

# 원자로 압력용기에서의 중성자 조사효과 및 건전성

홍 준 화

## Neutron Irradiation Effect and Integrity of Nuclear Reactor Pressure Vessel

Jun-Hwa Hong



●홍준화 (한국원자력연구소)  
●1952년생.  
●재료강도학을 전공하였으며, 원자로 부품구조재료의 조사손상을 비롯한 원자력 환경에서의 재료열화 원인 규명·평가 및 수명 건전성평가 그리고 구조재료의 개선, 개발에 관심을 가지고 있다.

### 1. 머리말

고리 원자력 1호기가 1971년 착공되어 1978년 4월 29일 역사적인 상업가동을 시작한 이래 약 15년이 경과하였고, 현재 9기가 가동중이며, 7기가 건설중에 있다. 약 50%의 전력을 공급하고 있는 원자력발전은 기술면 및 경제면에서 전력공급의 중핵적 역할을 담당하고 있다.

원자력발전소가 일반의 발전소와 특히 다른점은 사용환경에 중성자와 같은 방사선 조사가 포함되어 있다는 것이다. 원자력 특유의 방사선조사는 원자로 압력용기재료를 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>

원자로 압력용기는 조사취화되며, 고온 고

압수를 담고 있고, 크고 작은 배관용 노즐과 연결된 거대 용접 구조물로, 안전상 가장 중요하며, 교체가 극히 곤란한 점 등으로 원자력발전소의 공학적 수명에 결정적인 영향을 주는 대표적인 기기이다. 원자로 용기의 건전성은 설계, 재료선택, 제조, 검사, 시험 및 가동시 각각에 해당되는 코드, 규격, 요구조건 및 지침을 엄격히 따라야 확보될 수 있다. 특히 중성자 조사 효과의 감시(surveillance)와 전 수명기간 동안 파괴에 대한 저항성 확보가 주 관심 대상이다.

건전성 확보를 위해서는 조사손상(radiation damage)의 기본에 대한 이해를 통해 조사취화로 나빠지는 재료물성치가 정확히 측정, 예측, 평가되고 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.

이글에서는 원자로 압력용기에서의 중성자 조사취화와 구조건전성확보에 관련하여, 먼저 원자로용기 재료의 현상, 특성 및 중성자 조사취화의 과정, 기구, 영향인자, 예측·평가방법을 소개하고 건전성 확보를 위한 설계, 제조시 및 중성자 조사효과 감시 등 가동중의 활동 등을 소개하고자 한다.

## 2. 원자로용기 재료 및 경년열화

원자로 압력용기는 노심영역에 핵연료 집합체가 장착되고 제어봉이 상부에서 구동되는 높이 약 13m, 내경 약 6m, 두께 약 25 cm, 중량 약 350톤의 원통형 용접구조물로 약 300°C에서 약 2500psig의 압력으로 운전된다.

용기재료로는 표 1에 보인 바와 같이, 초기에는 일반보일러용 강(steel)인 Mn-Mo계 또는 Si-Mn계강이 사용되었으나, 1970년대 이후로는 Mn-Mo-Ni계 담금질-뜨임처리된

(Q/T) 저합금강인 SA 533 B-1 강판이나 SA 508-2 또는 -3단조재가 사용되고 있다 (여기서 SA는 ASTM 철계합금 재료규격 Axxx를 ASME 규격에서 도입하면서 S자를 하나 더 붙인 것임).

국내 원자로의 경우, 고리 1호기는 SA 508-2, 고리 2, 3, 4호기 및 영광 1, 2호기는 SA 533 B-1, 울진 1, 2호기 및 건설중인 영광 3, 4호기는 SA 508-3강으로 제작되어 있다. 특기할만한 것은 영광 3, 4호기부터는 한국중공업(주)에서 국산화 제작에 성공한 SA 508-3단조재를 사용하고 있다는 것이다. 단조재는 압연재인 강판에 비해 축방향 용접부 없이 용기를 제작할 수 있는 커다란 이점 때문에 최근에는 SA 508-3강이 전세계적으로 주로 사용되고 있고, 대형화, 일체화를 기하고 있다.

원자로 용기강은 균질성, 파괴인성 등이 매우 우수해야 하며, 결함이 없고, 기계적 성질 및 피로특성이 양호해야 하고, 중성자 조사취화가 적어야 하며, 용접성, 가공성 등

표 1 전형적인 경수로 압력용기강의 종류 및 조성, 인장성질

ASTM/ASME		조 성 (wt%)						인 장 성 질 (상온)				
		C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	항복강도 (kgf/mm <sup>2</sup> )	인장강도 (kgf/mm <sup>2</sup> )	연신율 (%)	단면수축률 (%)	
초기	강 판	A212B	≤0.33	0.15 ~0.30	≤0.9	—	—	—	≥26.7	49.2~59.8	≥21	—
		A302B	<0.25	"	1.15 ~1.50	—	—	0.45 ~0.60	≥35.2	56.2~70.3	≥18	—
	단조재	A105	≤0.35	≤0.35	0.60 ~1.05	—	—	—	≥25.3	≥49.2	≥22	≥30
		A336	≤0.27	0.15 ~0.30	≤0.50 ~0.80	0.5 ~0.9	0.25 ~0.45	0.55 ~0.70	≥35.2	56.2~70.3	≥18	—
현재	강 판	A533BC1. 1	≤0.25	"	1.15 ~1.50	0.4 ~0.7	—	0.45 ~0.60	"	"	"	—
		A508C1.2	≤0.27	0.15 ~0.40	0.50 ~1.00	0.5 ~1.0	0.25 ~0.45	0.55 ~0.70	"	56.2~73.8	"	≥38
	단조재	A508C1. 3	≤0.25	"	1.20 ~1.50	0.4 ~1.0	≤0.25	0.45 ~0.60	"	"	"	"

\* 최대 Cu, P, S 함량 (ASTM-1983) : Cu=0.1%, P=0.015%, S=0.018%

표 2 원자로 압력용기강에 대한 노치인성 요구조건

	미		국	프랑스			영국	
	ASME 코드 4.4°C $RT_{NDT} + 33^{\circ}C$		10CFR50, App. G USE	RCC-M 코드 0°C 20°C $RT_{NDT}$	Sizewell 'B' USE $RT_{NDT}$			
평균치	41 J	68 J	102 J*	56 J - < -12 C			102 J < -12.2 C	
한 개								
최소치	34 J	—	—	40 J 102 J —			— —	

\*가동중 샤프 최대흡수에너지 : > 68 J (50 ft-lb)

이 양호해야 한다. 특히 조사취화에 기인한 파괴저항성 감소를 줄이기 위해 1983년 ASTM 규격<sup>(3)</sup>에서는 조사취화의 주 요인으로 작용하는 구리(Cu)와 인(P) 함량을 각각 0.1%, 0.015% 이하로 또한 인성과 피로균열전파속도에 유해한 유황(S) 함량을 0.018% 이하로 제한하고 있다.

원자로용기 재료에서 요구되는 재료성질중 가장 중요한 것은 파괴인성이다. 이는 용기의 두께가 매우 두껍다는 점에서 쉽게 유추할 수 있다. 비조사재의 노치 파괴인성에 관련하여, ASME 코드에서는 기준무연성천이 온도( $RT_{NDT} + 33^{\circ}C$ )에서 68J, 4.4°C에서 41J의 샤프충격에너지를 요구하고 있고, 미연방 규제법인 10CFR 50, App. G의 파괴인성 요건에서는 조사취화로 인성이 떨어지더라도 가동중 68J (50ft-lb) 이상을 유지하도록 하기 위해 조사전 샤프 최대흡수에너지(USE; upper shelf energy)를 102J (75 ft-lb) 이상으로 규정하고 있다. 표 2는 이들 요구조건을 종합 정리한 것으로 영국 및 프랑스의 규격 요구조건도 함께 보였다.

압력용기에서의 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, dynamic

strain aging) 등이 있으며, 후자의 경우에는, 가동, 정지 등에 의한 저주기 피로 및 진동 등에 의한 고주기 피로 손상, 응력부식, 환경유기 균열 등이 있다. 또한 이들 기구들 간의 중첩에 의한 상승효과가 중요하다. 중성자 조사취화는 원자로용기의 수명 및 건전성을 결정짓는 가장 중요한 재료열화 기구로 경수로 노심영역은 40년 설계수명동안 약  $2 \times 10^{19}n/cm^2$ , ( $E > 1MeV$ )의 고속중성자를 받게 되며 조사경화, 조사강화 현상을 통한 상당량의 조사취화를 초래하게 된다.

### 3. 중성자 조사취화

#### 3.1 조사손상 과정 및 조사취화 기구

중성자와 같이 높은 에너지를 갖는 입자가 금속재료에 조사되면 격자원자와 충돌하여 그들의 정상위치를 벗어나게 함으로써 원자 공공(vacancy), 격자간원자, 불순물원자 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 미세석출물(precipitate)을 만든다. 이들 결함들은 전위이동에 대한 추가적인 장애물 역할을 하고 대부분 전위이동 저항성을 나타내는 마찰경화(friction hardening) 항을 증가시켜 항복강도를 증가시킨다.<sup>(4)</sup> 조사로 생긴 결함

에 의한 마찰응력( $\sigma_i$ )은 다음식으로 표시될 수 있다.<sup>(4)</sup>

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

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<sup>(4)</sup> 식 (1)은 다시 식 (2)로 쓸 수 있다.

$$\sigma_i = aGb(\phi t)^{1/2} \quad (2)$$

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

조사유기 결합중, 압력용기강에서는 결핍 영역, Microvoid, Cu 또는 P 함유 탄화물과 같은 극미세 석출물 등이 가장 중요하다.<sup>(5,6)</sup> 그러므로 압력용기강 경화해석에 일반적인 석출 또는 분산경화 이론을 적용할 수 있다. Orowan 이론<sup>(7)</sup>에 의하면 전위가 장애물을 자르거나 통과에 따른 응력증가,  $\Delta\sigma$ 는 다음 식으로 표시된다.

$$\Delta\sigma = aGb/l = aGb(Nd)^{1/2} \quad (3)$$

여기서,  $l$ 은 전위활주면(slip plane)에서의 장애물 사이 거리이며,  $N, d$ 는 각각 장애물의 밀도, 직경이고,  $a$ 는 장애물 강도에 비례하는 상수다.

Cu는 함량이 0.1% 이상인 압력용기강에서의 조사취화는 대부분 극미세 Cu석출물에 기인한다. 300°C 근방에서 철(iron)에서의 Cu 용해도(solubility)는 0.03% 이하이므로 용해되지 않은 Cu가 많고, 이의 확산속도도 조사유기 과잉 공공으로 매우 빠르므로 Cu가 쉽게 석출되기 때문이다.<sup>(5,6)</sup> 조사결합 크기는 수 nm 이하로 분석장비의 관찰한계로 명확히 밝혀지지 못했었으나 최근 신예분석장비의 적용으로 일부 관찰되고 있고 조사손상에 대한 미시적 원인규명 연구의 필요성이 강조되고 있다.

대표적 조사취화 모델로는 Odette와 Lucas의 것<sup>(8)</sup>과 Fisher의 것<sup>(9)</sup>이 있다. 두 모델 공

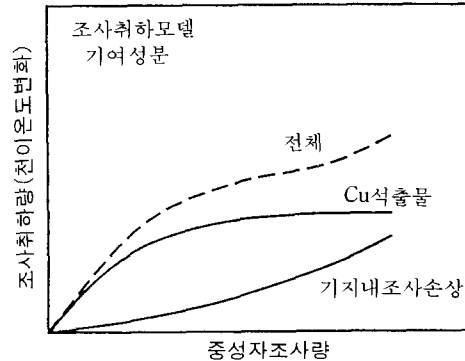


그림 1 압력용기강 조사취화의 기여성분을 보여주는 모델 개략도

히 Cu 석출물에 기인한 항과 Cu 석출물에 기인한 항과 Cu에 무관한 기지(matrix)내의 Microvoid, 전위환 등의 조사손상항으로 나누어 생각하고 있다. 그림 1은 압력용기강 조사취화 모델의 개략도이다. 조사취화량중 Cu의 기여 정도를 보여준다.

조사취화 영향인자로는 조성, 조직 및 조사온도, 조사속도(dose rate), 에너지 스펙트럼 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 Cu석출물 형성에 기인한다.<sup>(5,6)</sup> Ni은 Cu와 P 함량이 높을 경우 취화를 촉진시킨다. 그러나 인성을 위해 압력용기강에서는 약 0.5~1% 정도 함유시킨다. P는 강에서 불순물로 존재하는 원소로 조사취화를 촉진시키며 비 조사재의 인성에도 유해하므로 극히 제한된다. 금속조직의 영향은 크지는 않지만 뜨임처리된 마르텐사이트 조직이 가장 취화가 적다. 조사조건 중에서 조사온도가 높으면 조사결합 생성과 동시에 소멸(annealing, recovery)도 일어나므로 취화량이 적다. 조사속도가 낮을수록 에너지가 높을수록 취화를 크게 한다. 0.1MeV 이상의 고속중성자가 취화를 유발하며(통상

1MeV 이상 고려), 에너지가 낮은 열중성자는 크게 영향을 주지 않는다. 조사량에 따른 취화량은 여러가지로 변천해 왔으나 조사량의 약 0.3승에 비례한다고 알려졌다.

### 3.2 조사취화 예측 및 평가

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

천이온도변화( $\Delta RT_{NDT}$ )에 대해, 미국 핵 규제위원회 규제지침 USNRC R. G. 1.99, Rev. 1(1977)에서는 Cu와 P함량만을 고려하고 조사량의 1/2 승에 비례하는 다음의 예측식을 제시하였다.

$$\Delta RT_{NDT} = [40 + 1000(\%Cu - 0.08) + 5000(\%P - 0.008)] [f/10^{19}]^{1/2} \quad (4)$$

여기서,  $\Delta RT_{NDT}$ 는 기준 무연성천이온도 변화량(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))이 수정 제시되어 사용되고 있다.

$$\Delta RT_{NDT} = [CF] \times f^{0.28 - 0.10 \log f} \quad (5)$$

여기서,  $[CF]$ 는 화학인자로 Cu, Ni량에 따라 모재와 용접금속으로 구분 도표로 제시되며  $f$ 는  $10^{19}n/cm^2$ 로 표시된 조사량이다. 그림 2는 0.35% Cu, 0.60% Ni 함유 용기강의 모재 및 용접금속에 대한 조사취화량(천이온도 변화) 예측예다. R.G. 1.99, Rev. 2에 의한 천이온도 상승이 Rev. 1보다 조사 초기에는 큼을 보인다. 샤프 최대흡수에너지변화( $\Delta USE$ )는 Cu함량을 고려하여 R.G. 1.99에 따라 예측된다(Rev. 1, Rev.2 동일). 이상의 예측방법은 조사온도가 275~300°C 일 때 사

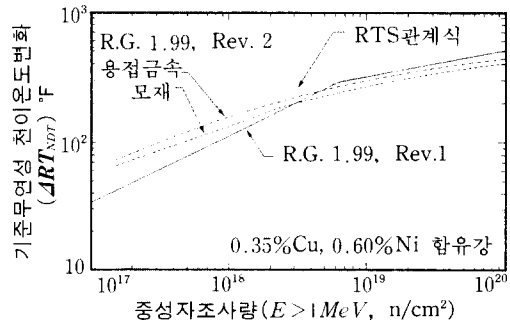


그림 2 조사취화에 의한 천이온도 변화예측에

용될 수 있으며, 중성자속, 에너지 스펙트럼, 조사온도 등의 영향이 고려되지 않고 있다. 또한 예측치가 실측치와 벗어나는 경우도 많으므로, 미시적인 조사취화기구(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 가공경화 지수 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.

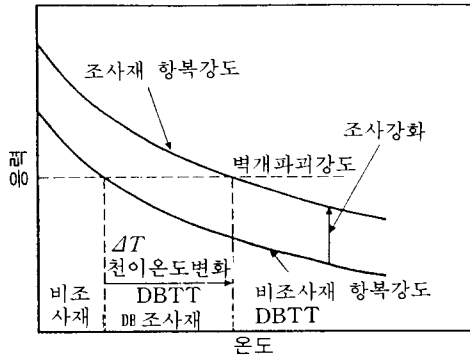


그림 3 조사강화와 조사취화(천이온도변화) 상관관계 개략도

조사취화량은 공업적으로 널리 쓰여온 사피 충격시험에 의한 기준 무연성 천이온도변화( $\Delta RT_{NDT}$ )와 최대흡수에너지변화( $\Delta USE$ )로 주로 평가되어 왔다. 인장성질, 경도변화도 함께 이용되며, 최근에는 LEFM, EPFM에 근거한 파괴인성치( $K_{IC}$ ,  $J_{IC}$ ,  $T$ ,  $J$ -R curve) 변화를 직접 측정하려고 노력하고 있다.

기준무연성천이온도( $RT_{NDT}$ )개념은 원자로 용기와 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 충격시험을 조합하여 결정되며(ASME III, NB-2330 참조) 조사로 인한 기준무연성천이온도 변화( $\Delta RT_{NDT}$ )는 조사전·후 충격시험 곡선에서 41J레벨에서의 변화량으로 결정된다. 조사후 기준무연성천이온도(adj.  $RT_{NDT}$  또는 ART)는 조사전 Initial  $RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT}$ 로 결정되며 원자로용기의 경우 한계값이 주어지고 중요한 재료성질인자로 쓰인다.

한편 불안정연성파괴가 일어날 수 있는 천이구역 상단 이상의 고온부 Upper Shelf 지역에서는 최대흡수 에너지저하( $\Delta USE$ )로 조사취화량이 평가된다. USE는 EPFM에 기초한 파괴저항 곡선인자(J-R curve parameter)와 후술하는 것과 상관관계가 있음에 근

거를 두며, 원자로용기의 정상운전을 위해서는 USE가 68J 이상이어야 한다.<sup>(19)</sup>

그림 4는 전형적인 조사효과(취화)의 예로, 충격시험에 의한 조사취화량인  $\Delta RT_{NDT}$ 와  $\Delta USE$ 를, 그리고 이들과 평면변형 파괴인성치,  $K_{IC}$  변화와의 상관관계를 보여준다. 41J에서의  $\Delta RT_{NDT}$ 와  $K_{IC}$  값  $100\text{MPa}\sqrt{m}$ 에서의 천이량( $\Delta K_{IC}$ )이 비교적 일치함을 알 수 있다.

그러나 사피 충격시험은 균열선단의 모양이나 시험속도 등 실제적인 파괴인성시험과는 근본적으로 다른 문제점이 있다. 그러므로 건전성 해석·평가시는 조사효과가 고려된 파괴인성치의 시험자료가 사용되어야 한다. LEFM에 근거한 정적파괴 인성( $K_{IC}$ ), 동적파괴인성( $K_{ID}$ ), 균열정지파괴인성( $K_{IA}$ ) 시험은 물론, 더 나아가 EPFM에 근거한 J-적분 시험( $J_{IC}$ ), 파괴저항곡선(J-R curve) 시험이 이에 해당된다. 특히 EPFM 시험은, 원자로 가동온도인  $300^\circ\text{C}$ 를 포함한 천이온도

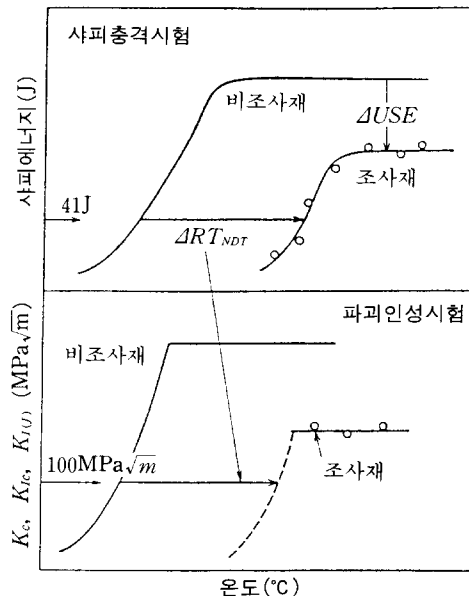


그림 4 사피 충격성질 및 파괴인성치에 미치는 중성자 조사효과

이상에서는 용기내에 존재하는 결함이 파괴로 일어나기까지 어느 정도의 소성변형 혹은 연성균열의 안정적 성장을 수반하므로, 매우 중요하며 조사취화의 새로운 평가방법으로 등장하게 되었다.

그림 5는 파괴저항곡선에 미치는 중성자 조사효과를 보여준다. 조사로  $J_{IC}$  및 균열진전의 척도인 찢김계수  $T$ 가 약 40% 정도씩 감소하고 있음을 나타낸다. 한편,  $K_{IC}$  값은 J-적분 시험을 통해 두 값의 상관식을 이용하여 구할 수도 있고,  $K_{IC}$  시험의 시편크기 문제를 부분적으로 해소할 수 있다.

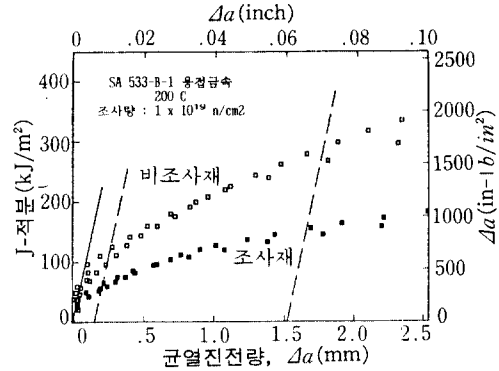


그림 5 파괴 저항곡선에 미치는 중성자 조사효과

표 3 조사취화에 의한 가동년수에 따른 인성치 변화 예 (Cu=0.3%, Ni=0.6%강)

구분	중성자조사량 [n/cm² (>1MeV)]	$RT_{NDT}$ [°F]	USE [ft-lb]	$J_{IC}$ [kJ/m²]	J-R Curve [kJm², a=mm]
조사전	0	-10	77	87	$J=150 \times \Delta a^{0.45}$
5년가동후	$2.5 \times 10^{18}$	130	60	67	$J=128 \times \Delta a^{0.41}$
20년가동후	$1.0 \times 10^{19}$	220	50	57	$J=87 \times \Delta a^{0.36}$
40년가동후	$2.0 \times 10^{19}$	250	45	43	$J=65 \times \Delta a^{0.34}$

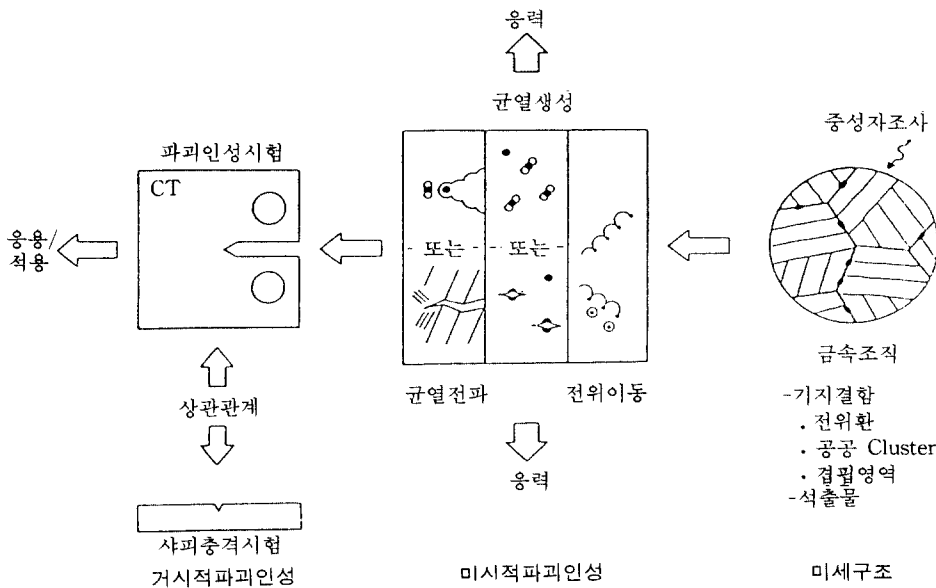


그림 6 조사취화기구 Micromechanics를 보여주는 흐름도

표 3은 조사취화에 의한 재료물성치 변화에 대한 전형적인 예를 보여준다. 조사량 즉 가동이력에 따른 조사취화 정도를 실감할 수 있다.

한편 충격인성과 파괴역학 인자 사이에는 한정된 영역에서 상관관계가 있다.<sup>(10-15)</sup> 부득이 파괴인성시험을 할 수 없거나 시험자료가 부족한 경우 보수성을 고려하여 상관관계를 이용할 수 있다. 온도, 불순물 함량, 조사량도 함께 고려한 상관관계 모델도 제안되고 있다. 상세한 것은 참고문헌 10~15를 참고하기 바란다.

또한 최근에는 기사용한 충격시편이나 파괴인성 시편을 용접방법 등으로 재생시키는 감시시편 재활용(reconstituted specimen) 기술 및 미소시편시험법 개발을 통해 시편의 수 및 크기의 한계를 벗어나고자 노력하고 있다.<sup>(16)</sup>

그림 6은 압력용기 등 구조물에 적용·응용되는 거시적 파괴인성치가, 중성자조사를 받은 재료에서의 미세구조변화로부터 시작해서 응력을 받고 있을 때 일어나는 균열생성·성장·전파 과정의 미시적 변화를 통해 어떻게 결정되는가를 보여주는 흐름도(조사취화기구 micromechanics)이다. 파괴인성치의 상관관계의 유용성도 보여준다.

#### 4. 구조 건전성 확보

##### 4.1 설계, 제조시

운전에 들어가기전 원자로용기의 건전성 확보를 위해서는, ① 해당되는 코드나 규격에 따라 설계, 제작되어야 하고, ② 엄격히 규격화된 고 품질의 재료를 사용하여야 하며, ③ 잘 정의된 절차에 따라 제작되어야 하고, ④ 엄격한 검사계획에 합당하는 종합적인 품질보증계획이 준비되어야 한다. 현재의 코드와 규격은 50년 이상의 경험을 반영하여 제정, 개정된 것으로 설계에서부터 재료선택, 제조, 열처리, 검사 및 시험을 거쳐

가동중 모니터링에 이르기까지 압력용기 기술의 모든면을 취급하고 있다. ASME III 및 XI의 요구조건과 USNRC의 요구조건 및 지침이 이에 해당된다.

원자로용기의 강도설계는 응력해석에 의한 설계라 부르기도 하며, 가능성있는 각각의 파괴모드에 대응하는 설계기준을 써서 해석에 의해 구조물의 건전성을 평가한다. 이에 사용되는 것은 ASME III로 통상의 압력용기 설계에서의 최고 사용압력과 온도를 결정하는 외에, 운전상태를 상세히 분류 각 상태에서의 하중조건을 써서 각각에 대응하는 허용치를 초과하지 않도록 한다. 비연성파괴 문제가 가장 큰 관건으로 여러가지의 촉매로 방지기술이 진보되었다. 천이온도 접근에 의한 파손평가도(fracture analysis diagram) 방법에서 LEFM에 의한 파괴역학평가 방법으로 1972년 변천되었고 ASME III, App. G로 제정되었다.

파괴역학을 구조물 설계나 건전성평가에 적용하기 위해서는 결함의 크기 및 모양, 작용응력상태, 재료의 파괴인성치의 세 가지 요소를 알아야 한다. 세 가지 요소는 서로 상관관계를 이루므로 두 가지 요소를 알거나 계산이 가능할 때 나머지 한 가지 요소에 대한 여유도를 평가할 수 있다. 이것이 소위 안전성 또는 건전성평가다.

원자로용기 설계시의 가상결함은 깊이  $t/4$ , 길이  $6t/4$ ,  $t$ =두께의 반타원형 표면결함이다. 최대가상결함에 대해 각 운전상태에서의 작용응력확대계수에 안전여유를 고려한 값( $K_I$ , applied)이, 기준 파괴인성( $K_{IR}$ , reference fracture toughness로  $K_{IC}$ ,  $K_{ID}$ ,  $K_{IA}$ 의 하한치)보다 적도록 하여 한계 사용조건(허용하중, 응력, 온도 등)을 정한다. 이때  $K_{IR}$ 은 식 (1)과 같이( $T-RT_{NDT}$ )의 함수로 표시하여 조사취화에 의한 천이온도변화량을 고려한다.

$$K_{IR} = 26.78 + 1.233 \exp$$



$$[0.0145(T - RT_{NDT} + 160)],$$

$$[ksi\sqrt{m}, ^\circ F] \quad (6)$$

#### 4.2 조사취화 감시 및 검사

원자로용기에서는 전 수명기간 동안 파괴에 대한 저항성(안전성) 확보가 주 관심 대상이다. 이를 위해서는 중성자 조사효과에 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 취화 경향을 예측하며, 파괴방지를 위해 취해야 할 바와 시기 등을 예측한다. 이를 감시시험이라 하며 노심 영역에 사용한 재료로 만들어진 시험편을 감시용기에 넣어 용기내벽 앞에 부착시켜 놓았다가 규정<sup>(17,18)</sup>에 따라 인출 시험하여 조사취화정도를 평가하는 것이다. 시험에는 인장, 충격 및 파괴인성( $K_{Ic}$  및 J-적분) 시험의 기계적 성질 시험과 온도감시자 검사, 중성자조사량측정·분석, 화학성분분석 등이 포함된다.

원자로용기에 존재하는 결함은, 자동초음파검사장비(mechanized-U/T)로 검사, 확인되며, 검출된 결함은 ASME XI의 결함해석 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 LEFM해석으로 결함을 재판정한다. 파괴인성치 및 균열진전속도의 재료물성치가 필요하며, 중성자조사 및 환경효과가 고려되고, 해석결과 수명말기의 결함크기는 안전여유를 고려한 임계치보다 적어야 한다.

#### 4.3 건전성 평가 및 수명관리

가동중인 원자로용기에 대한 건전성은 조사취화와 관련된 두 가지 문제로 압축된다. 저인성(low upper shelf toughness) 문제와 가압열충격(PTS; pressurized thermal sho-

ck)으로 불안정연성파괴와 비연성파괴 문제가 각각 해당된다.

저인성문제와 관련, 가동중 원자로용기 재료의 파괴 최대흡수에너지는 68J 이상이어야 한다.<sup>(19)</sup> 조사취화가 심한 경우 한계치 이하로 떨어질 수 있으며, 이 경우 계속 운전을 위해서는 조사재에 대한 파괴인성 시험자료를 이용한 파괴역학적 해석을 통해 안전함을 입증하여야 한다. 이것이 원자로의 수명을 결정짓는 하나의 큰 기준이 된다.

EPFM해석은, 균열생성만을 고려한 LEFM 해석이 너무 보수적(conservative)인데 반해, 균열진전에 따라 파괴인성이 증가하는 효과가 있음을 고려한 것으로, 균열진전시 부분적 소성변형을 수반하는 천이온도 이상 특히 Upper Shelf 온도, 가동온도 등에 적용하기에 합당하며, USNRC에서도 저인성 문제해석에 적용하도록 추천하고 있다.

EPFM 해석방법으로는 J-T 선도(tearing instability)법,<sup>(20)</sup> DPFAD(전변형률파손평가 선도)법,<sup>(21)</sup> R-6, Rev. 3법,<sup>(22)</sup> J-R곡선(균열진전력선도)법<sup>(23)</sup> 등이 있다. 이들 방법의 기본은, 평가시점의 결함에 대해 운전조건에 따라 압력용기에 걸리는 J-적분값( $J_{applied}$ )을 계산하고, 조사취화로 변하는 재료 고유의 파괴저항치( $J_{material}$ )과의 비교를 통해 안전여유를 결정하는 것이며, 균열진전과 불안정파괴 조건을 비교한다. 상세한 판정기준 및 방법은 ASME XI, IWB 3740, 3741과 App. X 및 참고문헌 20~23을 참고하기 바란다.

EPFM 해석방법은 압력용기는 물론 배관에서의 파단전누수(LBB; leak-before break) 해석등 탄·소성조건에서 가동되는 구조물의 결함에 대한 파괴해석 즉 건전성평가시 공통적으로 활용될 수 있다.

PTS는 조사취화로 파괴인성치가 현저히 저하되고 내압을 받고 있는 용기에서 사고 등에 인한 급속냉각으로 용기내벽의 온도가  $RT_{NDT}$ 보다 낮게 될 때, 용기내벽에 균열이 존재하는 경우, 이 균열의 급속전파에 의한

대형파괴사고를 유발할 수 있는 과냉각사고를 말한다. 조사후 기준무연성천이온도의 한계값(critical  $RT_{PTS} = PTS$  고려시의  $RT_{NDT}$ )을 설정 관리되고 있으며, (24) 수명을 예측, 평가하는 또 하나의 기준으로 사용된다. 미국 핵규제위원회에서는 최근 이의 방지를 위한 파괴인성요구조건(10CFR50, §50~61)과 파괴해석수행지침(Reg. Guide 1.154)을 제정 예방 및 해결책으로 사용토록 하고 있다.

저인성 및 PTS 문제에 대한 예방책의 일환에는 조사취화량을 줄이기 위한 한 방법인 조사량감축계획(flux reduction program)이 있다. 이 계획은 발전량에서의 큰 손실없이 최외곽 핵연료 일부를 S/S Dummy Element로 교체하여 용기에 도달하는 중성자량을 감축시키는 것으로, 취화량에 따라서는 감축효과가 더욱 큰 핵연료 배치나, 설비계통, 운전 조건 변경 등의 조치가 필요하게 된다.

한편, 조사취화량은 안전운전 영역을 축소시켜 수명을 단축시킬 수 있다. 원자로의 가열, 냉각 및 수압시험시에는 비연성파괴를 방지하기 위해, 가상결함을 갖는 용기에서 안전여유를 고려한 기계적, 열적에 기인한 응력확대계수가 용기재료에서의 하한치값인 기준파괴인성치보다 적도록( $2K_{IM} + K_{IT} < K_{IR}$ ), 압력-온도를 제한한다(P-T limit cur-

ve). 그림 7에서 보인 바와 같이 조사취화로  $\Delta RT_{NDT}$ 가 커지면 운전영역이 좁아져 정상운전을 방해할 수 있으므로 수명관리 측면에서 고려대상이 되고 있다.

비가역적으로 계속 축적되는 피로(fatigue) 손상에 대해, 설계시에는 Miner의 선형누적손상이론에 기초한 ASME III방법에 따라 해석되고, 수명관리시에는 설계피로수명에 대한 실제 Transient 수를 비교하여 안전여유가 파악된다.

원자로용기의 건전성은 수명을 지배하는 각 항목에 대한 확인 평가 이루어져야 확보된다. 원자로가 건전성을 충분히 유지한다고 평가되면, 설계수명 또는 운전허가수명 이상으로 연장운전 할 수 있다. 최근 미국 등 원자력 선진국들을 중심으로 수명연장 관련 연구·개발이 활발하다. (25) 우리나라에서도 수명연장 타당성연구를 추진중에 있으며 원자로용기 건전성 확인평가가 선행되어야 함은 자명하다.

조사취화가 심하여 충분한 안전여유가 없다고 판단되면 원자로는 폐기되거나 어떤 방법으로도 재료성질을 회복시켜야 계속 운전할 수 있다. (19) 회복방법으로 열적인 에너지를 이용한 열처리(thermal annealing)가 적용되고 있다. 냉각수 온도를 343°C 이하로

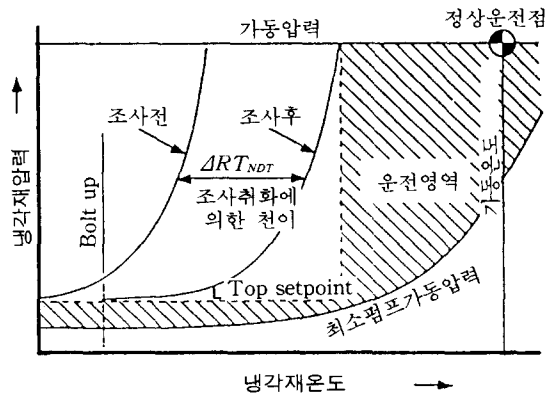


그림 7 원자로 안전운전의 압력-온도 한계곡선에 미치는 조사취화 효과

높여 처리하는 습식(wet) 방법과 전기 가열 방식을 이용 약 475°C 까지 가열처리하는 건식(dry)방법이 있다. 원자로용기에 대한 최초 열처리 는 US Army Reactor SM-1A에 대해 1976년 수행되었고, 1984년에는 유럽의 최초 원자로인 벨기에의 BR-3(연구용 원자로)가 습식 열처리되었다. 최초로 이뤄진 상업로에 대한 열처리는 1987년 말 독립국가연합(CIS, 구 소련)의 VVER-440형인 Novo-Voronezh Unit 3에 대해 건식방법으로 수행되었다.<sup>(26)</sup> 이 원자로는 1972년에 가동된 Model V-230으로 CIS에서 가장 오래된 원자로다. 전기가열방식으로 430°C, 1주일 처리하여 천이온도에서 약 70%의 회복효과를 얻었다. 현재까지 CIS 및 다른 동구권 국가에서 11기의 VVER-440 원자로에 대해 회복 열처리되었고, 열처리 온도는 475°C 까지 증가하였다. 미국형 경수로로는 구조가 달라 CIS의 열처리 기술을 그대로 적용하기에는 수정해야 할 부분이 많이 있지만, 수명관리 측면에서 관심을 가져야 할 기술이라고 생각된다.

### 5. 맺음말

원자로 압력용기의 수명 및 건전성을 결정 짓는 중성자 조사취화현상에 대해 손상과정, 기구, 영향인자, 예측 및 평가방법을 소개하였다. 용기재료의 현상, 특성과 설계, 제조, 운전시의 건전성 확보를 위한 활동 및 방법도 함께 살펴보았다.

설계시는 물론 수명기간 동안 건전성을 유지하면서 운전하고 나아가 수명연장 운전을 위해서는 용기의 상태(파괴인성치, 결함, 작용응력)를 정확히 진단, 예측, 평가해야 하고, 이들이 건전성에 미치는 영향평가와 건전성 평가방법을 통한 수명예측 기술의 확보가 매우 중요하다. 특히, 고리 1호기가 가동된지 15년이 되어 계속적인 감시가 요구되고 수명연장 타당성 연구를 추진중에 있으며,

영광 3, 4호기를 시작으로 앞으로 건설되는 원자로가 국내에서 제작·설치되고, 설계 및 소재의 국산화율을 높이고자 하는 우리나라에서는 더욱 그러하다. 미소시험법 및 시편 재활용 기술개발을 통한 시험자료의 확충과 국내 원자로에 대한 데이터베이스 구축 및 각 발전소 특유의 경향곡선 확립·적용이 필요하며, 조사손상 기구 및 모델링 관련연구가 계속되어야 한다. 조사효과에 대한 기초 및 응용연구는 1994년 한국원자력연구소의 다목적연구용원자로(MRR; multipurpose research reactor) 가동과 더불어 더욱 활발해질 것이다.

압력용기와 관련된 주요기술을 효과적으로 개발하고 국내 원자로에 적용하기 위해서는, 원자력 분야 관련 전문가들의 협조체제하에 장기적, 계획적, 실증적인 연구·개발이 수행되어야 하며, 해외경험과 기술을 활용하기 위한 공동연구 등의 국제교류도 지극히 필요하다.

### 참고문헌

- (1) Steele, L. E., 1975, "Neutron Irradiation Embrittlement of RPV Steels," IAEA Tech. Rep. Ser. p. 163.
- (2) Steele, L. E., 1983, "The Bases for Surveillance Programs," ASTM STP 784, ASTM, pp. 1~14.
- (3) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sec. II, 1983.
- (4) Olander, D. R., 1976, "Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements," USDOE/ERDA, TID-26711-P1, pp. 418~462.
- (5) Lucas, G. E., Odette, G. R., et al., 1985, "Effect of Composition, Microstructure, and Temperature on Irradiation Hardening of PV Steels," ASTM STP 870, ASTM, pp. 900~930.

- (6) Odette, G. R., 1983, "On the Dominant Mechanism of Irradiation Embrittlement of RPV Steels," *Scripta Met.*, Vol. 17, pp. 1183~1188.
- (7) Damask, A. C. and Dienes, G. J., 1971, "Point Defects in Metals," Gordon and Breach Sci. Pub., NY.
- (8) Odette, G. R. and Lucas, G. E., 1986, "Irradiation Embrittlement of RPV Steels: Mechanisms, Model and Data Correlations," ASTM STP 909, pp. 206~241.
- (9) Fisher, S. B. and Buswell, J. T., 1987, "A Model for PWR PV Embrittlement," *Int. J. Pres. Ves. Piping*, Vol. 27, pp. 91~135.
- (10) Barsom, J. V. and Rolfe, S. T., 1970, "Correlations between  $K_{Ic}$  and  $Cv$  Test Results in the Transition-Temp. Range," ASTM STP 466, ASTM, pp. 281~302.
- (11) Witt, F. J., 1983, "Relationship between  $Cv$  Energies and US  $K_{Ic}$  Values for RPV Steel," *Int. J. Pres. Ves. Piping*, Vol. 11, pp. 47~63.
- (12) Hiser, A. L., 1985, "Correlation and Prediction of the US Fracture Toughness for RPV Steels," EPRI RP 2457-4, MEA-2074.
- (13) Kussmaul, K. and Roos, E., 1985, "Statistical Evaluation of Post-Yield Fracture Mechanics Properties on the Basis of the Impact Test," *Nucl. Eng. Des.*, Vol. 87, pp. 123~137.
- (14) Eason, E. D. and Nelson, E. E., 1989, "Improved Model for Predicting J-R Curves from Charpy Data," USNRC Report, NUREG/CR-5356.
- (15) Eason, E. D., Wright, J. E. and Nelson, E. E., 1991, "Multivariable Modeling of Pressure Vessel and Piping J-R Data," USNRC Report, NUREG/CR-5729.
- (16) Burch, P. R., 1983, "A Pilot Experiment to Determine the Feasibility of Reconstituting Tested Irradiated  $Cv$  Specimens," *J. Test and Eval.*, Vol. 11 pp. 312~319.
- (17) 10 CFR 50, App. H, 1987, "Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements," USNRC.
- (18) ASTM E 185-82, 1982, "Conducting Surveillance Tests for LWR NPRVs," ASTM.
- (19) 10 CFR 50, App. G, 1987, "Fracture Toughness Requirements," USNRC.
- (20) NUREG-0744, 1982, "Resolution of the Task A-11 RVM-Toughness Safety Issue," USNRC.
- (21) Bloom, J. M., 1982, "A Procedure for the Assessment of the Integrity of NPV and Piping Containing Defects," EPRI NP-2431
- (22) Milne, I., Ainsworth, R. A., Dowling, A. R. and Stewart, T., 1986, "Assessment of the Integrity of Structures Containing Defects," CEGB R/H/R6-Rev. 3.
- (23) Kumar, V. and Ferman, M. D., 1988, "Elastic-Plastic Analysis of Through-Wall and Surface Flaw in Cylinder," EPRI NP-5596, GE.
- (24) 10 CFR 50, 50-61, 1985, "Fracture Toughness Requirements for Protection Against PTS Events," USNRC.
- (25) Proceedings of the Topical Meeting on Nuclear Power Plant Life Extension, 7/31-8/3, 1988, Snowbird, Utah, ANS, INS, AES of Japan.
- (26) Cole, N. M. and Friderichs, T., 1991, "Report on Annealing of the Novovoronezh Unit 3 RV in the USSR," NUREG/CR-5760, USNRC. 