

# 원자력발전소 주요부품 구조재료의 파괴 저항성 및 건전성

홍 준 화

## Fracture Resistance and Integrity of Structural Materials for Major Nuclear Reactor Components

Jun-Hwa Hong



- 홍준화(한국원자력연구소 구조용강 분야)
- 1952년생
- 재료강도학을 전공하였으며, 조사손상을 비롯한 원자력발전소 부품 구조재료에서의 재료열화 원인규명, 수명, 건전성 평가 그리고 구조재료의 개선, 개발에 관심을 가지고 있다.

### 1. 머리말

우리나라에는 1995년 4월 현재 10기의 원자력발전소가 가동중이며, 7기가 건설중에 있고, 영광 4호기가 1996년 3월에 상업운전을 앞두고 있다. 원자력발전소는 안전성 확보가 무엇보다 중요하기 때문에 가상적인 설계기준사고를 상정하여 이에 대한 대처방안을 계통설계시 고려하며, 운전시에도 구조적인 건전성 확보를 전제로 한다.

원자로 압력용기, 주배관 등과 같은 대부분 구조물이나 부품은, 특히 용접부가 있는 경우, 균열과 같은 결함이 초기부터 불가피하게 존재하게 된다. 이 결함은 고온(약 300°C), 고압(약 2500 psig) 및 피로하중의 원자력 특유의 환경하에서 성장, 전파하여 임계크기 이상이 될 수 있으며, 방사선조사 및 열에 의해 재료의 파괴인성치가 가동에 따라 감소하므로 취성 또는 불안정연성 파괴

의 위험이 증대된다. 결국 부품의 건전성을 위협하고, 나아가 수명을 지배하게 된다.

원자력발전소가 일반의 발전소와 특히 다른 점은 사용환경에 중성자와 같은 방사선조사가 포함되어 있다는 것이다. 원자력 특유의 방사선 조사(irradiation)는 원자로 압력용기 재료를 강화(strengthening), 경화(hardening)를 통해 취성화시켜 파괴저항성을 크게 떨어뜨린다. 이 현상은 중성자 조사취화(neutron irradiation embrittlement)라 불리며 원자로의 건전성에 가장 큰 위협 요인이 된다.<sup>(1,2)</sup>

원전부품의 구조건전성은 설계, 재료선택, 제조, 검사, 시험 및 가동시 각각에 해당되는 코드, 규격, 요구조건 및 지침을 엄격히 따라야 확보될 수 있다. 특히 중성자 조사효과 감시(surveillance)와 전 수명기간 동안 파괴에 대한 저항성 확보가 주 관심 대상이다. 건전성 확보를 위해서는 조사손상 등으로 가동에 따라 나빠지는 재료물성치가 정확

히 측정, 예측, 평가되어야 하고, 이들이 건전성에 미치는 효과가 탄성 및 탄소성파괴역학(LEFM, EPFM)에 근거한 해석기법으로 평가, 확인되어야 한다. 즉 파괴역학의 세 가지 요소인 파괴인성치, 결함크기, 작용응력 각각에 대한 여유도를 분명히 할 수 있을 때 건전성이 확보되었다고 하겠다.

이 글에서는 원자로 압력용기에서의 중성자 조사취화와 연관된 파괴특성 감소 등의 구조건전성 문제, 그리고 1차계통 주 배관에 있어서의 파단전누설(LBB), 열취화 등 파괴저항성과 관련되는 건전성 문제를 일부 시험·평가자료와 함께 소개하고자 한다.

## 2. 원전 주요부품 재료 및 경년열화

원자력발전소 주요부품 소재는 구조적 건전성과 관련하여 특별한 고려하에 선택된다. 방사선조사를 비롯한 광범위한 냉각재 온도, 불순물 농도 등 원자력 특유의 환경에서 약 40년의 수명기간중 안전성이 유지되어야 하므로 재료의 기계적 및 화학적 특성이 충분히 고려되어야 한다. 즉 원자로용기를 비롯한 내압을 받는 부품에서의 취성파괴, 불안정연성파괴를 방지하고 계통유체에 의한 부

식을 방지하여야 한다. 부식방지를 위하여 1차 계통 유체와 접촉하는 부위는 스테인레스강을 사용하거나 이로 용접피복(weld cladding) 하며, 특히 용접 및 열처리와 관련한 예민화(sensitization) 방지에 유의하고 있다.

표 1은 가압경수로 주요부품에 사용되는 재료의 목록이다. ASME B & PV code Sec. II의 재료규격이 사용되고 있음이 특징적이다.

압력용기재료로, 초기에는 일반보일러용강(steel)인 Mn-Mo계 또는 Si-Mn계강이 사용되었으나, 1970년대 이후로는 Mn-Mo-Ni계 담금질-뜨임처리된(Q/T) 저합금강인 SA533-B-1 강판이나 SA508-2 또는 SA508-3 단조재가 사용되고 있다(여기서 SA는 ASTM 철계합금 재료규격 Axxx를 ASME 규격에서 도입하면서 S자를 하나 더 붙인것임).

국내 원자로의 경우, 고리 1호기는 SA508-2, 고리 2, 3, 4 호기 및 영광 1, 2 호기는 SA533-B-1, 울진 1, 2 호기 및 영광 3, 4 호기는 SA508-3 강으로 제작되었다. 특기해야 할 것은 영광 3, 4호기부터는 한국중공업(주)에서 국산화 제작에 성공한

표 1 주요 경수로 부품 구조재료

부 품	재 료	규 격	부 품	재 료	규 격
○압력용기			○1차계통 배관		
-동체	저합금강	SA508-2,3 SA533-B-1	-배관, 피팅	주조스테인레스강	Cast SS(SA351,451)
-피복	γ-스테인레스강	308L, 309L	세이프엔드	저합금강	SA516 Gr.70, SA508-1a
○증기발생기				γ-스테인레스강	316, 347 SS
-동체	저합금강	SA508-2, 3 SA533	○펌프	주조스테인레스강	SA351, 451 SS
-전열관	니켈합금	Inconel 600, 690	○밸브	주조스테인레스강	SA351, 451 SS
-지지판	저합금강	SA508-2, 3	○노내구조물	γ-스테인레스강	SS
○가압기			○2차계통 배관	탄소강	SA106C, SS
-동체	저합금강	SA508-2, 3 SA533		γ-스테인레스강	

SA508-3 단조재를 사용하고 있다는 것이다. 단조재는 압연재인 강판에 비해 축방향 용접 부가 없이 용기를 제작할 수 있는 커다란 잇점 때문에 최근에는 SA508-3 강이 전세계적으로 주로 사용되고 있고, 대형화, 일체화를 기하고 있다. 원자로 용기강은 균질성, 파괴인성 등이 매우 우수해야 하며, 결합이 없고, 기계적 성질 및 피로특성이 양호해야 하고, 특히 중성자 조사취화가 적어야 하며, 용접성, 가공성 등이 양호해야 한다. 조사취화에 기인한 파괴저항성 감소를 줄이기 위해 1983년 ASTM규격<sup>(3)</sup>에서는 조사취화의 주요인으로 작용하는 구리(Cu)와 인(P) 함량을 각각 0.1%, 0.015% 이하로 또한 인성과 피로균열 전파속도에 유해한 유황(S) 함량을 0.018% 이하로 제한하고 있다.

증기발생기 및 가압기의 동체(shell)에도 압력용기강과 동일한 재료가 주로 사용되고 있음을 주목할 필요가 있다.

일차계 배관에는 SA351, SA451의 2상 주조 스테인레스강이 주로 사용되어 왔으며, 영광 3, 4호기 이후에는 스테인레스강을 피복용접시킨 SA508-1a 강이 사용되고 있다. Surge line이나 safe ends 등에는 단련된(wrought) 오스테나이트계 스테인레스강(Type 304, 316, 347 등)이 주로 사용된다.

대부분의 부품은 용접으로 제작되며, SAW, SMAW, TIG 용접법이 적용된다.

원전부품에서의 경년열화(aging degradation) 현상은 재료의 열화와 균열의 생성, 성장으로 대별된다. 이들을 일으키는 기구(mechanism)로 전자의 경우에는, 노심영역 재료에서의 중성자 조사취화, 용기지지물에서의 저온 저에너지 중성자 조사취화, 열시효(thermal aging), 변형시효(static or dynamic strain aging) 등이 있으며, 후자의 경우는, 가동·정지 등에 의한 저주기피로 및 진동 등에 의한 고주기 피로 손상, 응력부식, 환경유기 균열 등이 있다. 또한 이들 기구들 간의 중첩에 의한 상승효과가 중요

하다.

### 3. 원자로 압력용기

#### 3.1 중성자 조사취화

중성자와 같이 높은 에너지를 갖는 입자가 금속재료에 조사되면 격자원자와 충돌하여 그들의 정상위치를 벗어나게 함으로써 원자공공(vacancy), 격자간원자(interstitial atom), 불순물원자(impurity atom) 등을 생기게 한다.<sup>(4)</sup> 이들은 이동하여 소멸되거나 다른 결함들과 상호작용하여 직접적으로 공공/침입형원자의 결함 cluster(microvoid), 전위환(dislocation loop), 결핍영역(depleted zone)을 만들거나, 간접적으로 미세 석출물(precipitate)을 만든다.

조사유기 결함들은 전위이동에 대한 추가적인 장애물 역할을 하고 대부분 전위이동 저항성을 나타내는 마찰경화(friction hardening) 항을 증가시켜 항복강도를 증가시킨다. 조사로 생긴 결함에 의한 마찰응력( $\sigma_i$ )은 다음식으로 표시될 수 있다.<sup>(4)</sup>

$$\sigma_i = \alpha G b \rho^{1/2} + \beta N^{1/2} \quad (1)$$

여기서,  $G$ 는 전단계수,  $b$ 는 버거스 벡터,  $\rho$ 는 전위밀도,  $N$ 은 장애물의 체적밀도이고  $\alpha$ ,  $\beta$ 는 상수다. 일반적으로  $\rho$ 와  $N$ 은 중성자속(flux),  $\phi$ 에 비례하므로 식 (1)은 다시 식 (2)로 쓸 수 있다.

$$\sigma_i = \alpha G b (\phi t)^{1/2} \quad (2)$$

여기서,  $t$ 는 조사시간이다. 즉 마찰응력증가는 조사량의 1/2승에 비례함을 나타낸다.

조사유기 결함중, 압력용기강에서는 결핍영역, microvoid, Cu 또는 P함유 탄화물과 같은 극미세 석출물 등이 가장 중요하다.<sup>(5,6)</sup> 그러므로 압력용기강 경화해석에 일반적인 석출 또는 분산경화 이론을 적용할 수 있다.

대표적 조사취화 모델로는 Odette와 Lucas의 것<sup>(7)</sup>과 Fisher의 것<sup>(8)</sup>이 있다. 두모

델 공히 Cu 석출물에 기인한 항과 Cu에 무관한 기지(matrix) 내의 microvoid, 전위환 등의 조사손상항으로 나누어 생각하고 있다. 그림 1은 압력용기강 조사취화모델의 개략도이다. 조사취화량중 Cu의 기여 정도를 보여준다.

조사취화 영향인자로는 조성, 조직 및 조사온도, 조사속도(dose rate), 에너지스펙트럼 등의 조사조건을 들 수 있다. 강의 조성중 조사취화를 주로 유발하는 원소는 Cu, Ni, P이다. Cu는 가장 유해한 원소로 0.1% 정도의 소량으로도 취화를 매우 촉진시킨다. 이는 전술한 미세 Cu 석출물 형성에 기인한다.<sup>(5,6)</sup> 조사량에 따른 취화량은 여러가지로 변천해 왔으나 조사량의 약 0.3승에 비례한다고 알려졌다.

조사손상 과정 및 기구를 이해하고 조성 등의 영향인자를 고려하면, 조사취화량을 예측할 수 있다. 지금까지 제시되어 사용되어 온 예측방법은 불순물 함량에 기초를 두고 있다.

기준 무연성 천이온도변화( $\Delta RT_{NDT}$ )에 대해, 미국핵규제위원회 규제지침 USNRC R. G. 1.99, Rev. 1(1977)에서는 Cu와 P 함량만을 고려하고 조사량의 1/2 승에 비례하는 다음의 예측식을 제시하였다.

$$\Delta RT_{NDT} = [40 + 1000 (\%Cu - 0.08) + 5000 (\%P - 0.008)] [f/10^{19}]^{1/2} \quad (3)$$

여기서,  $\Delta RT_{NDT}$ 는 기준무연성천이온도변화량( $^{\circ}F$ )이고,  $f$ 는  $n/cm^2$ 로 나타낸 중성자 조사량이다. 그러나 Cu가 공존할 때 Ni이 취화를 촉진함이 밝혀져<sup>(5)</sup> P대신 Ni함량을 고려하여 통계처리한 다음의 예측식 (R. G. 1.99, Rev. 2(1988))가 수정 제시되어 사용되고 있다.

$$\Delta RT_{NDT} = [CF] \times f^{0.28 - 0.10 \log f} \quad (4)$$

여기서,  $[CF]$ 는 화학인자로 Cu, Ni량에 따

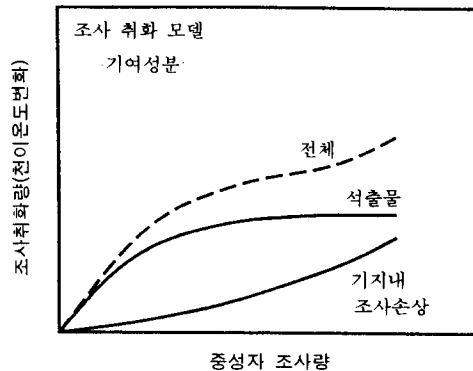


그림 1 원자로 압력용기강 중성자 조사취화 기여성분을 보여주는 모델 개략도

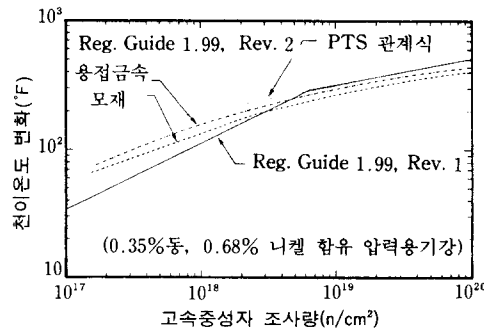


그림 2 조사량에 따른 천이온도변화 예측방법 비교 (조사취화 예측도)

라 모재와 용접금속으로 구분 도표로 제시되며,  $f$ 는  $10^{19} n/cm^2$ 로 표시된 조사량이다. 그림 2는 0.35% Cu, 0.60% Ni 함유 용기강 모재 및 용접금속에 대한 조사취화량(천이온도변화) 예측의 예이다. R. G. 1.99, Rev. 2에 의한 천이온도상승이 Rev. 1 보다 조사 초기에는 큼을 보인다.

샤피 최대흡수에너지변화( $\Delta USE$ )는 Cu함량을 고려하여 R. G. 1.99에 따라 예측된다 (Rev. 1, Rev. 2 동일). 이상의 예측방법은 조사온도가 275~300 $^{\circ}C$ 일 때 사용될 수 있으며, 중성자속, 에너지스펙트럼, 조사온도 등의 영향이 고려되지 않고 있다. 또한 예측치가 실측치와 벗어나는 경우도 많으므로,

미시적인 조사취화 기구(mechanism)에 기초를 두고 실험치, 감시시험 결과 등을 접목시킨 보다 정교한 예측식의 개발이 요구된다.

압력용기강에서의 중성자 조사효과는 전형적인 항복강도 및 경도증가로 나타나 소위 조사강화 및 조사경화 현상을 보인다. 비교적 적은 인장강도 증가와 결과적인 가공경화지수 감소를 수반하며, 균일 및 전체 연신량 감소를 초래한다. 또한 조사효과는 충격인성의 감소와 연성취성 천이온도(DBTT)의 상승으로 나타나 조사취화라 불린다. 그림 3은 조사강화와 조사취화(천이온도 변화)와의 상관관계를 개략적으로 보여준다. 그림에서 온도와 조사에 거의 무관한 벽개파괴강도와 저온에서 심한 온도의존성을 보이는 체심입방격자(BCC)를 갖는 강의 조사전·후 항복강도 곡선들과의 교점을 각각 조사전·후의 DBTT로 생각할 수 있다. 조사로 항복강도가 증가하면 교차점은 오른쪽으로 이동하며 결국 DBTT의 상승을 초래한다. 그러므로 천이온도 변화로 나타나는 조사취화는 조사로 인한 기지의 강화에 직접 기인한다고 할 수 있으며, 파단양상의 변화로도 설명될 수 있다.

조사취화량은 공업적으로 널리 쓰여온 사

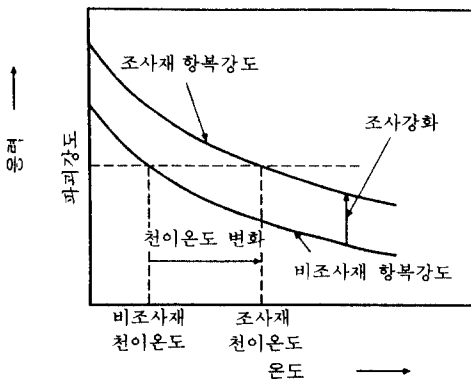


그림 3 조사강화와 조사취화(천이온도 변화) 상관 개략도

파 충격시험에 의한 기준무연성천이온도변화( $\Delta RT_{NDT}$ )와 최대흡수에너지변화( $\Delta USE$ )로 주로 평가되어왔다. 인장성질, 경도변화도 함께 이용되며, 최근에는 LEFM, EPFM에 근거한 파괴인성치( $K_{IC}$ ,  $J_{IC}$ ,  $T$ ,  $J-R$  curve) 변화를 직접 측정하려고 노력하고 있다.

기준무연성천이온도( $RT_{NDT}$ )의 개념은 원자로용기와 같은 페라이트계 강(ferritic steel) 구조물의 설계 및 운전시 필수적으로 쓰이는 것으로 DBTT에 해당된다. 조사전 초기의 기준무연성천이온도(initial  $RT_{NDT}$ )는 낙중시험으로 구한 무연성천이온도(NDT)와 충격시험결과를 조합하여 결정되며(ASME III, NB-2330 참조), 조사로 인한 기준무연성천이온도변화( $\Delta RT_{NDT}$ )는 조사전·후 충격시험곡선에서 41 J 레벨에서의 변화량으로 결정된다. 조사 후 기준무연성천이온도(adj.  $RT_{NDT}$  또는 ART)는 조사전 initial  $RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT}$ 로 결정되며, 원자로용기의 경우 한계 값이 주어지고 중요한 재료성질인자로 쓰인다.<sup>(9)</sup>

한편 불안정 연성파괴가 일어날 수 있는 천이구역 상단 이상의 고온부 upper shelf 지역에서는 최대흡수에너지 저하( $\Delta USE$ )로 조사취화량이 평가된다. USE는 EPFM에 기초한 파괴저항곡선인자( $J-R$  curve parameter)와 상관관계가 있음에 근거를 두며, 원자로용기의 정상운전을 위해서는 USE가 68 J 이상이어야 한다.<sup>(9)</sup>

그림 4는 전형적인 조사효과(취화) 예로, 충격시험에 의한 조사취화량인  $\Delta RT_{DNT}$ 와  $\Delta USE$ 를, 그리고 이들과 평면변형 파괴인성치,  $K_{IC}$ , 그리고  $J$ -적분치 변화와의 상관관계를 보여준다.

### 3.2 조사취화 감시(surveillance) 및 검사

원자로용기에서는 전 수명기간 동안 파괴에 대한 저항성(안전성) 확보가 주 관심 대상이다. 이를 위해서는 중성자 조사효과에

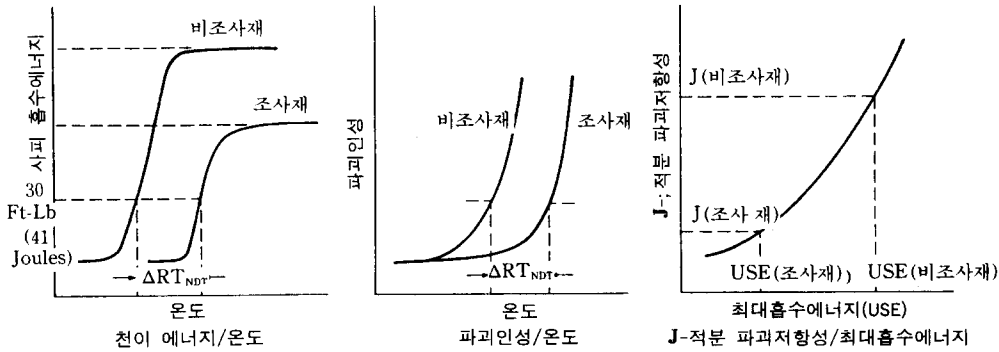


그림 4 충격성질, 파괴인성 및 J-적분 파괴저항성에 미치는 중성자 조사효과

의한 파괴저항성 감소가 계속적으로 확인되어야 한다. 운전년수에 따른 조사취화량을 측정·평가하여 취화된 재료의 성질을 고려한 비연성파괴를 방지하기 위한 안전운전곡선(P-T limit curve)을 도출하여 적용케 하고, 앞으로의 취화경향을 예측하며, 파괴방지를 위해 취해야 할 바와 시기 등을 예측한다. 이를 감시시험이라 하며, 노심영역에 사용된 재료로 만들어진 시험편을 감시용기에

넣어 용기내벽 앞에 부착시켜 놓았다가 규정<sup>(9,10)</sup>에 따라 인출 시험하여 조사취화정도를 평가하는 것이다. 시험에는 인장, 충격 및 파괴인성( $K_{Ic}$  및 J-적분)의 기계적 성질시험과 온도감시자검사, 중성자조사량측정·분석, 화학성분분석 등이 포함된다.

원자로용기에 존재하는 결함은, 자동초음파검사장비(mechanized-U/T)로 검사, 확인되며, 검출된 결함은 ASME XI의 결함해석

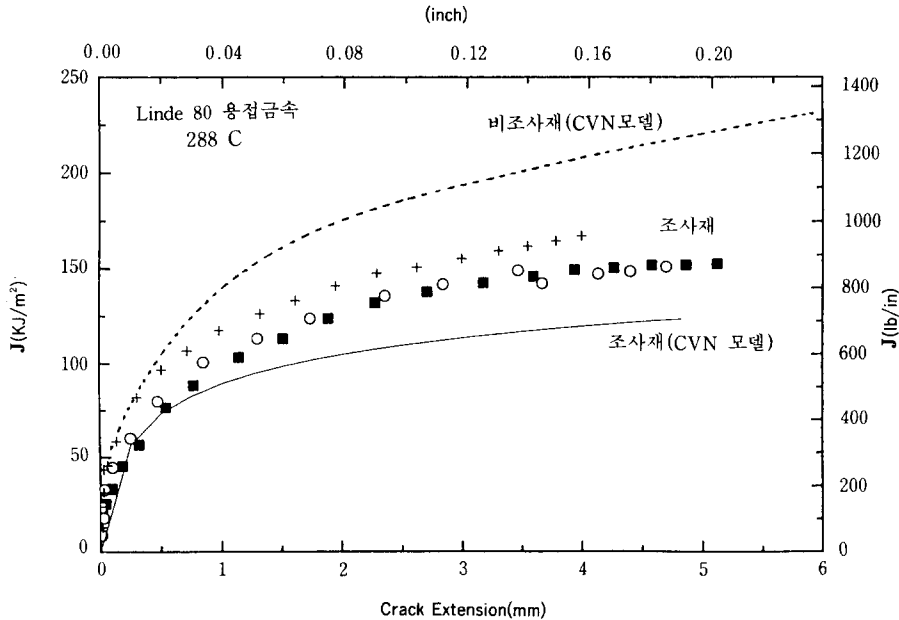


그림 5 J-R 곡선에 미치는 중성자 조사효과

절차에 따라 평가된다. 결함의 크기, 모양, 위치가 비파괴검사로 결정된 후, ① 결함을 정량화·모델화하고, ② 결함허용여부 판정 후, ③ 허용기준 불만족시 ASME XI, App. A에 따른 LFM 해석으로 결함을 재판정한다. 파괴인성치 및 균열진전속도의 재료물성치가 필요하며, 중성자조사 및 환경효과가

고려되고, 해석결과 수명말기의 결함크기가 안전여유를 고려한 임계치보다 적어야 한다.

### 3.3 파괴저항성

샤피 충격시험은 균열선단의 모양이나 시험속도 등 실제적인 파괴인성시험과는 근본

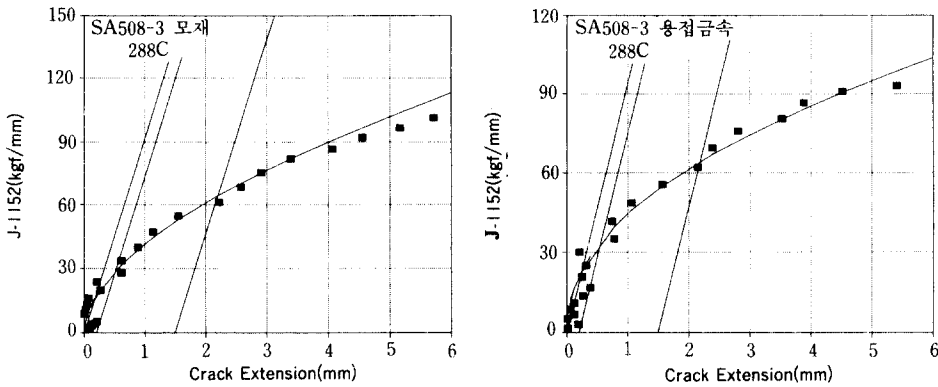


그림 6 비조사재 ASME SA508-3 압력용기강모재 및 용접금속의 파괴저항곡선(J-R curve)

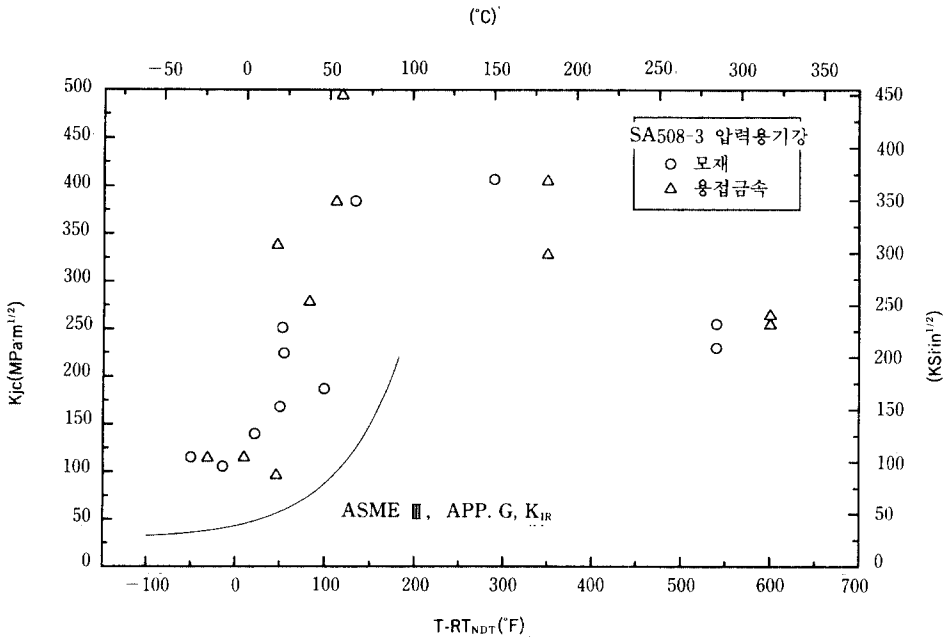


그림 7 원자로 압력용기강 SA508-3 모재 및 용접금속의 정적 파괴인성

적으로 다른 문제점이 있다. 그러므로 전전성 해석, 평가시는 조사효과가 고려된 파괴인성치의 시험자료가 사용되어야 한다. LEFM에 근거한 정적파괴인성 ( $K_{Ic}$ ), 동적파괴인성 ( $K_{II}$ ), 균열정지파괴인성 ( $K_{Ia}$ ) 시험은 물론, 더 나아가 EPFM에 근거한  $J$ -적분시험 ( $J_{Ic}$ ), 파괴저항곡선 ( $J$ - $R$  curve) 시험이 이에 해당된다. 특히 EPFM 시험은, 원자로 가동온도인 300°C를 포함한 천이온도 이상에서는 용기내에 존재하는 결함이 파괴로 일어나기가

지 어느 정도의 소성변형 혹은 연성균열의 안정한 성장을 수반하므로, 매우 중요하며, 조사취화의 새로운 평가방법으로 등장하게 되었다.

그림 5는 파괴저항곡선 ( $J$ - $R$  curve)에 미치는 중성자 조사효과와 전형적 예이다. 조사로  $J_{Ic}$  및 균열진전의 척도인 찢김계수,  $T$  (tearing modulus)가 감소하고 있음을 보여준다.

그림 6은 압력용기강 SA508-3 강 모재 및

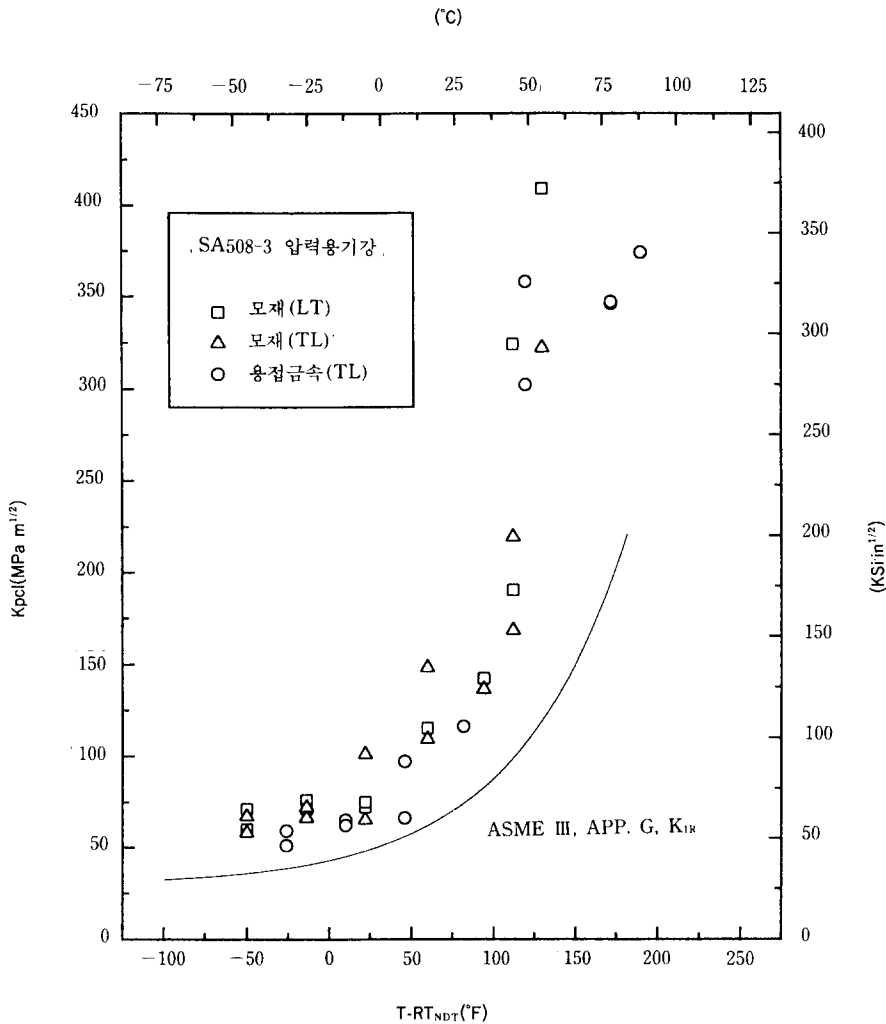


그림 8 원자로 압력용기강 SA508-3 모재 및 용접금속의 동적 파괴인성



용접금속에 대한 288°C에서의 비조사재에 대한 파괴저항곡선이다. 조사전의 높은 파괴 저항성을 확인할 수 있다.

그림 7과 8은 SA508-3 강의 정적 및 동적 파괴인성치를 천이온도를 보정한 시험온도에 대해 도정한 것이다. ASME Code Sec. III 및 XI에 제시되어 있는 참조 파괴인성치 ( $K_{IR}$ ) 곡선과 비교할 수 있다.

### 3.4 건전성 평가

원자로용기에서 중성자조사취화로 인해 재료의 파괴저항성이 충분치 못할 경우는 압력 용기의 건전성이 평가·확인되어야 한다.

기본적으로 조사취화와 관련된 원자로용기 건전성에 관해서는 다음과 같은 세 가지 주요 문제(issue)가 있다.

- (1) 저인성(LUST: low upper shelf toughness) 문제
- (2) 가압열충격(PTS: pressurized thermal shock) 문제
- (3) 압력·온도한계(P-T Limit)/저온과부하(LTOP: low temperature overpressurization) 문제

그림 9는 조사취화된 압력용기에서 위 세 가지 문제와 관련된 건전성과 파괴안전여유를 확보하기 위한 규제과정을 취화현상 그림과 함께 보여준다. 각각의 문제에 대한 상세한 내용은 관련자료<sup>(11)</sup>를 참고하기 바라며, 여기서는 저인성 문제와 관련된 파괴역학해석 건전성평가 예를 간단히 소개한다.

파괴역학 해석을 위하여는 다음의 두 가지 parameter 값이 필요하다.

- 구조물에 가해지는 탄소성 파괴역학 인

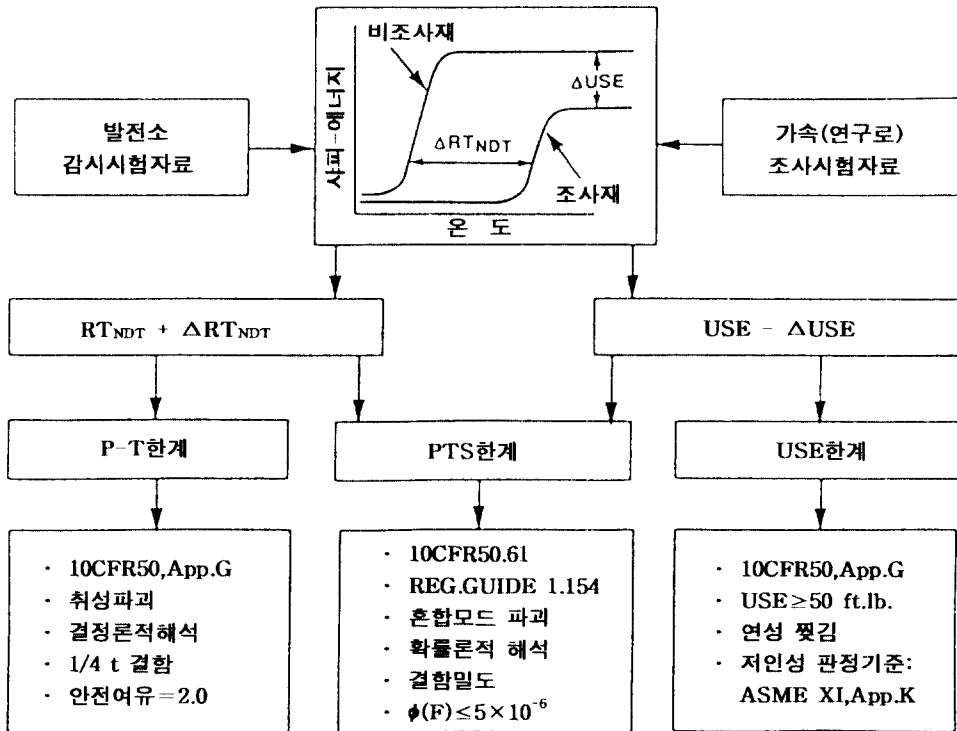


그림 9 조사취화된 원자로 압력용기의 건전성 및 파괴방지 여유를 확보하기 위한 규제과정 요약도

자값,  $J_{app}$

- 압력용기 재료의 파괴인성치,  $J$ - $R$  곡선 ( $J_{material}$ )

$J_{app}$ 는 구조물에 가해지는 하중조건 및 균열의 형상에 따라 계산되며,  $J$ - $R$  곡선은 구조물을 이루는 재료의 파괴저항 특성을 나타내는 값이다. 탄소성 파괴역학 평가는 두가지 관점에서 이루어진다. 가정된 결함이 주어진 가동조건에서 진전할 것인가와 균열진전이 안정한가에 대한 것이다. 이는 다음의 두가지 관계식으로 판단된다.

$J_{applied} < J_{material}$  at the flaw extension of 0.1 inch : criterion #1

$\frac{dJ_{applied}}{da} < \frac{dJ_{material}}{da}$  at  $J_{applied} = J_{material}$  : criterion #2

여기서, 0.1 inch는 균열진전에 대한 기준값이며, 물리적인 의미로는  $J_{IC}$ 와 동일하다. 소규모 항복 조건에서  $J_{app}$  값은 다음과 같이 구해진다.

$$J_{app} = \frac{1-\nu^2}{E} [K_I(a_{eff})]^2 \quad (5)$$

$$a_{eff} = a + \frac{1}{6\pi} \left( \frac{K_I(a)}{\sigma_y} \right)^2 \quad (6)$$

$$K_I(a) = K_f(a) + K_f'(a) \quad (7)$$

여기서, 응력확대 계수  $K_I$ 은 내압 및 열하중에 의하여 작용되는 값을 합산한다.

그림 10은 정상상태에 대하여 구하여진  $J$ - $\Delta a$  선도를 나타낸다. ASME의 기준에 따라서 안전여유 1.15를 고려한 내압에 대해 가상결함은 진전을 하지 않으며, 1.25의 안전여유에 대해서 결함이 안정함을 명확히 보

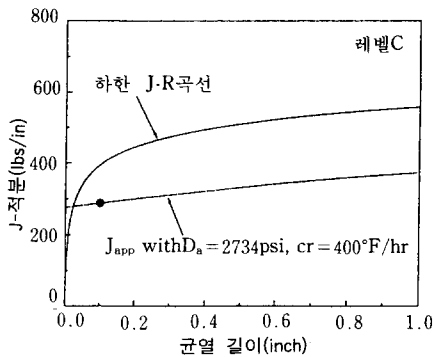


그림 10 정상 및 과도상태 (level A/B)에서의 원자로용기의 파괴해석 예

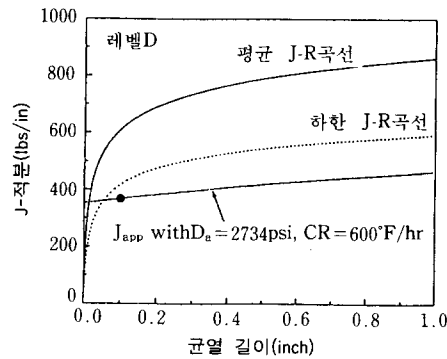


그림 11 불안정 압력 (instability pressure) 결정 예

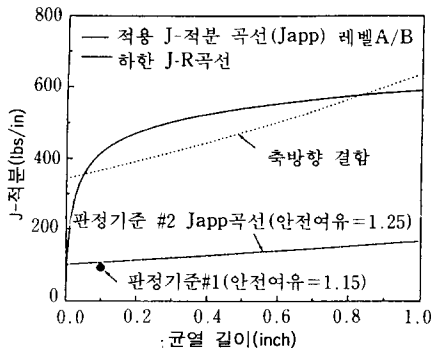
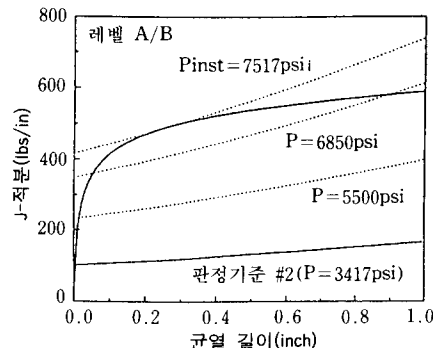


그림 12 비상 및 사고상태 (level C/D)에서의 원자로용기 파괴해석 예



여주고 있다. 원주방향(circumferential) 결합에 대한 것 외에도 참고를 위하여 축방향(axial or longitudinal) 결합에 대한 계산결과도 함께 도시하였으며 이 경우도 역시 기준안전여유도를 만족하였다. 작용압력을 증가시키면서 위의 계산을 반복하면 그림 11과 같이 불안정 파괴를 유발하는 임계압력을 결정할 수 있다. 계산된 임계압력은 원주방향의 경우 7517 psi, 축방향의 경우 3774 psi로서 누적압력에 대한 안전여유는 각각 2.75와 1.33이며, 이는 기준치인 1.25를 충분히 만족한다. 원주방향에 대하여 Level C 비상상태 및 level D 사고상태에 대한  $J-\Delta a$  선도는 그림 12와 같다. 사고상태의 경우는 ASME 규정에 따라 평균적  $J-R$  특성이 기준이 되지만 보수적 특성을 사용하더라도 평가기준을 만족한다.

#### 4. 주 냉각재 배관

##### 4.1 파괴저항성

1980년대 초부터 원자력발전소에 대한 LBB개념 연구가 활발해지면서 미국규제법규(GDC-4)에서는 1986년 4월부터 주 냉각재 배관에 대한 LBB적용을 의무화하고 있다. LBB해석은 균열발생 예상위치 및 형태결정, 감지(detect)가능 균열크기결정, 유한요소법을 이용한 탄소성파괴해석, 안정성(stability)평가의 순서로 이루어지며, 연성균열진전에 대한 안정성여부는 작용  $J$ 적분값과 재료 고유의 파괴저항치 비교로 평가된다.

1차 계통 배관의 구조적 안전성평가를 위해서는 LBB개념에 기초한 탄소성파괴역학해석이 적용된다. 파괴해석결과가 신뢰성을 가지기 위해서는 무엇보다도 재료가 보유하고 있는 고유의 파괴저항특성을 정확히 파악하는 것이 중요할 것이다. 요구되는 재료의 파괴저항 특성은  $J$ -Resistance( $J-R$ ) curve

이다. 재료의 파괴저항특성은 화학조성, 미세조직, 열처리, 가공이력 등에 매우 민감하게 의존하며, 동종의 재료라도 제조회사 및 heat 등에 따라 다른 결과를 나타내는 것이 일반적이다.

그림 13~16은 영광 3, 4호기부터 국내에서 사용되고 있는 SA508-1a강 단조재 및 용접금속, SA516 Gr. 70강 압연재, Type 347 오스테나이트계 스테인레스강의 고온(316°C) 파괴저항성 시험결과를 보여준다. 그림중 점선은 LBB해석시 참조로 사용한 파괴저항치의 참조치(reference  $J-R$  curve)

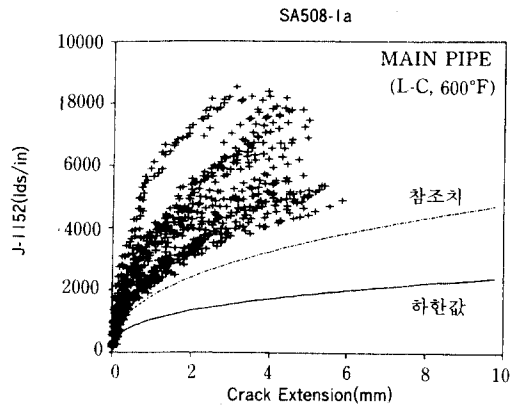


그림 13 SA508-1a강 (1차계 배관용) 모재에 대한 파괴저항곡선( $J-R$  곡선)

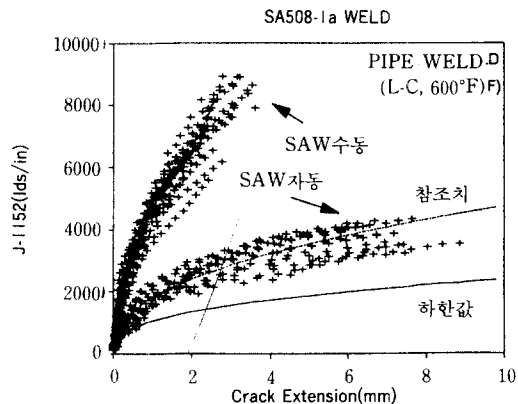


그림 14 SA508-1a강 (1차계 배관용) 용접금속에 대한 파괴저항곡선( $J-R$  곡선)

이며<sup>(12)</sup>, 비교를 위해 1차 배관재 및 그 용접재에 대한 외국의 database 중에서 하한치(lower bound  $J-R$  curve)<sup>(13)</sup>를 실선으로 표시하였다. SA508-1a강 모재의 경우 외국의 재료와 거의 유사한 경향을 나타내고, 특징적으로는 heat별로 재료특성변화 범위가 비교적 컸다. 용접재의 경우 수동 및 자동용접에 의한 재료특성 차이를 뚜렷이 보여주고 있다. 기타 상세한 사항은 참고문헌<sup>(14,15)</sup>을 참조하기 바란다.

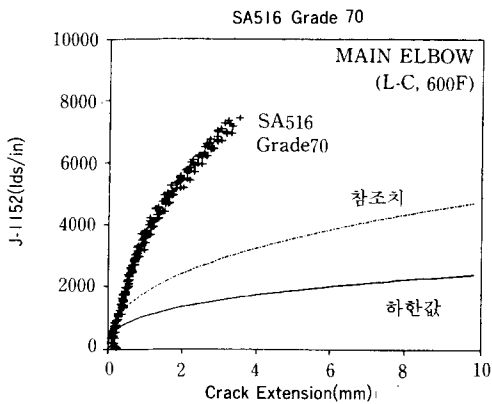


그림 15 SA516Gr70강 (1차계 배관용) 모재에 대한 파괴저항곡선( $J-R$  curve)

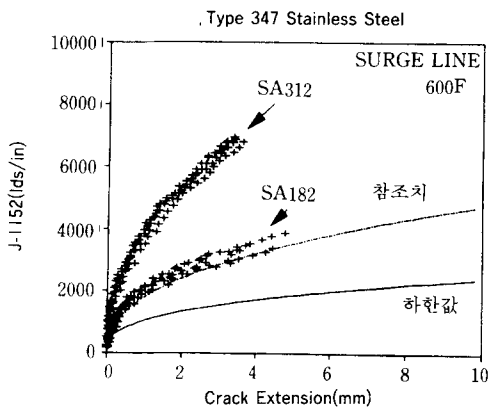


그림 16 Type 347 스테인레스강 (1차계 배관용) 모재에 대한 파괴저항곡선( $J-R$  curve)

#### 4.2 열취화(thermal embrittlement)

조사취화가 원자로용기에서 주요 수명결정 요인임에 반해, 주 배관에서의 수명은 일반적으로 피로(fatigue)에 의해 지배를 받는다. 또한 일부 배관은 시간에 따른 재료성질 변화에 민감하며(예, 주조 스테인레스강의 열시효), 부식, 침식(erosion) 등이 피로와 복합 작용하여 건전성을 위협하기도 한다. 피로와 관련된 구조건전성은 ASME Code Sec. XI에 제시되어 있는 가동중점사와 결함 해석·평가절차에 따르면 확보될 수 있다. 여기서는 현재 운전중인 국내원전 배관소재에서의 열취화에 의한 파괴저항성 저하정도 예측결과를 소개하고자 한다.

국내원전 배관소재의 화학조성으로 부터 취화의 여러가지 인자 및 열적 활성화에너지를 계산하고,<sup>(16)</sup> 이를 충격흡수에너지와 관계를 맺은 결과 그림 17과 같은 가동시간에 따른 충격에너지값의 취화경향곡선을 획득하였다. 열취화 경향은 각 발전소별로 크게 차이를 내고 있으며, 대부분의 경우 기대치 정도의 인성을 유지하고 있으나 E 발전소의 경

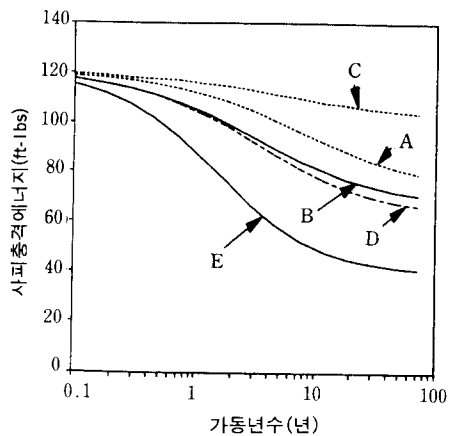


그림 17 국내원전(A-E) 주조 스테인레스강 배관소재에서의 가동시간에 따른 상온 시피-충격에너지 변화 예측

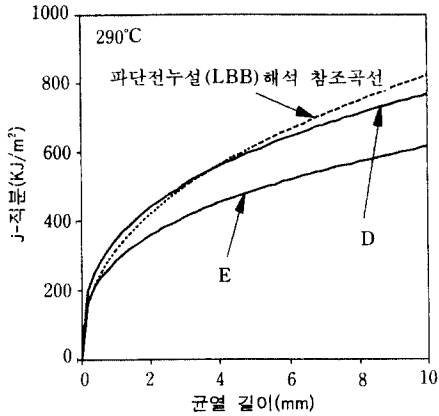


그림 18 국내원전 (그림 17의 D, E발전소) 주조 스테인레스강 배관재료에서의 수명말기(40년)에서의 파괴저항곡선(J-R curve)예측

우 취화정도가 가장 심할것으로 예상되었다. 40년 설계수명 말기에서의 고온 J-R 곡선을 실험적관계식을 이용하여 유추하였다. 취화정도가 큰 D와 E발전소에 대한 파괴저항곡선을 그림 18에 보였다. 그림 17과 함께 고려할 때 수명말기 이전에도 심한 취화의 가능성을 나타내고 있다. 이 결과는 단지 화학성분만을 이용한 예비적 해석결과이지만 가동중 안전성 확인 및 수명연장 계획에 있어서는 열취화문제에 대한 고려가 필수적임을 보여준다. 상세한 것은 참고문헌 (17)을 참고하기 바란다.

### 5. 맺음말

원자로 압력용기 및 주 배관등 원자력발전소 주요부품 구조재료에서의 파괴저항성 및 건전성 문제를 일부 시험결과 및 평가결과와 함께 살펴보았다. 원자력환경하에서는 중성자 조사에 의한 조사취화 및 고온에서의 장기간 유지에 따른 열취화로 재료 고유의 파괴저항치가 가동에 따라 매우 감소하고, 이에 따라 부품의 건전성 및 수명이 매우 위협

받고 있음을 확인하였다.

현재 가동중인 원자로 10기, 건설중인 8기, 합계 18기로 세계 9위의 원자력발전국이 되며, 대북 경수로 지원과 세계시장 진출을 계획하고 있는 우리나라에서는, 보다 안전한 원자력발전소가 건설되기 위해서, 재료의 균질성 및 파괴인성 개선연구, 조사특성 연구 등을 통해 파괴저항성이 우수한 국산소재를 제작·공급하도록 하여야 한다. 또한, 수명기간 동안 고도의 건전성을 유지하면서 운전하고, 나아가 수명연장 운전을 위해서는, 용기 등 주요 부품의 상태(파괴인성치, 결함, 작용응력)를 정확히 진단, 예측, 평가하여야 하고, 이들이 건전성에 미치는 영향평가와 건전성평가기술 확립을 통한 수명예측기술을 확보하여야 한다(이들은 대부분 파괴역학 시험 및 해석기술에 바탕을 두고 있다). 국내 산·학·연 관련자들의 특별한 관심을 촉구하는 바이다.

### 참고문헌

- (1) Steele, L. E., 1975, "Neutron Irradiation Embrittlement of RPV Steels," IAEA TRS 163.
- (2) Steele, L. E., 1983, "The Bases for Surveillance Programs," ASTM STP 784, pp. 1~14.
- (3) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sec. II, 1983.
- (4) Olander, D. R., 1976, USDOE/ERDA, TID-26711-P1, pp. 418~462.
- (5) Lucas, G. E., Odette, G. R. et al., 1985, ASTM STP 870, pp. 900~930.
- (6) Odette, G. R., 1983, Scripta Met., Vol. 17, pp. 1183~1188.
- (7) Odette, G. R. and Lucas, G. E., 1986, ASTM STP 909, pp. 206~241.
- (8) Fisher, S. B. and Buswell, J. T., 1987, Int. J. Pres. Ves. Piping, Vol. 27, pp. 91

- ~135.
- (9) 10 CFR 50, App. G, 1987, "Fracture Toughness Requirements," USNRC.
- (10) 10 CFR 50, App. H, 1987, "Reactor Vessel Material Surveillance Program Req.," USNRC.
- (11) 홍준화, 이봉상, 지세환, 류우석 등, 1994, "고리1호기 원자로 압력용기 건전성 평가 (저인성 파괴해석)," 한국원자력연구소.
- (12) Design-, Purchase-Spec. for RC Pipe and Fittings for YGN 3/4, 1988, CE.
- (13) Chexal, V. K, Norris, D. M. and Server, W. L, 1988, *Int. J. Pres. Ves. & Piping*, Vol. 34, pp. 237~254.
- (14) 홍준화, 이봉상, 오종명, 1991, "영광 3, 4호기용 주배관소재의 파괴저항 특성-I, II," 한국원자력연구소.
- (15) NUREG/CR-4878 (BMI-2151), 1986.
- (16) Chung, H. M., 1992, *Int. J. Pres. Ves. & Piping*, Vol. 50, pp. 179~213.
- (17) 이봉상, 홍준화, 지세환, 류우석, 국일현, 1994, "국내원전 주조 스테인레스강 부품의 열취화평가," 한국원자력연구소. 