

원자력발전소 기기의 노화손상 평가

박 인 규

Ageing Assessments of Nuclear Components

In-Gyu Park



- 박인규 (전력기술개발연구소)
- 1953년생.
- 재료파괴공학을 전공하였으며, 압력 기기의 수명평가 및 수명연장연구에 관심을 가지고 있다.

1. 머리말

최 근 세계적으로 전력수요 급증 및 신규 발전소 부지확보난 등의 해소방안으로, 원자력 발전소의 노화방지를 통한 운전기간 장기화에 관심이 집중되고 있다. 원자력 발전소의 노화방지는 시간에 따른 발전소의 노화현상에 대한 이해를 바탕으로 한 효과적인 수명관리를 통하여 이룩될 수 있다.

원자력 발전소의 각종 계통, 구조물, 기기(SSC; systems, structures, components)들은 운전년수가 증가함에 따라 노화손상에 의해 그 신뢰도가 저하되며, 노화손상에 대한 완화조치를 수행하지 않는다면 발전소의 이용률 및 안전성에 영향을 미칠 수도 있다. 대부분의 SSC 구성 재료들은 정도의 차이는 있지만 시간에 따라 노화손상을 일으키므로, 발전소 사용 재료들의 시간에 따른 노화방식과 노화 진행속도에 대한 이해를 기본으로 기기별 수명평가를 수행하여 노화손상 대책방안을 수립하여야 한다.

일반적인 기기의 수명평가는 다음과 같은 5단계에 따라 수행한다.

- ① 현 손상상태 파악
- ② 다음 운전주기 동안의 손상예측
- ③ 허용안전여유에 따른 건전성 평가
- ④ 계속운전, 보수, 교체 여부 결정
- ⑤ 적절한 수명관리 프로그램 수립

이 글에서는 원자력 발전소 기기의 주요 노화기구 및 노화손상 평가법에 대하여 서술하였다.

2. 주요 노화손상 기구

원자력 발전소의 각종 기기들은 운전년수가 증가함에 따라 사용재료들의 노화현상으로 기능상 문제점을 일으킨다. 주요 노화손상 형태로는 ① 저합금 페라이트강의 중성자 조사취화,⁽¹⁾ ② 주조 스테인리스강의 열취화,⁽²⁾ ③ 인코넬 600의 1차수 응력부식균열(PWSCC; primary water stress corrosion cracking)⁽³⁾ 등이 있으며, 사용재료 및 운전 환경에 따라 각각 다르게 나타난다.

2.1 중성자 조사취화⁽¹⁾

중성자 조사취화는 원자로 압력용기 벨트 라인 및 압력용기 지지구조물에 주로 나타나는 주요 노화손상기구이다. 고 에너지 중성자 조사로 인하여 압력경계재료의 항복응력이 증가하거나, 연성 및 파괴인성이 감소된다. 중성자 조사에 의해 미세한 구리 석출물이 생성되거나 결함이 응집되어 전위의 움직임을 방해함으로써 강의 항복응력 증가, 연성-취성 천이온도의 증가, 파괴에너지의 감소현상 등이 나타나게 된다. 원자력 압력용기 재료의 조사취화는 강의 구리와 니켈 함유량 및 중성자 플루언스에 따라 주로 변하며 기타 영향인자로는 조사온도, 중성자 스펙트럼 및 플럭스, 인 함유량, 불순물 및 소량의 합금원소 등을 들 수 있다.

중성자 조사취화에 의한 압력용기 재료의 인성치저하를 회복하기 위하여 압력용기 소둔기술을 구 소련의 노보보로네즈 3호기에 실제 적용한 바가 있으며, 미국 원자력규제 위원회에서 미국형 원자로에 적용가능성을 검토하고 있다.⁽⁴⁾

2.2 열취화⁽²⁾

열취화현상은 1차측 압력경계인 원자로 냉각재 펌프몸체, 냉각재 파이프 및 피팅, 서지라인, 가압기 스프레이 헤드 등의 오스테나이트-페라이트 2상 주조 스테인리스강 사용기기에서 주로 나타난다. 열취화율은 약 475°C에서 가장 높지만, 시간-온도의 함수이므로 가압경수로 운전온도인 약 300°C에서도 열취화 손상은 심각해질 수 있다. 스프레이 헤드는 다른 기기보다 온도가 높으므로 특히 열취화에 대해 고려할 필요가 있다.

주조 스테인리스강의 인성치를 저하시키는 열취화현상은 재료의 미세조직 변화에 기인한다. 고온에 장기간 노출됨에 따라 나타나는 미세조직의 변화로는 ① 오스테나이트-페라이트 상경계의 탄화물 석출과 ② 페라이트 상에 Cr-rich a' 및 Ni-rich와 Si-rich G상 형

성을 들 수 있다. 상경계의 탄화물 석출은 400°C 이상의 온도에서는 취화에 주된 역할을 하지만 400°C 이하에서는 큰 영향을 주지 않는다. 350°C 이하의 경수로 운전온도에서는 a' 및 G상이 취화의 주된 원인이 된다. 그러나 G상의 형성은 취화에는 직접적으로 영향을 주지 않고 간접적으로 a'상의 형성을 지연시키는 효과가 있다고 보고되고 있다. 그러므로 주조 스테인리스강의 열취화는 a'상이 형성되는 페라이트상의 양과 형태에 좌우된다. 15% 이상의 페라이트상이 존재할 경우에는 취화된 페라이트상이 연속적으로 네트워크를 형성하여 인성을 저하시킨다. 그러나 페라이트의 양이 15% 이하이면 페라이트상 전부가 취화되더라도 주조 스테인리스강의 인성은 크게 영향을 받지 않는다.

2.3 1차측 응력부식균열⁽³⁾

1차측 응력부식균열(PWSCC)현상은 인코넬 600 증기발생기 튜브의 주된 손상기구이다. PWSCC는 주로 인코넬 600 저온 소둔재에서 항복응력 정도의 고인장응력 하에서 발생하며, 열적으로 활성화되는 입계균열 기구이다. 증기발생기 튜브에 나타나는 PWSCC는 ① 민감한 튜브재료, ② 높은 인장응력, ③ 높은 운전온도 등 3가지 조건에서 발생한다.^(3,5,6)

일반적으로 금속 미세조직 내의 입계탄화물이 증가할수록 PWSCC에 대한 저항력은 증가한다. 입계탄화물의 양은 최종적으로 튜브를 냉간가공한 후에 수행하는 열처리에 따라 조절된다. 재료의 탄소함유량에 따라 차이가 있으나, 약 980°C 이하의 낮은 소둔온도에서 열처리하면 탄화물은 기지내에 고용되지 않고 입계 탄화물로 남는다. 그러나 약 1065°C 정도의 높은 소둔온도에서는 대부분의 탄화물이 고용체로 된다. 높은 소둔온도로부터 냉각되는 동안에 탄화물은 새로운 입계에 석출하지 않는다. 또한 일반적으로 입자번호가 ASTM 6보다 크고, 항복응력이

55 ksi보다 작은 재료는 PWSCC에 덜 민감한 것으로 보고되고 있다.

PWSCC에 영향을 주는 응력에는 튜브의 제작, 설치과정에 수반된 잔류응력과 운전환경에 따른 작용응력이 있다. 특히 잔류응력은 굽힘과정에 의해 증기발생기 1열과 2열 튜브의 U-굴곡부와 튜브확관에 따라, 확관된 부위와 확관되지 않은 부위 사이에 존재한다.

PWSCC가 높은 운전온도에 민감하다는 것은 저온관보다 고온관에서 PWSCC 발생률이 높은 것으로 나타난다. 그러므로 고온관 온도를 감소시킴으로써 PWSCC의 손상을 줄일 수 있다. 그러나 온도강하는 증기발생기 출구의 습분량을 증가시키고, 증기포화압력을 낮추므로 증기발생기 튜브다발의 U-굴곡부 지역에 유체탄성진동을 초래할 수 있다.

증기발생기 튜브의 손상을 방지하기 위하여 열처리에 의한 잔류응력제거, 니켈도금, 샤프닝에 의한 잔류압축응력 유발 등의 방법을 적용하고 있다. 교체하는 증기발생기의 튜브재료로는 주로 Inconel 690 또는 Incoloy 800을 사용한다.

3. 노화손상평가

3.1 중성자 조사취화 평가⁽¹⁾

중성자 조사취화는 원자력 발전소 특유의 손상기구이며, 이에 의한 파괴 인성치 감소 및 무연성 천이 온도의 증가는 원자로 압력용기뿐만 아니라 압력용기 지지구조물의 수명에 지대한 영향을 준다. 중성자 조사취화에 따른 압력용기 지지구조물의 수명평가를 위해서는 우선 설계요건의 검토가 요구된다. 설계요건에 포함되어 있는 취성파괴 평가는 그림 1에 나타나 있는 파괴해석도(FAD; fracture analysis diagram)를 이용하여 수행한다. 중성자 조사취화에 따른 무연성 천이온도의 상승은 주로 중성자 플루언스 및 재료의 구리함량과 조사온도에 따라 변한다.

표 1에 나타난 바와 같이 조사온도가 낮을수록 자체 소둔능력의 상실로 무연성 천이온도의 상승폭은 증가한다. 미국 원자력 규제위원회의 Reg. Guide 1.99에 따른 무연성 천이온도의 상승온도 산출을 근거로 한 압력용기 지지구조물의 수명산출의 예는 다음과 같다.

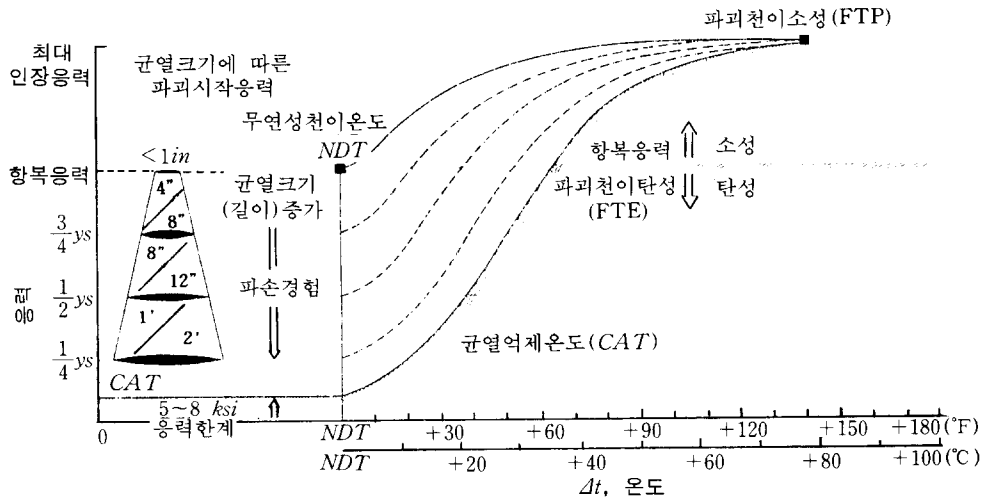


그림 1 파괴분석도 (FAD)

표 1 구리함량 및 조사온도에 따른 무연성 천이온도 상승($1 \times 10^{18} \text{n/cm}^2, 0.012\% P_{\text{max}}$)

구리 (wt%)	무연성 천이온도 상승치 (°F)	
	조사온도 550°F	조사온도 450°F
0.35	105	159
0.25	75	113
0.20	58	87
0.10	25	38

(.) 설계 및 운전온도

재료 : A302-B(0.1 wt%Cu, 0.012 wt% P) ; 초기 무연성 천이온도 : -23°F ; 최소항복 응력 : 50ksi, 최저 운전온도 : 120~150°F, 최대 응력 : 25ksi, 중성자 플루언스(40년 수명기간) : $1 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$, 중성자 플럭스 : $1 \times 10^9 \text{/cm}^2\text{-sec}$

(2) 수명 산출방법

1) 최대 작용응력이 항복응력의 1/2이므로 FAD상의 안전여유온도는 30°F이며, 무연성 천이온도의 최대상승온도는, [최대 무연성천이온도 상승=최저 운전온도(50°F)-FAD 안전여유온도(30°F)-초기 무연성 천이온도(-23°F)=43°F]로 산출된다.

2) 표 1에 나타난 바와 같이 구리 함량이 0.1wt%일 경우 450°F 조사취화에 따른 상승온도는 38°F이다.

3) 그러므로 상승여유온도는 5°F(43°F-38°F)이다. 450°F 이하의 조사온도에 따른 상승효과를 감안하면, 실제 상승여유온도는 $3^\circ\text{F}[5^\circ\text{F} \times (25/38)]$ 가 된다.

4) 중성자 플루언스와 구리함량에 따른 기준온도 예측조정식 $A=40+1000(\%Cu-0.08)+5000(\%P-0.008) [f/10^{19}]^{1/2}$ 를 근거로 하면, 실제 상승여유온도인 3°F에 따른 고속중성자 플루언스는 40년 동안의 $1 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ 에서 $1.2 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ 로 증가된다. 본 예에서의 중성자 플럭스는 $10^9 \text{n/cm}^2\text{-sec}$ 이므로 수명연장 가능기간은 다음과 같이 산출된다.

수명연장 가능기간 = $(1.2 \times 10^{18} - 1.0 \times 10^{18}) / 10^9 = 2.0 \times 10^8$ seconds 즉, 압력용기 지지 구조물의 설계수명 40년 후의 연장기간은 약 6.3년이다.

3.2 열취화 손상평가⁽²⁾

열취화에 의한 주된 손상은 재료인성치 감소이다. 열취화현상에 의한 재료인성치 감소에 따라 임계결함크기도 파괴 인성치의 감소에 따라 감소하게 된다.

Chopra와 Chung(1989)은 주조 스테인리스강의 화학조성 및 미세조직(페라이트양 및 평균간격)을 함수로 하여 노화에 따른 최저 파괴 V-노치 충격에너지 관련 매개변수 Φ 를 식 (1)과 같이 정의하였다.

$$\Phi = S_m^2 [\%C + 0.4(\%N)] (\%Cr + \%Mo + \%Si) L (10^{-3}) \quad (1)$$

여기서, S_m 은 페라이트 부피 측정 백분율(%), L 은 페라이트 평균 간격(μm)이다.

그림 2에 나타난 바와 같이 제시된 데이터를 최소자승 회귀분석하면 식 (2)로 나타내어진다.

$$CVN = 6,270 \Phi^{-0.6112} \quad (2)$$

예로서, CF-8 스테인리스강의 화학조성

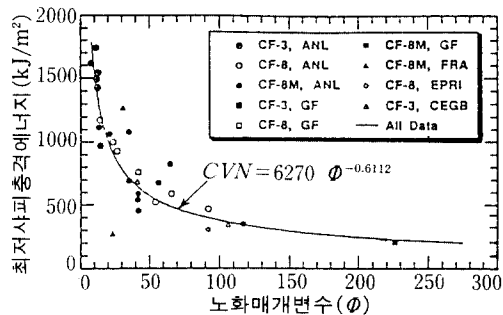


그림 2 최저상온 충격에너지와 노화매개변수 Φ 와의 관계

$$* \Phi = 8m^2 (C + 0.4N) (C_r + M_o + S_i) (0.001)$$

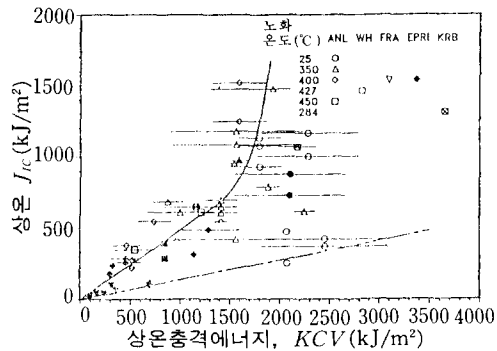
이 0.05%C, 0.07%N, 20.6%Cr, 8.3%Ni, 0.3%Mo, 1.1%Si이고 페라이트 부피백분율이 15%, 페라이트 간격이 18 μ m이면 이에 대한 ϕ 값은 69.5로 산출된다. 식 (2)에 대입하면 $CVN = 6,270 \phi^{-0.6112} = 6,270(69.5)^{-0.6112} = 469 \text{ KJ/m}^2$ 가 된다.

이와 같이 ϕ 매개변수 방식은 장기간 사용 후의 최저 상온 샤피 V-노치 충격에너지를 예측할 수 있는 간단한 방법이다.

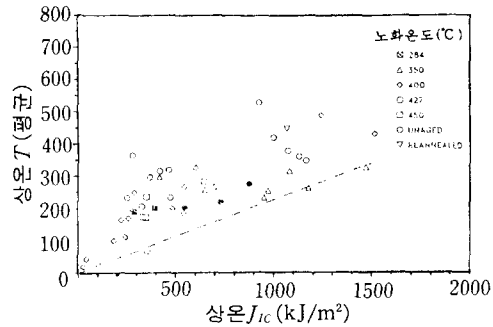
주조 스테인리스강의 재료성질 및 운전온도에 비추어 연성파괴가 예상되므로 탄소성 파괴역학을 적용하여 결함평가를 수행한다. 주조 스테인리스강 사용기기의 안전성에 대한 파괴역학적 평가를 위해서는 충격에너지 데이터보다는 파괴인성치(J_{IC}) 및 찢김계수(T) 데이터가 요구된다. 상온 및 경수로 운

전온도인 290°C에서의 파괴역학 매개변수는 다음과 같이 기존의 실험 데이터를 기초로 하여, 단지 상온에서의 충격에너지 값으로 예측할 수 있다. 이 절차는 그림 3에 나타나 있는 바와 같이, (a) 상온에서의 충격에너지와 J_{IC} 관계, (b) 상온에서의 J_{IC} 와 T관계, (c) 상온에서의 충격에너지와 290°C에서의 J_{IC} 관계, (d) 290°C의 J_{IC} 와 T관계 등으로부터 구할 수 있다.

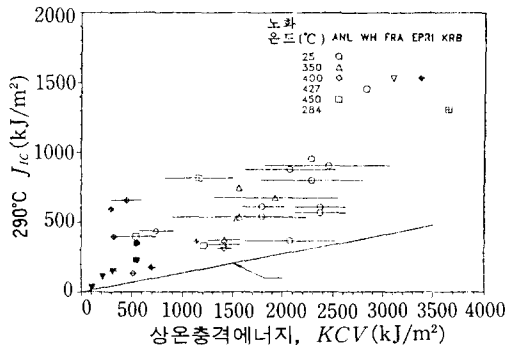
그러므로 최저 CVN 매개변수, ϕ 를 이용하여 최저 샤피 V-노치 충격에너지를 구하면 실제 운전온도에서의 J_{IC} 및 T값을 예측할 수 있다. 따라서 주어진 결함 및 응력 상태에 따른 작용 J와 T를 산출하고 앞에서 언급한 방법에 따라 재료의 J와 T를 예측함으로써 가동중 검사에서 검출된 결함에 대해



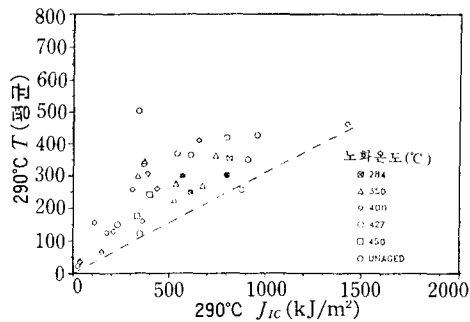
(a) 상온충격에너지와 J_{IC} 관계



(b) 상온 J_{IC} 와 T관계



(c) 상온충격에너지와 290°C의 J_{IC} 관계



(d) 290°C의 J_{IC} 와 T관계

그림 3 충격에너지와 파괴인성치의 관계

현재 및 운전기간 동안의 안전성여부를 평가할 수 있다.

3.3 1차수 응력부식균열 손상평가⁽³⁾

1차수 응력부식균열(PWSCC)에 의한 손상정도는 온도, 응력 및 금속조직에 의해 크게 영향을 받으므로, 이러한 3인자를 사용하여 PWSCC의 손상모델을 설정할 수 있다. 또한 실제 증기발생기 튜브에 대한 비파괴검사 결과를 통계학적으로 분석함으로써 PWSCC에 의한 파손비율을 예측할 수 있다.

인코넬 600 튜브의 PWSCC 손상에 대한 분석을 Weibull 분포를 적용하여 수행한 결과, 실제 발전소의 결과와 잘 일치하므로 미국 원자력규제위원회에서도 증기발생기 튜브의 잔존 수명예측에 Weibull 분포를 사용하고 있다.

인코넬 600 튜브의 PWSCC는 응력과 온도의 함수이므로, 파손시간 tr 은 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$tr = A\sigma^{-4} \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_R}\right)\right] \quad (3)$$

여기서, σ 는 응력, Q 는 활성화에너지, R 은 기체상수, T 는 온도, T_R 은 기준온도, A 는 상수이다. 응력에 대한 지수는 균열첨단에서의 느린 변형을 고려하여 크리프에 대한 전형적인 응력지수인 4를 사용한다. 기준온도 T_R 은 편의상 고온관 온도를 사용하며, A 는 재료와 각 발전소의 화학적 환경에 따라 변하는 상수이다. 활성화에너지 Q 값은 164~273kJ/mol을 가지며, 최적값은 210kJ/mol (50 kcal/mol)이다.

위의 관계식 (3)을 사용한 누적 Weibull 분포는 다음 식으로 표현된다.

$$F(t) = 1 - \exp\{-[\sum(t_i/t_n)]^b\} \quad (4)$$

여기서, $F(t)$ 는 튜브의 누적 파손율, t 는 운전시간, t_i 는 운전온도 T_i 에서의 운전시간, t_n 는 운전온도 T_i 에서의 Weibull 확률분

포에 따른 특정시간(모집단의 63.2%가 파손되는 시간), b 는 Weibull 확률 그래프에 나타난 분포의 기울기를 나타낸다.

식 (4)는 온도의 변화만을 고려하고, Weibull 분포를 로그형태로 변형하면 식 (5)와 같이 표현된다.

$$\begin{aligned} \ln\left\{\ln\left[\frac{1}{1-F(t)}\right]\right\} \\ = b \ln(t) - b \ln(tr) \end{aligned} \quad (5)$$

식 (5)를 다음 식으로 치환하면 $Y = bx + C$ 의 형태로 나타낼 수 있다.

$$\begin{aligned} Y &= \ln\left\{\ln\left[\frac{1}{1-F(t)}\right]\right\} \\ X &= \ln(t) \\ C &= -b \ln(tr) \end{aligned} \quad (6)$$

Weibull 확률 표시도는 X 와 Y 의 변수로 눈금이 주어져 있다. 즉 횡축은 로그리즘 시간 단위를, 종축은 $\ln\{\ln[1/[1-F(t)]]\}$ 로 표시된다. 그러므로 Weibull 확률 표시도 상에서 시간에 따른 누적파손 비율 $F(t)$ 는 Weibull 분포를 따르면 직선으로 나타나게 된다.

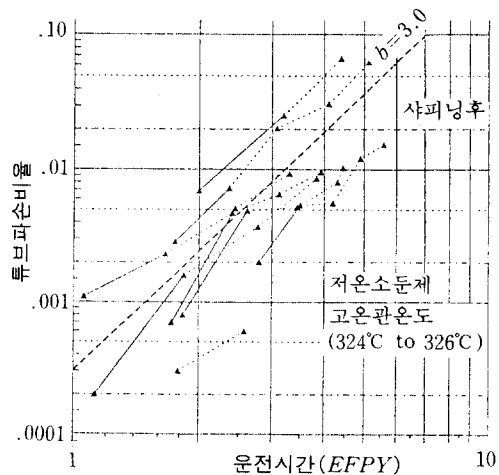


그림 4 1차수 응력 부식균열 손상의 Weibull 분포

Weibull 모델을 적용하여 저온소둔 인코넬 600 튜브의 PWSCC 손상을 분석한 결과는 그림 4와 같다. 그림 4에 나타난 바와 같이 발전소 별 데이터에 따라 절편과 기울기는 변한다. 그러나 기울기는 그림 4에서, 굵은 점선으로 표시된 Weibull지수, 즉 $b=3.0$ 을 중심으로 분포되어 있음을 알 수 있다. 그러므로 데이터가 불충분하여 발전소 고유의 Weibull 기울기를 파악하기 어려운 경우에는 PWSCC 손상예측에 지수 $b=3.0$ 을 사용할 수 있을 것이다.

4. 맺음말

원자력 발전소의 운전환경에 따른 노화손상은 발전소 운전 내력에 연류된다. 통상 SSC는 40년 또는 40년 이하의 수명을 가정하여 이에 따른 설계 여유도나 안전 계수를 기초로 하여 설계된다. 그러나 설계여유도나 안전계수는 운전중 변경될 수도 있다. 원자력 발전소 기기의 수명평가를 위해서는 초기 설계치 및 잔여수명이나 실제 설계치의 변화 등을 평가하여야 한다. 주요 물성치 및 손상 매개변수의 실제 변경 상황은 수명기간 설정에 근간이 된다. SSC의 수명평가를 위해 재료의 노화손상은 철저히 파악되어야 한다. 또한 기계적 하중, 열적하중 등의 노화 촉진 요인과 정상운전 및 시험도 노화손상에 영향을 미치므로 이들에 대해 상세 평가를 수행하여야 한다. 수명평가는 운전환경 및 노화 촉진요인들과 밀접한 관련이 있으므로, SSC

의 수명을 평가하기 위해서는 이러한 복잡한 변수들 사이의 연관관계를 구체적으로 고려하여야 한다. 그러므로 SSC의 설계, 제작, 설치, 시험, 운전상태 및 보수주기 등에 대한 정보파악이 선행되어야 한다.

참고문헌

- (1) 박인규, 1992, "원자력발전소 노화관리," 기술개발, 제10집, pp. 15~25, 한국전력공사.
- (2) 박인규, 1992, "주조 스테인리스강의 열취화 손상평가," 전력기술, 제3권, 제4집, pp. 44~51, 한국전력기술(주).
- (3) 박인규, 1992, "증기발생기 튜브의 1차수 응력부식균열 손상과 관막음 기준평가," 전력기술, 제3권 제3집, pp. 59~66, 한국전력기술(주).
- (4) 박인규, 김재근, 1992, "소련원자로 압력용기 소둔기술개발현황," 전력기술, 제3권, 제1집, pp. 16~25.
- (5) 김영식, 박인규, 1990, "The Role of Microstructural Variables in Primary Water Stress Corrosion Cracking of Inconel 600," 한국부식학회지, Vol. 19, No. 4, pp. 194~202.
- (6) 김영식, 박인규, 1990, "증기발생기 전열관(Inconel 600)의 1차수 응력부식균열: 금속 미세조직의 영향," 전력기술, 제1권, 제3집, pp. 5~12.