 없다. 그러나 이와같은 파손요인이 존재하지 않는 배관은 일단 LBB적용대상 배관으로 선정된다. 선정된 배관에 대해서는 정적, 동적 배관해석 및 피로해석을 통해 예상되는 균열의 위치, 형태 및 감지가 가능한 균열의 크기를 결정하고 이를 근거로 가상균열을 가지는 배관의 거동을 평가한다. 여기서 말하는 균열은 모두 관통 균열(through-wall crack)은 의미한다. 균열이 있는 배관의 거동을 평가 할 때는 발전소 운전도중 발생할 수 있는 가장 심각한 하중을 사용하므로 균열주위에는 "상당한

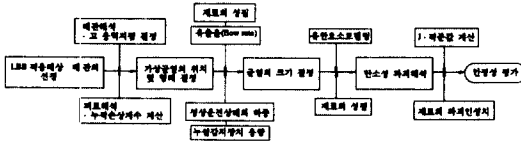


그림 1 일반적인 LBB해석절차

부분의 소성영역이 존재하게 되며 따라서 탄소 성해석을 통해서 이의 거동을 평가한다. 탄소 성파괴해석을 통해 얻은 결과는 균열을 가진 배관의 안정성 평가를 위해서 사용되며 안정조건을 만족하는 배관에 대해서만 실제로 LBB 개념을 적용하여 설계할 수 있다. 그림 1은 이와같은 일반적인 LBB해석 절차를 도식적으로 표시한 것이며 각 단계에서의 구체적인 해석방법은 4절에 소개하였다.

#### 4. LBB해석방법

##### 4.1 균열발생 예상 위치 및 형태 결정

먼저 LBB를 적용하고자 하는 대상 배관계에 대한 피로해석 및 정적, 동적 배관 해석을 수행하고 그 결과를 이용하여 배관계통 내에 균열 발생이 예상되는 지점 및 가상균열의 형태를 결정한다. 일반적으로 가상균열의 위치는 배관계통에 발생하는 응력 및 누적손상계수(cumulative usage factor)의 크기에 따라 결정된다. 가상균열의 형태는 그 지점에서의 응력상태와 밀접한 관계가 있으며 응력상태에 따라 원주방향(circumferential crack) 혹은 축방향 균열(longitudinal crack)로 가정된다. 그림 2는 원자력발전소의 대표적인 주 냉각재 배관에 대해 균열 발생이 예상되는 지점 및 발생 가능한 가상균열의 형태를 나타낸 것이다.

##### 4.2 감지가능한 균열의 크기 결정

균열을 가진 배관에 대한 안정성(stability) 평가를 위해서 균열발생이 예상되는 각 지점에서의 감지가능한 균열의 크기(detectable crack size)를 결정한다. 감지가능한 균열의

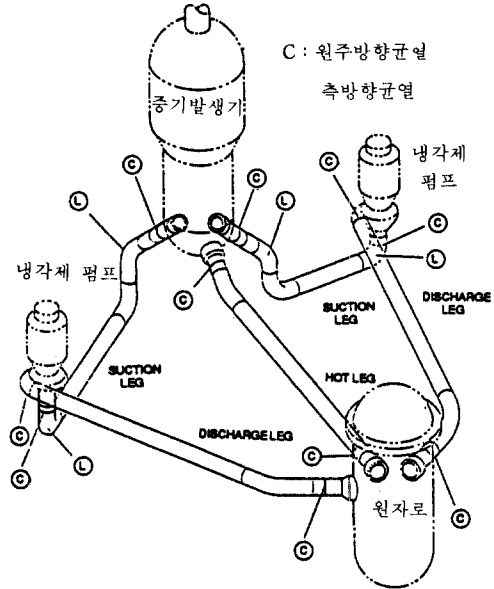


그림 2 균열발생 예상지점 및 균열의 형태

크기는 발전소내에 설치된 누설감지장치(leak detection system)의 감지능력 관계가 있으며 일반적으로 정상운전상태에서 10gpm(37.85 l/min)의 누설을 허용하는 균열의 크기로 결정된다. 감지가 가능한 균열의 크기는 이밖에도 주어진 균열을 통한 유체의 유출률(flow rate)과도 밀접한 관계가 있다. 그러나 유출률은 균열의 기하학적 구조 뿐만아니라 균열단면의 표면조도(surface roughness)에 따라 좌우되기 때문에 이를 정확하게 예측하기가 매우 어렵다. 그러나 현재까지의 이론적, 실험적 연구 결과<sup>2)</sup>에 의하면 원자력발전소의 격납용기 내부에 있는 배관의 경우 배관균열을 통한 유출률은 약 250~350gpm/in<sup>2</sup>(1.47~2.05 l/min/mm<sup>2</sup>) 정도이며 따라서 균열을 통해 10gpm(37.85 l/min)의 유체가 누출되기 위해서는 0.03in<sup>2</sup>(19.4mm<sup>2</sup>)~0.04in<sup>2</sup>(25.8mm<sup>2</sup>)의 균열개구면적(crack opening area)이 필요한 것으로 알려져 있다. 따라서 보수적인 해석을 위해서, 감지가능한 균열의 크기는 약 0.04in<sup>2</sup>(25.8mm<sup>2</sup>) 정도의 균열개구면적을 갖도록 결정되며 이

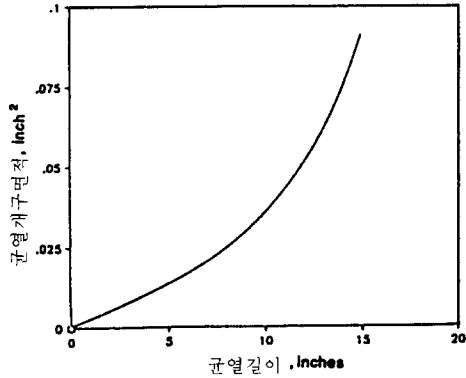


그림 3 균열길이에 따른 균열개구면적

크기는 Kumar와 German<sup>(3)</sup>에 의해 제안된 탄소성 평가방법을 이용하여 계산된다.

그림 3은 직경이 42"(106.68cm)인 배관의 임의의 한 지점에서 균열개구면적과 균열크기의 관계를 나타낸 것이다.

### 4.3 유한요소법을 이용한 탄소성 파괴해석

균열을 가진 배관의 탄소성 파괴해석을 위해서 3차원 유한요소법이 이용되며 앞서 계산된 감지가능한 균열의 크기를 토대로 하여 다음과 같이 두개의 서로 다른 균열크기를 갖는 배관에 대한 유한요소 모델링을 한다.

(1) 감지가능한 균열과 같은 크기의 균열을 가지는 배관에 대한 유한요소모델(작용하중에 대한 안전여유 확인)

(2) 감지가능한 균열크기의 2배에 해당하는 균열을 가지는 배관에 대한 유한요소모델(균열 크기에 대한 안전여유 확인)

그림 4는 탄소성 파괴해석시 사용된 3차원 유한요소모델이다.

탄소성해석을 위해서는 일반적으로 발전소 운전도중 발생할 수 있는 가장 심각한 하중을 사용하며 작용하중은 다음과 같은 하중의 조합으로 구성된다.

- (1) 내압 (pressure)
- (2) 정상운전상태 (normal operation)에서의

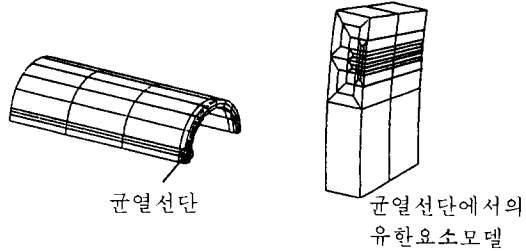


그림 4 유한요소모델

### 하중

(3) 안전정지지진 상태 (safe shutdown earthquake)에서의 하중

즉, 작용하중에 대한 안전여유를 확인하기 위한 유한요소 모델에는 전체 적용하중이  $\sqrt{2} \times$  (내압+정상운전상태의 하중+안전정지지진하중)이 되도록 하여 설계원자력 발전소의 운전도중 발생할 수 있는 최대 하중 보다도 약 1.4배 정도 큰 하중을 작용시키고 균열크기에 대한 안전여유를 확인하기 위한 유한요소 모델에는 발전소 운전도중 발생할 수 있는 최대하중인 (내압+정상운전상태의 하중+안전정지지진하중)만을 작용한다.

### 4.4 J-적분값의 결정

3차원 탄소성파괴해석으로부터 균열선단 주변에서의 응력장의 강도를 결정하기 위해 J-적분값을 이용한다. J-적분값은 균열선단에서의 변형에너지의 변화율과 관계가 있으며 이 값을 구하기 위하여 보통 가상균열 변위법 (virtual crack extension method)을 이용한다. 즉,

$$J = \frac{du}{da}$$

여기서  $du$ 는 변형에너지의 변화율이며  $da$ 는 균열선단에서의 가상변위이다.  $du$ 를 결정하기 위해서 3차원 탄소성해석시 균열선단주변의 절점 (node)에 균열의 개구방향으로 가상변위를 작용시키며 보통 균열선단에 위치한 요소의  $10^{-3}$ 정도에 해당하는 크기의 가상변위를 준다. 그림 5는 작용하중의 크기에 따른 J-적분값의

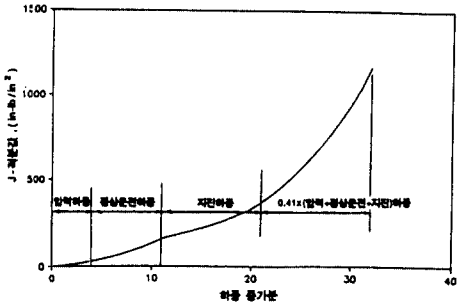


그림 5 작용하중에 따른 J-적분값의 변화

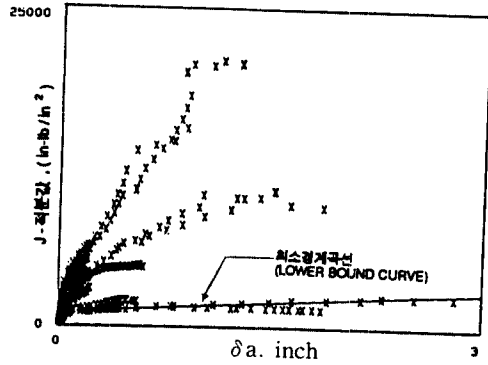


그림 6 탄소강재료에 대한 파괴인성치

변화를 보여주고 있다.

#### 4.5 재료의 파괴인성치

배관의 용접재료 및 모재(base metal)에 대한 파괴인성치는 동일한 재료라 할지라도 시편의 크기, 용접조건 및 시편의 채취부위에 따라 많은 차이를 나타내므로 보수적인 해석을 위해서는 가능한 한 많은 자료를 수집하고 수집된 자료들로 부터 가장 낮은 값을 취하여 사용해야 한다. 그림 6은 미국 MEA (material engineering association)의 PIFRAC data base로부터 수집한 자료로서 탄소강 용접재료에 대한 파괴인성치를 나타내고 있다.

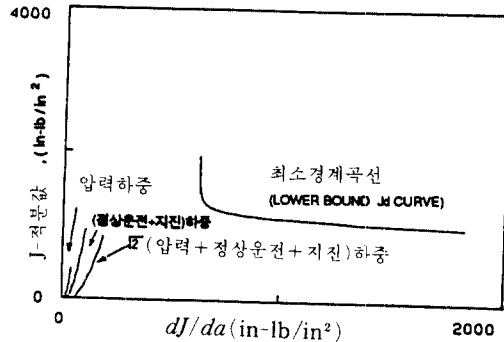


그림 7 안정성 평가

#### 4.6 안정성 평가(Stability Evaluation)

균열을 가진 배관에 대한 안정성여부는 탄소성 파괴해석을 통해 구한 J-적분값과 재료의 파괴인성치를 비교함으로써 평가할 수 있으며 대상배관 중에서 다음과 같은 연성균열 진전에 대한 안정조건을 만족하는 경우에 대해서만 LBB개념을 적용할 수가 있다.

$$J_a < J_{Ic} \quad \text{또는} \quad (1)$$

$$\left(\frac{dJ}{da}\right)_a < \left(\frac{dJ}{da}\right)_m \quad (2)$$

상기 조건식에서  $J_a$  및  $(dJ/da)_a$ 은 유한요소해석 결과로부터 구한 값으로 작용 하중에 대한 J-적분값 및 J-적분값의 변화율을 나타내며  $J_{Ic}$  및  $(dJ/da)_m$ 은 재료 고유의 파괴인성치 및 균열길이의 변화에 따른 파괴인성치의

변화율을 의미한다. 한편, 상기 조건식의 식 (1) 과 식(2) 중 최소한 한가지 식 만을 만족하면 배관에 균열이 존재하더라도 그 배관은 안정된 거동을 보인다고 말할 수 있으나 보통 작용하중에 대한 J와  $(dJ/da)$ 관계곡선을 재료에 대한 J와  $(dJ/da)$ 관계곡선과 비교함으로써 식(1)과 식(2)의 만족여부를 동시에 확인한다. 그림 7은 원자력발전소의 주 냉각재 배관에 대한 안정성평가 결과를 보여주고 있으며 작용하중에 의한 J-적분값 곡선이 모두 재료의 파괴인성치 곡선보다 아래에 위치하고 있으므로 LBB개념 적용시 필요한 안정조건을 만족하고 있음을 알 수 있다.

## 5. 맺 음 말

이상에서 원자력발전소 배관에 대한 일반적인 파단전누설(LBB)개념 적용절차 및 해석 방법에 대해 간단히 기술하였다. 그러나 LBB 해석방법은 배관의 크기 및 작용하중의 상태에 따라 많은 차이가 있으므로 보다 많은 배관에 LBB개념을 적용하여 설계하기 위해서는 합리적인 해석방법의 마련, 배관재료의 파괴인성치 향상 및 원자력발전소의 운전조건 개선등을 위한 지속적인 노력이 필요하리라고 판단된다.

## 참 고 문 헌

- (1) Woo, H.H., Holman, G.S. and Chou, C. K. 1984, "Failure Probability of PWR Reactor Coolant Loop Piping", LLNL Report UCRL-86249.
- (2) Norris, D.M. and Chexal, B., 1987, "PICEP : Pipe Crack Evaluation Program", EPRI NP 3596-SR.
- (3) Kumer, V., German, M.D. and Shih, C.F., 1981, "An Engineering Approach for Elastic-Plastic Fracture Analysis", EPRI NP 1931.
- (4) Bryan, B.M. et al., 1987, "NUREG/CR 4670 (ORNL 6187), "Test of 6 inch Thick Pressure Vessels series 3 : Intermediate Test vessel V-8A-Tearing Behavior of Low Upper Shelf Material".
- (5) Yu, Y.J., Ayres, D.J. and Fabi, R.J., 1989, "Demonstration of Leak Before Break for Main Loop and Surge Line Piping of YGN 3 & 4", Proceedings of the international Symposium on PVT and Nuclear Code & Standard.

