

중성자 조사에 따른 원자로 재료의 조사 손상 비파괴평가 기술

김병철, 장기옥, 최순필, 이삼래
한국원자력연구소, 원자로성능평가분야

Nondestructive Evaluation Techniques on the Radiation Damage of Reactor Pressure Vessel Steel Due to Neutron Irradiation

Byoung Chul Kim, Kee Ok Chang, Sun Pil Choi and Sam Lai Lee
Reactor Integrity Evaluation Dept, Korea Atomic Energy Research Institute.

요 약 원자로 압력용기 재료의 중성자 조사 취화 문제는 원자력발전소의 안전성 및 수명 관리에 가장 중대한 영향을 미친다. 재료의 조사 취화를 평가하기 위하여 수행하고 있는 충격 및 인장시험 같은 파괴적 시험 결과는 석출물 크기나 분포, 전위 밀도 등, 재료 자체의 조직학적 특성에 좌우되므로 한정된 시편을 이용한 평가에는 많은 불확실성이 존재하게 된다. 따라서 이와 같은 문제점을 해결하기 위하여 비파괴기술을 이용한 조사 취화 평가에 대한 많은 연구가 진행되고 있다. 현재 원자로 압력용기 재료의 조사 취화에 따른 미세 조직 변화를 분석하기 위하여 응용되고 있는 비파괴기술로는 전기, 자기, 전자기, 초음파 및 경도측정법 등이 있으나 비파괴시험 결과와 미세조직의 변화, 기계적 성질 및 취화 정도 등과의 상관 관계를 정립해야만 기존 파괴적 시험의 대체가 가능하게 된다. 따라서 현재까지 수행되고 있는 여러 비파괴기술을 이용한 조사 취화 평가 연구 결과를 비교 분석하여 보다 실현 가능성 있는 비파괴기술을 검토하였다.

1. 서론

원자력발전소의 안전성 확보와 수명 연장과 관련하여 원자로 압력용기의 건전성 유지 여부가 가장 결정적인 요소라 할 수 있다. 원전 가동중 높은 에너지를 갖는 중성자가 압력용기에 조사되면 격자 원자와 충돌하여 그들을 정상 위치에서 벗어나게 함으로써 공공(vacancy)이나 격자간 원자(interstitial atom) 및

불순물 원자(impurity atom) 등을 만들어 재료를 취화시켜 파괴 저항성을 떨어뜨린다.¹⁾ 이를 중성자 조사 취화(neutron irradiation embrittlement)라 하며 원자로 건전성에 중대한 영향을 미친다. 조사 취화 효과의 전형적인 특징으로써 Fig. 1과 같이 압력용기재료의 파괴 인성치와 파괴 최대 흡수 에너지의 감소, 그리고 연성-취성 천이 온도의 상승으로 나타난다.

원자로 압력용기 재료의 조사 취화 정도 및 경향

은 적절한 기준^{2,3)}을 마련하여 주기적으로 시험·평가하도록 요구하고 있다. 즉, 원자로 내 감시 용기에 장입된 각종 원자로 재료 조사 시편을 이용하여 충격 및 인장시험 등의 기계적 시험을 수행한 후 조사 취화와 관련된 정보를 얻어 건전성을 평가한다.⁴⁾ 그러나 현재 수행하고 있는 파괴시험 방법은 제한된 숫자의 시편을 이용하여 제한된 시험을 수행하고, 또한 소형의 시편으로 압력용기 같은 대형 구조물을 평가함으로써 결과는 상당한 가변성을 갖게 되므로, 이 방법으로는 발전소 수명말까지의 압력용기의 건전성 유지나 수명 연장 등을 결정하기 위한 충분한 정보를 얻기에는 부족한 면이 있으며 압력용기 열처리후의 소둔이나 재취화 효과 등에 대한 적절한 물성 평가에 많은 취약 요소를 갖고 있다. 따라서 US NRC에서는 이와 같은 문제점을 극복하기 위하여 원자로 압력용기의 조사 취화 평가에 진보된 비파괴적 방법을 활용하기 위한 방안을 마련중에 있다.⁵⁾

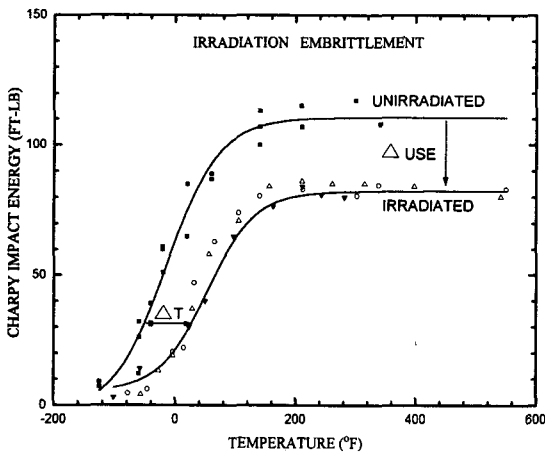


Fig. 1. Effect of neutron irradiation on transition region and fracture toughness properties

비파괴기술은 일반적으로 재료 내·외부에 존재하는 피로균열 또는 용접 결함 등을 검출하는데 주로 적용하여 왔으며 최근에는 재료의 결정립도, 잔류응력, 변형, 열처리 효과 및 석출물 존재 등의 재료 고유의 물성을 평가하는데도 응용하고 있다. 재료가 갖는 고유 물성은 기계적 성질에 영향을 미치고 재료의 취화 정도는 기계적 성질의 측정으로 결정될 수 있으므로 비파괴 기술을 이용하여 재료 고유 물성을

평가함으로써 재료의 취화 정도 결정이 가능하게 된다. 조사 취화 정도를 평가하기 위한 각종 비파괴기술의 적절성을 결정하기 위해서는 먼저 재료의 취화 기구를 아는것이 중요하다.

원자로 압력용기 재료의 조사 취화 기구로는 1) 극 미세한 Cu-rich 석출물의 형성, 2)공공, 침입형 원자, 전위환(dislocation loops) 및 공공의 집합체 생성, 3)극미세 인화물 및 탄화물의 생성과 4)인화물의 분리에 따른 시효 취화 등이 있으며⁶⁾ 이 중 1)과 2)가 원자로 압력용기의 주 취화 기구로 작용한다. 취화 기구의 유형에 영향을 주는 요소로서 조사 온도, 속중성자량, 중성자속 및 재료의 화학 조성 등의 조사 조건에 따라 주 취화 기구가 결정된다. 예를 들어 낮은 조사 온도와 높은 중성자속의 조사 조건을 갖는 연구용 원자로의 경우 상기 2)의 경우가 주 취화 기구로 작용하나 가동 원전의 경우는 높은 조사 온도와 낮은 중성자속, 그리고 극미세 Cu 석출물들이 취화를 주도한다. 이와 같이 조사 취화된 원자로 재료를 소둔 열처리하면 미세한 Cu 석출물들이 조대화됨으로써 기계적 성질이 회복되는 것으로 보고되고 있으나⁷⁾ 아직까지 조사 취화된 원자로에 대한 소둔 열처리 실시 경험은 없다.

이상의 조사 취화나 소둔 열처리 후의 물성 변화에서 나타난 바와 같이 현 조사 취화 평가 방법은 금속학 분야의 기술적 진보를 반영하지 않은 단순하고 간접적 평가에 지나지 않으나 재료의 취성 변화를 비파괴적 방법으로 미세 변화를 측정·평가할 경우 보다 강력하고 신뢰성있는 예측 능력을 부여할 수 있게 된다. 따라서 현재 수행되고 있는 각종 비파괴 기술을 이용한 조사 취화 평가 연구 결과를 분석하여 보다 신뢰성있고 실현 가능한 비파괴 기술을 검토하였다.

2. 적용 비파괴 기술

재료의 물성을 평가하는데 응용되고 있는 비파괴 기술은 재료의 전기적, 자기적 특성 및 전자기적 특성을 이용하는 기술과 재료 내부에서의 초음파 전파 속도와 감쇄를 이용하는 기술, 경도 측정 기술, 그리고 양전자 등의 극미세 변화를 이용한 기술 등이 있으며, 비파괴 기술을 이용한 재료 취화 평가에 대한 연구 결과를 검토하면 다음과 같다.

2.1. 전기 비저항법(electrical resistivity)

원자로 재료의 전기 비저항은 재료내 Cu 석출물, 전위환 및 microvoids의 양에 의존하므로 조사에 기인한 미세 조직의 변화는 전기 비저항 측정으로 쉽게 평가할 수 있다.

C. J. Meechan, et al⁸⁾ 및 M. W. Thompson⁹⁾ 등은 저온에서 낮은 중성자속을 Cu 순금속에 조사시켜 전기 전도도의 변화로 금속내 점결함 농도를 측정할 수 있다. 또한 P. K. Liaw, et al¹⁰⁾ 등은 실제 가동중 조사된 감시 시편인 SA533, Gr.B강을 이용하여 4단자 저항 측정법으로 비저항을 측정하여 중성자 조사량과의 상관 관계를 검토하였다.

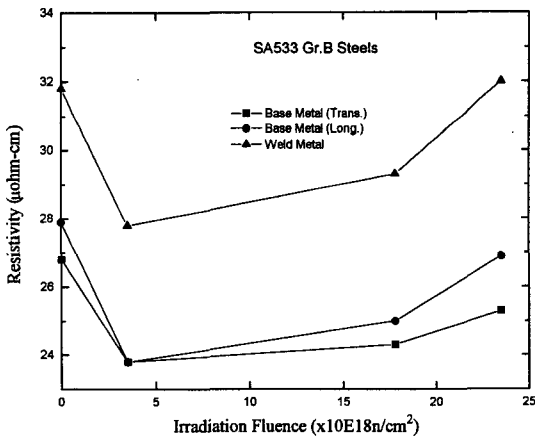


Fig. 2. The change of electrical resistivity as a function of neutron fluence for SA533B Steel.¹⁰⁾

Fig. 2에 나타난 바와 같이 낮은 중성자 조사량에서는 전기 비저항이 감소하였으나 조사량이 증가할 수록 전기 비저항이 증가하는 양상을 보이고 있다. 이러한 거동은 두 가지의 조사 취화 기구가 경쟁적으로 작용한 결과로써 비저항의 감소는 Cu 석출물 농도 증가에 기인한 것이고 전위환과 microvoids의 생성으로 비저항의 증가를 가져왔다고 보고하였다. 즉, 낮은 속중성자 조사량에서는 전위환과 microvoids의 효과는 미미하나 Cu 석출물의 생성이 지배적이므로 비저항은 감소하지만, 조사량이 증가함에 따라 전위환과 microvoids가 지배적으로 작용하므로 비저항은 증가한다. 또한 압력용기 재료의 비저항 변화에 영향을 줄 수 있는 또

다른 요인으로는 조사 온도이며 이에 따라 전위환의 재배열 및 탄화물의 성장 등이 발생한다.

따라서 비록 재료의 미세 조직 변화를 비저항의 측정에 의해 평가는 가능하지만 재료의 기계적 성질을 나타내는 항복 강도, 파괴 전이온도나 최대 흡수 에너지와의 상관 관계를 연관시킬 수 있는 결과는 보여주지 못하였다. 이는 실제 조사 환경에서 조사된 압력용기 재료의 경우는 순금속과는 달리 더욱 복잡한 양상을 보이기 때문이다.

2.2. 자기 측정법

재료의 자기적 특성을 나타내는 B-H 곡선, 또는 hysteresis loop을 측정하여 재료의 물성 변화를 평가하는 비파괴 방법으로, 한번의 측정으로 물성을 나타내는 몇개의 독립 변수들을 얻을 수 있는 장점이 있다.

재료의 고유 물성을 판단할 수 있는 자기적 변수로써 일반적으로 4가지의 자기 특성이 있다. 즉, 잔류 자속 밀도(B_r : remanence), 보자력(H_c : coercivity), 자기 에너지 손실(W_H : hysteresis loss) 및 투자율(μ : permeability)은 재료의 결정립도, 응력, 소성 변형 및 제 2상과 같은 석출물 존재와 밀접한 관계가 있으므로 물성 변화 평가가 가능하다. 몇몇 연구자들¹¹⁻¹⁴⁾이 원자로 재료의 조사 효과를 자기 측정법으로 평가한 결과 Table 1에 나타난 바와 같이 매우 복잡한 결과를 얻었다.

Table 1. Measurements of irradiation damage using magnetic techniques

Researcher	Materials	Results of B_r
Shong [11]	SA533B	25% Decrease (3E18 n/cm²)
Stubbins [12]	SA533B	4% Decrease (3E18 n/cm²)
Stubbins [13]	SA533B	15% Increase (1E18 n/cm²)
Devine [14]	SA533B (Weld)	Usually Decrease (8.4E18 n/cm²)

즉, 동일 원자로 재료(SA533B)의 유사한 조사 조건에서도 B_r 이 증가 또는 감소하고 있으며, M. J. Sablik, et al¹⁵⁾ 등의 연구 결과 역시 조사 취화된 원

자로 재료의 자기 특성 변화와 증성자 조사량, 샤프 천이온도 및 최대 흡수 에너지와의 상관 관계를 얻지 못하였다.

이들의 연구 결과에서 살펴 보면 자기측정법을 이용한 조사 취화 평가의 어려움은 원자로 재료의 미세 조직에서 일어나는 복잡한 변화와 hysteresis loop의 부적절한 modeling에 기인한 것으로 판단된다. 또한 재료의 화학 조성, 열처리, 잔류응력 등이 자기 특성의 변화에 미치는 영향까지를 고려하여 이들의 영향을 분리해야만 하는 문제점을 갖고있다.

재료의 자기 특성을 이용한 또 다른 비파괴 기술로 magnetic acoustic emission(MAE)와 magnetic Barkhausen effect(MBE) 기술이 있으며 두 방법은 서로 유사하다. 강자성체에 강한 자기장을 가하면 자기구벽(magnetic domain wall)의 변위가 일어나며 변위는 비가역적으로 되어 자화가 불연속적으로 일어날 수 있다. 이 불연속적인 현상은 재료내의 결정립계, 전위, 결정립 크기, 응력, 변형 및 제 2상 등의 석출물에 의해 고착된 자기구벽이 강한 외부 자장에 의해 풀려나는 자기구벽(domain wall)의 운동에 기인한다. 이 자기구벽의 운동은 조직내 자기구벽 고착체(pinning sites)들의 수와 밀도 및 종류에 의존하므로 원자로 재료의 증성자 조사 취화를 평가하는데 응용할 수 있다. 예를 들어 원자로 재료의 조사 취화나 열화(thermal aging)에 따른 MBE/MAE 신호 변화는 석출물의 크기에 의존한다. 만일 석출물 크기가 자기구벽의 크기(탄소강의 경우 약 60nm 정도임) 보다 매우 작을 때 석출물은 자기구벽의 이동에 영향을 주지 못한다. 따라서 MBE/MAE의 신호 변화는 없다. 그러나 석출물 크기가 자기구벽의 크기에 근접하면 MBE/MAE 신호의 변화가 감지될 수 있다. 최근 MBE/MAE 기술을 이용한 원자로 재료의 증성자 조사 취화 연구 결과를 Table 2에 나타내었다.

E. A. Little¹⁶⁾와 M. Akamatsu-Jousset, et al¹⁷⁾ 등은 증성자 조사($5E+19 \text{ n/cm}^2$) 중 생성된 크미세 Cu 석출물이 자기구벽의 크기보다 매우 작을 때는 MBE/MAE 신호가 검출되지 못한다고 보고하였으며, 290°C 에서 $2.4E+19\text{n/cm}^2$ 의 증성자 조사된 Fe-0.2% Cu 강에서는 MBE 신호의 미세한 증가를 보였다.¹⁶⁾ 이 MBE 신호의 증가는 자기구벽 고착체의 증가에 기인하였으며 domain jumps의 증가로 최대 MBE 신호 진폭의 증가를 가져

왔다고 설명하였다. 그러나 미국 SWRI의 M. J. Sablik, et al¹⁵⁾는 실제 원자로 재료(SA533, Gr. B)로부터 증성자 조사량이나 조사 취화와 MBE 신호변화와의 상관 관계를 얻지 못하였다. 또한 L. B. Sipahi¹⁸⁾ 등은 원자로 용착 금속 재료에서 조사에 따른 MBE신호의 급격한 감소가 발생하고 동 재료를 소둔하였을 때는 원래의 신호로 회복되는 현상을 발견하였다. 그리고 F. Gillemot¹⁹⁾ 등은 15H2MFA 원자로 재료에서 조사량에 따라 최대 MBE 신호 진폭이 감소함을 보였으며, Park²⁰⁾ 등이 SA533, class 3강을 증성자 조사시켜 속증성자 조사량과 MBE 신호 진폭의 변화를 조사한 결과 역시 Fig. 3에 나타난 바와 같이 $1E+14\text{n/cm}^2$ 이하의 조사량에서는 MBE 신호 진폭의 미세한 감소와 그 이상의 조사량에서는 신호 진폭의 급격한 감소를 얻었다.

Table 2. Evaluation of irradiation embrittlement using MBE/MAE techniques

Researcher	Materials	Results
M.Akamatsu -Jousset [17]	Fe-0.7%/1.4%Cu ($5E+19 \text{ n/cm}^2$)	No change
L.B.Sipahi [16]	Fe-0.2%Cu ($2.4E+19 \text{ n/cm}^2$)	Slight increase in MBE signal
M.J. Sablik [15]	SA533B/302B	No Correlation
L.B. Sipahi [18]	SA533B (Weld)	Decrease in MBE signal
F.Gillemot [19]	15H2MFA	Decrease in MBE signal
D.K. Park [20]	SA508-3.	Decrease in MBE signal

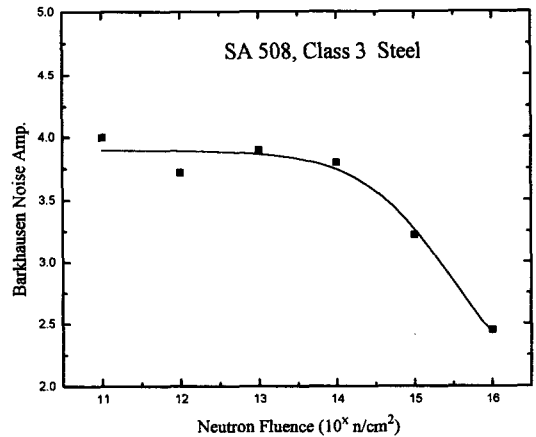


Fig. 3. Barkhausen noise amplitude for plate specimens as a function of neutron fluence.²⁰⁾

이상의 여러 연구자^{15~20)}들의 연구 결과는 서로 상반된 결과를 나타내고 있다. 즉, 신호 변화의 원인으로써 중성자 조사에 의해 자구벽 고착체의 증가가 발생하여 MBE 신호 진폭의 증가 또는 감소를 가져 왔다고 설명하고 있는데 중성자 조사 환경이 Barkhausen 측정값의 차이를 가져오는 원인으로 단정하기에는 불명확하고 원자로 재료의 복잡한 거동을 설명하기 위해서는 보다 많은 연구가 필요하다. 특히, 미세 조직의 여러가지 변화가 재료의 자기적 성질을 나타내는 각 변수들에게 미치는 영향과 그 기여도를 분리하여야 하며 측정된 변수나 신호 변화를 재료의 기계적 성질 변화와 연계시켜야만 실질적인 조사 취화 평가가 가능해진다.

2.3. 전자기시험법 (와전류시험)

와전류 비파괴시험법은 재료의 전기적, 자기적 성질에 근거하고 있다. 재료에 와전류 발생은 전자기 코일을 이용하고 코일의 임피던스를 측정하여 와전류와 재료의 상호 작용을 감지한다. 이 비파괴 기술은 재료의 전기 비저항과 투자율에 의존하므로 앞의 2.1 및 2.2항에서 언급한 모든 변수들이 시험 결과에 영향을 미친다. 일반적으로 중성자 조사 효과는 재료의 전기 비저항을 증가시키고 투자율은 감소시킨다. 따라서 코일 임피던스는 저항과 투자율에 비례하므로 와전류 기술에서는 코일 임피던스가 기본이 된다. 예를들어, 전기 비저항이 와전류 신호를 지배하면 코일 임피던스는 중성자 조사량에 따라 비례하고, 반대로 투자율이 지배하면 코일 임피던스는 중성자 조사량에 반비례한다.

D. S. Drinon, et al⁽²¹⁾와 P. K. Liaw, et al⁽⁹⁾ 등은 $2.4E+1 \sim 2.4E+9n/cm^2$ 의 중성자 조사된 원자로 압력용기 재료인 SA533, Grade B 강의 모재 및 용접부에 대하여 시험 주파수 2kHz~2MHz의 와전류를 이용하여 시험한 결과 모든 시험 주파수 대역에서 중성자 조사량이 증가할수록 와전류 신호 진폭이 증가함을 관찰하였다. 그러나 M. K. Devine, et al⁽¹⁴⁾ 등은 Fig. 4와 같이 시험 주파수 400kHz에서 조사량 증가에 따라 와전류 신호 진폭이 오히려 감소하는 결과를 보였으며 조사시편을 소둔 열처리 하였을 경우, 비조사 시편에서의 와전류 신호 진폭 크기에 근접한다고 보고하였다.

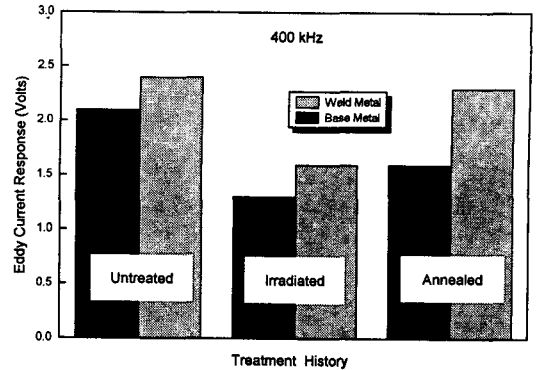


Fig. 4. The results of an eddy current inspection, performed on charpys with ep-23 weldment, in the untreated, irradiated and irradiated & annealed condition.¹⁴⁾

Table 3에 나타난 이들의 상반된 연구 결과는 시험결과에 미치는 주파수 의존성, 즉, 비저항과 투자율의 주파수 의존성 문제에 대하여 보다 세밀한 검토가 요구되며, 시험 결과에 영향을 미칠 수 있는 여러 변수들에 대한 고찰이 필요하고 최종적으로 이 시험 결과와 재료의 기계적 성질과의 연관 관계를 찾아내어야 하는 것이 아직 미해결 과제로 남아있다.

Table 3. Results of eddy current testing on the irradiated nuclear pressure vessel steel.

Researcher	Materials	Results
D.S.Drinon [21]	SA533, Gr.B, Cl.1 (Base Metal/Weld) ($2.4E+1 \sim 9 n/cm^2$)	Increase in Eddy Current Voltage. (2kHz~2MHz)
P.K.Liaw [9]	SA 533, Gr.B ($2.4E+1 \sim 9 n/cm^2$)	Increase in Eddy Current Voltage. (2kHz, 10kHz, 2MHz)
M.K.Devine [14]	SA533B/Weldment ($8.4, & 15E+18n/cm^2$)	Decrease in Eddy Current Voltage. (400 kHz)

2.4. 초음파시험법

초음파시험은 구조물, 배관재 및 압력용기 등에 존재하는 미세한 결함을 탐지하거나, 구조물의 경년 열화 평가, 그리고 탄성 계수 등의 재료의 기계적 성질을 측정하는데 널리 사용되는 비파괴시험 기술이

다. 초음파는 탄성파이므로 매질을 통과할 때 재료의 물성 및 조직학적 특성에 따라 초음파 전파 속도 변화와 감쇄(attenuation)현상, 또는 초음파 에너지 손실을 가져온다. 따라서 초음파시험을 통해 재료의 물성을 평가할 수 있다. 재료에서의 초음파 진행 속도와 감쇄는 재료의 결정립도, 전위 및 석출물 등에 좌우되므로 원자로 압력용기 재료의 중성자 조사에 따른 재료의 조직학적 변화는 초음파 특성을 이용하여 측정 및 평가가 가능하다. 그러나 현재까지 초음파를 이용한 압력용기 재료의 조사 취화 평가에 관한 연구는 매우 미흡한 실정이다.

초음파시험에는 여러 종류가 있으나 D. O. Hunter²²⁾는 표면파(Rayleigh wave)를 이용하여 원자로 재료의 조사 취화를 평가하였다. 이 방법은 초음파 빔이 재료의 표면을 따라 진행하도록 입사각을 조절할 때, Rayleigh 파가 발생하는 임계각(critical angle)은 재료 물성에 의존하는데 착안하여 재료의 밀도, 초음파 감쇄 및 초음파 속도를 측정하여 조사 취화를 평가한 결과, 초음파 신호 진폭과 중성자 조사량의 상관 관계를 얻었다. 즉, 중성자 조사량이 증가할수록 신호 진폭이 증가함을 보였다.

원자로 재료의 조사 취화 경향은 파괴시험으로 무연성 천이온도(RT_{NDT})의 변화를 측정하여 평가한다. 따라서 초음파 속도가 재료의 온도 변화에 민감한 성질을 이용하면 재료의 RT_{NDT} 측정이 가능하다.

V. A. Shutilov²³⁾ 등은 여러가지 비 조사된 재료를 이용하여 재료의 연성-취성 천이점에서 초음파 속도의 온도 의존 상수가 불연속함을 보였다. 그러나 아직까지 조사된 재료에 대하여 이 방법을 적용한 연구결과는 없다.

이들의 연구 결과는 Table 4와 같이 원자로 재료의 감시시험에 응용할 수 있는 매우 신뢰성 있는 결과를 보고하였다. 그러나 조사 취화에 따른 초음파 속도변화는 0.5% 이내로 보고되고 있으므로 보다 정밀한 측정을 위한 연구가 필요하다.

또한 A. Le-Brun²⁴⁾ 등은 원자로 내부 baffle 볼트(316L 강)에 대하여 15MHz 초음파 센서로 표면파를 발생시켜 조사 손상 평가를 위한 절차를 확립하였으며, N. Maeda 등²⁵⁾은 원전의 구조용 강의 중성자 조사취화나 열화, 피로에 따른 재료의 손상을 EMAT 탐촉자를 이용하여 재료의 손상과 초음파 속도, 감쇄

상수와의 관계를 확인한 바 있다.

Table 4. Results of evaluation on the nuclear pressure vessel steel using ultrasonic velocity and attenuation measurement

Researcher	Materials	Results
D.O.Hunter [22]	304SS/A302B	Increase in Ultrasonic Signal with Neutron Fluence
V.A.Shutilov [23]	Russian Steels (Unirradiated)	Detect the Ductile-to-Brittle Transition Temperature

또 다른 기술로서 Table 5와 같이 재료의 초음파 속도와 밀접한 관련이 있는 탄성 계수와 초음파 감쇄에 관계된 internal friction (I.F)의 측정을 통해 재료의 조사 손상을 평가할 수 있다.

Pokrovskii²⁶⁾ 등은 일반적으로 초음파로 분류되는 20kHz 이상의 주파수보다 매우 낮은 60~600Hz의 주파수를 사용하여 조사 손상 평가를 수행하였다. I.F는 탄성파의 진폭에 의존한다. 또한 재료의 임계 응력치(critical stress value)는 중성자 조사량에 따라 변하고 이는 재료의 소성역과 직접적인 관계가 있다. 그리고 재료의 탄성 계수 역시 조사량에 따라 변한다. 이러한 변화들은 재료의 탄성에 영향을 미치는 공공, 전위, 침입형 원자, 결정립계나 석출물 등과 연관지을 수 있으므로 조사 손상 평가가 가능하다.

A. Munier^{27, 28)} 등은 I.F 측정(1Hz 주파수)으로 원자로 재료의 조사 손상 및 소둔 효과를 조사하였다. 연구 결과, 조사량의 증가에 따라 I.F level의 감소를 가져 왔는데 이는 조사에 따라 생성된 불순물이나 석출물 등, 불순물이 전위의 고착에 기여한 것이고 조사재를 소둔 처리하였을 경우 I.F level이 증가함을 보인 것은 열처리에 의해 고착된 전위들이 풀려나고 또한 불순물 등의 성장으로 전위의 이동이 쉬워졌기 때문인 것으로 보고하였다.

초음파를 이용한 원자로 압력용기 재료의 조사 취화 평가에 대한 연구 결과는 다른 비파괴 기술과 비교해 볼 때 재료의 기계적 성질과 연관시킬 수 있는 가능성이 보다 분명하므로 계속적인 연구 개발이 요구된다.

Table 5. Results of material characterization using internal friction measurement

Researcher	Materials	Results
Yu.I.Pokrovskii [26]	Cu, Mo, W Test Reactor (60~600Hz)	Decrease in Internal Friction (I.F) of Cu Increase in I.F of Mo, W
A.Munier[27]	SA 533, Gr.B Test Reactor (1Hz)	Decrease in I.F. with Fluence (0.43 & 5.1x10 ¹⁹ n/cm ²) Increase with Annealing (620°C, 40h)
A.Munier[28]	SA533, Gr.B	Correlation with Brittle-to-Ductile Transition Temperature

2.5. 경도측정법

재료를 완전히 파괴시키지 않고 기계적 성질을 간단하게 평가하는 방법이 경도측정법이다. 이 기술은 파괴시험과 비파괴시험의 중간에 해당한다고 볼 수 있다. 경도 측정은 보통 indenter를 시편 표면에 놓고 약 30초동안의 하중을 가한 후 시편 표면에 남은 자국의 크기와 재료의 용력, 항복 강도 등으로 연관시킨다.

현재 원자로 압력용기 재료의 조사 취화를 경도 측정 기술로 평가한 연구 결과를 요약하면 Table 6과 같다.

Table 6. Evaluation results on the irradiated nuclear pressure vessel steel using micro-hardness test

Researcher	Materials	Results
P.K.Liaw [10]	SA533, Gr.B Power Reactor	Correlation with Yield Strength
J.A.Spitznagel [29]	SA302,Gr.B/Weld Power Reactor	Correlation with Neutron Fluence and with Annealing
R.G.Lott [30]	SA533,Gr.B/Weld Power & Test Reactor	Correlation with Neutron Fluence and with Annealing
T.Oku [31]	SA302,Gr.B Test Reactor	Correlation with Charpy Test Results

P. K. Liaw¹⁰⁾ 등은 SA533-B 압력용기 재료의 경도 측정으로 조사량에 따라 변하는 경도값을 재료의 항복 강도와 연관시켜 해석하였으며 J. A. Spitznagel²⁹⁾, R. G. Lott³⁰⁾ 등도 압력용기 용접부의 조사 취화 및 소둔 효과를 경도 측정 결과와 연관하여 유사한 결과를 얻었다. 이들의 연구 결과에 의해 경도 측정 기술은 조사 취화 평가나 조사재의 소둔 열처리 효과를 평가하는데 매우 유용한 방법이라 여겨진다.

또한 T. Oku³¹⁾ 등은 경도값이 온도 의존성을 나타

내는 것을 발견하고 이를 이용하여 샤피 천이온도와 온도 의존 경도값과의 관계를 발표하였다.

이 연구 결과는 소량의 시편으로 원자로의 상태를 확인할 수 있는 많은 정보를 얻을 수 있기 때문에 매우 유용하게 응용할 수 있다. 즉, 현재 수행하고 있는 원자로 재료 감시 시편에 적용하면 소량의 재료로 많은 자료를 확보할 수 있고 감시 시편을 재사용할 수 있는 큰 장점을 갖고있다.

최근 경도 측정 기술 및 측정 장비의 발달로 경도 측정값을 재료의 항복 강도, 용력-변형 곡선, 가공 경화지수, 탄성 계수 및 국부적인 파괴 인성치 등의 기계적 성질로 환산 가능하게 되었다.³²⁾ 따라서 경도 측정 기술은 파괴시험을 통한 조사 취화 평가 방법인 감시 시험을 대체할 수 있는 가장 확실한 방법이라 사료된다.

2.6. 극미세 비파괴 기술

재료의 조직학적 고유 특성을 이용한 극미세 물성 측정 기술로서 positron annihilation spectroscopy와 mossbauer spectroscopy가 있다. 이 기술은 재료 내에 존재하는 전위, 공공, 침입형 원자 등의 존재를 분석 평가한다. 현재 원자로 재료의 조사 취화와 관련한 연구 결과는 Table 7과 같이 요약된다.

Table 7. Results of material characterization using hyperfine techniques

Researcher	Techniques	Materials	Results
Van Duysen (French EDF)	Positron Annihilation	RPV Steel Power Reactor	Increase in Lifetime w/Fluence Decrease in Lifetime w/Annealing
Cumblidge (Penn. State Univ.)	Positron Annihilation	RPV Steel Power Reactor	Increase in Lifetime w/Fluence Decrease in Lifetime w/Annealing
F.Hori [33] (Kyushu Univ.)	Positron Annihilation	FeCu/FeCu-C Alloy	Fundamental Study of the Interaction between Cu, C, and Vacancies
de Bakker (French SCK*CEN)	Mossbauer Spectroscopy	SA533B /Weld Heat treat.	Differences seen in Spectra Explanations not Straight Forward
Ruby, Bolef (Westinghouse)	Ultrasonic -Mossbauer	Stainless Steel	Possible to measure Elastic Constants, Velocity, and Attenuation

상기 극미세(hyperfine) 기술은 일반적으로 전자현미경으로 분석이 불가능한 원자 단위의 조직학적 변화 거동을 규명하는데 주로 사용되고 있으나 최근에 재료의 조사 손상과 관련하여 조사 유기 결합과 탄소강내의 미량 원소인 Cu나 C원소 및 공공 등의 상호 작용, 그리고 전위, 침입형 원소와 석출물 등의 회복 과정에 관한 취화 및 회복 기구를 규명하는데 응용함으로써 상당히 신뢰성있는 기술로 판명되고 있다.

3. 결론

원자로 압력용기 재료의 중성자 조사에 따른 조사 취화를 분석 평가하는 기존 파괴시험 방법인 감시시험(surveillance test)은 예측 능력에 많은 취약점을 갖고 있어 보다 강력하고 신뢰성있는 예측 능력을 부여하고자 이를 대체할 수 있는 비파괴 기술에 대하여 검토하였다. 현재 수행되고 있는 비파괴 기술을 이용한 재료 물성 평가, 특히 조사 취화 평가와 관련된 연구 내용을 검토한 결과 비파괴 기술 역시 시험 결과와 미세 조직의 변화, 기계적 성질 및 취화 정도와의 상관관계를 정립해야만 하는 해결하여야 할 많은 문제점을 갖고있다. 그러나 현재까지의 연구 결과를 분석한 결과, 재료 물성 평가에 응용되고 있는 여러 비파괴 기술 중 경도측정법, 초음파시험법 및 극미세 비파괴기술 등이 기존 감시 시험을 대체 가능한 신뢰성있고 실현 가능한 기술이라 판단되므로 이에 대한 연구 개발이 국내에서도 보다 활발히 이루어져야 한다.

참고 문헌

1. L. E. Steele, "Neutron Irradiation Embrittlement of RPV Steels", IAEA TRS 163, (1975).
2. 과학기술처 고시 제 92-20호, "원자로 압력용기 감시 시험 기준", (1992. 12. 19).
3. US NRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials", (1988).
4. ASTM E185-82, "Conducting Surveillance Tests for Light Water Cooled Nuclear Power Reactor", (1982).
5. S. Jackson, "미국의 원자력 규제정책 방향과 전망", 제11회 한국원산/원자력학회 연차대회, (1996).
6. W. A. Pavinich, T. J. Griesbach, and W. L. Server, "An Overview of Radiation Embrittlement Modeling for Reactor Vessel Steels", ASTM STP 1107, Edited by L. E. Steele, ASTM, Philadelphia, PA, (1993), pp. 99.
7. R. G. Lott, T. R. Mager, R. P. Shogan, and S. E. Yanichko, "Annealing and Reirradiation Response of Irradiated Pressure Vessel Steel", ASTM STP 909, Edited by L. E. Steele, ASTM, Philadelphia, PA, (1986), pp. 242.
8. C. J. Meechan and J. A. Brinkman, "Electrical Resistivity Study of Lattice Defects Introduced in Copper by 1.25MeV Electron Irradiation at 80°K", Phys. Rev.103, (1956), pp. 1193.
9. M. W. Thompson, "Defects and Radiation Damage in Metals", Cambridge Univ. Press, New York, NY, (1969), pp. 384.
10. P. K. Liaw, T. R. Leax, D. S. Drinon, and R. D. Richel, "Nondestructive Evaluation of Irradiated Pressure Vessel Steels from Surveillance Capsules", Westinghouse Internal Report, (1983).
11. W. J. Shong, J. G. Williams, and J. F. Stubbins, "Interrogation of Radiation Effects in Nuclear Pressure Vessel Steel Using Magnetic Properties Measurements", ANS Transactions, (1993), pp. 192.
12. J. F. Stubbins, W. J. Shong, M. Giacobbe, A. M. Ougouag, and J. G. Williams, "Pressure Vessel Steel Embrittlement Monitoring by Magnetic Properties Measurements", ASTM STP 1204, Edited by W. R. Corwin, F. M. Haggag, and W. L. Server, ASTM, PA, (1993), pp. 5.
13. J. F. Stubbins, J. G. Williams, A. M. Ougouag, J. U. Patel, and W. J. Shong, "Measurement of Irradiation Damage in Nuclear Pressure Vessel Steels by Magnetic Properties Change", in Proceedings of the Fifth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Edited

- by Simonen, American Nuclear Society, (1992).
14. M. K. Devine, D. C. Jiles, P. K. Liaw, R. D. Rishel, and D. S. Drinon, "Magnetic Property Changes in Various Structural Steels Due to Irradiation", in Review of Progress in Quantitative Non-destructive Evaluation, Vol.12, Edited by D. O. Thompson and D.E.Chimenti, Plenum Press, (1993).
 15. M. J. Sablik, H. Kwun, G. L. Burkhardt, and D. G. Cadena, "Preliminary Studies of Magnetic NDE Techniques for Identifying Neutron Embrittlement of Pressure Vessel Steel", in Review of Progress in Quantitative Non-destructive Evaluation, Vol.12, Edited by D. O. Thompson and D. E. Chimenti, Plenum Press, (1993).
 16. E. A. Little, D. J. Buttle, and C. B. Scruby, "Radiation Damage Studies in Model Ferritic Alloys Using Micromagnetic Techniques", Phys. Stat. Sol.(a), 112, (1989), pp. 55.
 17. M. Akamatsu-Jousset, Ph. D Thesis, "Structural Evolution of Ferritic Alloys under Irradiation", Paris XI Univ., (1994).
 18. L. B. Sipahi, M. R. Govindaraju, and D. C. Jiles, "Monitoring Neutron Embrittlement in Nuclear Pressure Vessel Steels Using Micromagnetic Barkhausen Emissions", J. Appl. Phys. 75, (1994), pp. 6981.
 19. F. Gillemot, F. Oszwald, and G. Pozsgay, "Mechanical and Nondestructive Testing of Irradiated Half Charpy Specimens", ASTM STP 1170, (1993), pp. 209.
 20. D. K. Park, et al, "A Study on the Nondestructive Evaluation Using Micromagnetic Techniques", Korea Atomic Energy Research Institute Internal Report, (1996).
 21. D. S. Drinon, R. D. Rishel, and P. K. Liaw, "Nondestructive Eddy Current Characterization of Irradiation Degradation in Nuclear Pressure Vessels", 12th International Conference on NDE in the Nuclear and Pressure Vessel Industries, OH, ASM International, (1994), pp. 341.
 22. D. O. Hunter, "An Ultrasonic Method for Nondestructively Detecting Radiation Induced Embrittlement in Pressure Vessel Steels", Battelle Northwest Labs. Report No. BNWL-SA-1467; CONF-671011-3, (1967), pp. 24.
 23. V. A. Shutilov, A. I. Nedbai, A. M. Smirnov, and I. T. Khodzhakhonov, "Development of Embrittlement of Steels in Temperature Dependence of the Speed of Sound", Ind. Lab, (USSR) 16, (1985), pp. 1146.
 24. A. Le Brun, J. M. Saurel, and L. Robert, "A Micro-Acoustic Nondestructive Method to evaluate the Irradiation Embrittlement of 316L Steel Bolts", EDF report EDF94NB00071, (1993), pp. 10.
 25. N. Maeda, T. Sugibayashi, and A. Yamaguchi, "Material Degradation Detection by Ultrasonic Decay Constant Measurement", Proc. of 13th International Conference on NDE in the Nuclear and Pressure Vessel Industries. Materials Park, OH, ASM International, (1995), pp. 291.
 26. Yu. I. Pokrovshii, V. I. Vikhrov, and V. N. Perevezentsev, "Investigation of Some Radiation Defects in Metals by the Method of Measuring Internal Friction and Young's Modulus", in Internal Friction in Metals and Alloys, Edited by V. S. Postnikov, F. N. Tavazde, and L. K. Gordlenko, Consultants Bureau, (1967), pp. 79.
 27. A. Munier, R. Schaller, O. Mercier, and W. B. Waeber, "Interactions of Defects with Dislocations in Reactor Pressure Vessel Steels", ASTM STP 1170, (1993), pp. 269.
 28. A. Munier, M. Maamouri, R. Schaller, and O. Mercier, "Mechanical Properties of Reactor Pressure Vessel Steels studied by Static and Dynamic Torsion Tests", J. Nuclear Materials, 202, (1993), pp. 54.
 29. J. A. Spitznagel, R. P. Shogan, and J. H. Phillips,

- "Annealing of Irradiation Damage in High Copper Ferritic Steels", ASTM STP 611, (1976), pp. 434.
30. R. G. Lott, and T. R. Mager, "A Determination of the Benefits of Annealing Irradiated Pressure Vessel Weldments", Int. J. Pres. Ves. and Piping, 34, (1988), pp. 155.
31. T. Oku, and S. Sato, "Studies on Embrittlement of Steels by Means of Hardness Measurements", Soc. Mater. Sci. Jap. J., 15, (1966), pp. 25.
32. F. M. Haggag, "In-Situ Measurements of Mechanical Properties Using Novel Automated Ball Indentation System", ASTM STP 1204, (1993), pp. 27.
33. F. Hori, M. Takenaka, E. Kuramoto, and Y. Aono, "Positron Annihilation Study of Electron-Irradiated FeCu and FeCuC Alloys", Scripta Metallurgica, 29(2), (1993), pp. 243.