

<초청논문>

DOI:10.3795/KSME-A.2009.33.10.991

원자력발전소 수명평가 및 수명관리 기술개발

진 태 은[†]

(2009년 7월 14일 접수, 2009년 9월 24일 수정, 2009년 9월 24일 심사완료)

Development of Lifetime Evaluation and Management Technologies for Nuclear Power Plants

Tae Eun JIN

Key Words: Degradation Mechanism(열화기구), Fatigue(피로), Stress Corrosion Cracking(응력부식 균열), Irradiation Embrittlement(조사취화), Flow Accelerated Corrosion(유동가속부식)

Abstract

Operating experience of the various components in the nuclear power plants has shown that a variety of degradation mechanisms can occur during operation. Therefore, the accurate lifetime evaluation and systematic management are very important for the safe as well as the economical operation of the nuclear power plants. In this paper, the characteristics of a total of 17 degradation mechanisms were reviewed and the plausible degradation mechanisms such as stress corrosion cracking, fatigue, irradiation embrittlement, and so on, were identified. Also, the lifetime evaluation technologies which have been developed for the application to the domestic nuclear power plants are described. In addition, a total of 48 aging management programs which have been established for the safe operation of the various components are explained.

1. 서 론

우리나라에서는 현재 20기의 상업용 원자로를 가동하고 있으며 원자력 발전은 전체 전력생산의 약 40%를 담당하고 있다. 뿐만 아니라 최근 국제적인 현안으로 부각되고 있는 기후변화 대응을 위한 이산화탄소 감축 등을 위해서도 향후 원자력 발전의 비중이 지속적으로 증대될 전망이다. 그러나 원자력 발전소 1기를 건설하는데 막대한 비용 및 시간이 소요되기 때문에 기존에 운영 중인 원전 설비를 효율적으로 그리고 안전하게 운영하는 것이 중요한 문제로 부각되고 있다.

이러한 배경에서 미국에서는 계속운전을 위한 법령⁽¹⁾을 제정하고 이에 따른 엄격한 안전성 심사를 거쳐 원전의 설계수명 이후 계속운전을 허

용하고 있으며 현재 54개 원전이 계속운전 승인을 받았고 16개 원전에 대한 심사가 진행 중이다. 한편 우리나라는 모든 가동원전에 대해 국제 원자력기구(IAEA)의 지침에 따라 매 10년 주기로 종합 안전성평가(periodic safety review, PSR)를 시행하고 있고,⁽²⁾ 원자력법 및 교육과학기술부 고시⁽³⁾ 등을 통해 설계수명 이후 원전의 계속운전을 허용하고 있다. 특히 국내 최초의 원전인 고리 1호기는 국내외의 엄격한 심사를 거쳐 2008년에 계속운전을 시작하였다.

이러한 PSR, 계속운전 등을 통한 가동 원전의 안전하고 효율적인 운영을 위해서는 이론, 실증 실험 및 공학적 판단 등을 통해 운전 중 발생할 수 있는 모든 경우를 고려하여 설비의 안전성을 확인하고 이를 체계적으로 관리할 수 있는 기술이 필수적이다.

본 논문에서는 원전 설비에서 발생할 수 있는 다양한 열화기구를 분석하고, 이에 대한 수명 평가 및 관리 기술들을 종합하여 기술하였다.

[†] 회원, 한국전력기술(주) 기계기술처
E-mail : jinte@kopc.co.kr
TEL : (031)289-3700 FAX : (031)289-3189

2. 원전 설비의 열화기구 분석

현재 원자력 발전설비는 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III 요건에 따라서 설계 및 제작하며,⁽⁴⁾ 이 때 가동 중 예기치 못한 손상을 방지하기 위해 충분한 안전 여유(safety margin)를 고려한다. 이러한 기기/배관 등 설비는 종류 및 설치 위치에 따라 형상과 사용 재료가 다양하고, 상이한 온도 및 압력, 수질조건 등 운전 환경과 작용 하중에 따라 오랜 기간동안 운전할 경우 경년열화(aging)에 의한 손상이 발생할 수 있다. 또한 일차수 응력부식균열(primary water stress corrosion cracking, PWSCC), 열성층(thermal stratification)에 의한 피로 등 설계 및 제작단계에서 고려하지 못했던 새로운 열화기구(degradation mechanism)들이 발견되고 있다.

ASME 코드 Sec. III, App. W⁽⁵⁾에서는 원전 설비에서 발생할 수 있는 잠재적(potential) 열화기구를 Table 1에 나타낸 바와 같이 부식(corrosion), 취화(embrittlement), 기타 등 3개 범주로 구분하고 이를 다시 응력부식균열 등 17개로 세분화하고 있다. 또한 App. W에서는 방사선 취화(radiation embrittlement), 열피로(thermal fatigue), 동적 하중(dynamic loading)을 제외한 14개 열화기구에 대해 일반사항, 설계 및 재료와 관련된 사항, 해당 열

화기구의 예방 또는 완화를 위한 방안 등을 제시하고 있다.

국내 각 원전에서도 상기의 17개 열화기구를 대상으로 설계 자료와 절차서, 운전, 점검, 정비 및 시험이력을 분석하고, 현장 진단을 다수 수행한 바 있다.⁽⁶⁾ 이러한 분석결과 대부분은 정량적인 수명평가뿐만 아니라 시험, 점검 및 정비 등의 종합적이고 체계적인 활동을 통해 잘 관리되고 있어 원전 설비의 건전성에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 나타났다. 그러나 원전의 안전성을 더욱 향상시키기 위하여 응력부식균열, 피로, 중성자 조사취화, 열취화, 유동가속부식 등은 보다 깊은 평가 및 관리가 필요한 것으로 나타났다.^(7,8)

3. 원전 설비의 수명평가 기술

미국 원자력규제위원회(United States nuclear regulatory commission, USNRC)에서는 원전의 계속운전 추진 시 수명평가가 필요한 항목들을 정리하여 심사 지침서를 발간한 바 있다.⁽⁹⁾ 이 지침서에서 평가를 요구하는 항목들은 원자로압력용기(reactor pressure vessel, RPV)의 중성자 조사취화, 피로 등으로서 앞서 기술한 국내의 열화기구 분석결과와 유사하다. 본 장에서는 최근 들어 현안사항으로 대두되고 있는 응력부식균열, 피로,

Table 1 Degradation mechanisms in App. W, Sec. III of ASME Code

Category	Degradation Mechanism
Corrosion	Stress Corrosion Cracking
	General Corrosion and Wastage
	Pitting Corrosion
	Crevice Corrosion and Denting
	Intergranular Corrosion Attack
	Microbiologically-Induced Corrosion and Fouling
	Corrosion Fatigue and Crack Growth
	Flow Accelerated Corrosion
	Erosion and Erosion-Corrosion
Embrittlement	Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking
	Thermal Aging Embrittlement
	Radiation Embrittlement
	Hydrogen Damage Embrittlement and Delayed Cracking
Others	Fretting and Wear
	Thermal Fatigue
	Dynamic Loading-Vibration, Water Hammer and Unstable Fluid Flow
	Creep

중성자 조사취화, 열취화, 유동가속부식을 중심으로 기술하고자 한다.

3.1 응력부식균열

응력부식균열은 민감한 재료가 부식 환경 하에서 인장응력을 받을 때 발생 가능한 열화기구이다. 특히 원자로 압력용기 헤드 관통관, 가압기 노즐같은 Alloy 600 계열의 재료로 제작된 이종 금속 용접부(dissimilar metal weld, DMW)에서는 높은 인장 잔류응력으로 인하여 PWSCC 손상이 발생할 수 있다고 보고된 바 있다. 따라서 국내 원전의 이종금속 용접부를 조사하고 PWSCC 민감도를 분석하는 한편 이를 토대로 적정 검사주기와 보수용접 등의 손상 완화방안을 수립하기 위해 잔류응력 해석 및 파괴역학 평가를 수행하였다.

헤드 관통관의 용접부에 대한 PWSCC 민감도는 ASME Code Case N-729-1⁽¹⁰⁾에 따라 식 (1)과 같은 유효 열화연수(effective degradation years, EDY)로 결정하고, 검사주기는 식 (2)와 같은 재검사 연수(re-inspection years, RIY)로 평가한다.

$$EDY = \sum_{j=1}^n \left\{ \Delta EFPY_j \exp \left[-\frac{Q_i}{R} \left(\frac{1}{T_{head,j}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \right\} \quad (1)$$

$$RIY = \sum_{j=n1}^{n2} \left\{ \Delta EFPY_j \exp \left[-\frac{Q_g}{R} \left(\frac{1}{T_{head,j}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \right\} \quad (2)$$

여기서, $\Delta EFPY_j$: j 기간 동안의 유효 전출력 연수

Q_i : 균열 발생에 대한 활성화 에너지

R : 가스 상수

$T_{head,j}$: j 기간 동안 전출력 헤드 온도

T_{ref} : 참조 온도

Q_g : 균열 성장에 대한 활성화 에너지

이다.

Table 2는 국내 원전 헤드 관통관에 대한 유효 열화연수 및 민감도 평가결과를 도시한 것으로서 6개 원전의 PWSCC 민감도가 다소 높은 것으로 평가되었으며, 이러한 결과를 토대로 검사주기를 조정하여 정밀 검사를 시행하고 있다. 현재까지의 검사 결과 특이사항은 없는 것으로 나타났다.

Table 2 EDY and PWSCC sensitivity evaluation results for the RPV heads

EDY	No. of Plants	Sensitivity
> 12	6	High
$8 \leq \text{and} \leq 12$	0	Medium
< 8	10	Low

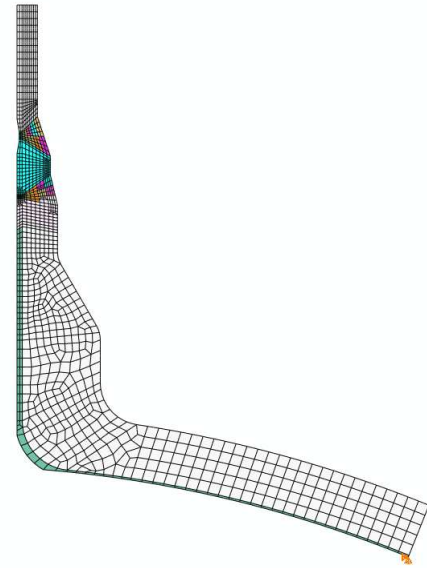


Fig. 1 Representative FE model for residual stress analysis of the nozzle after welding

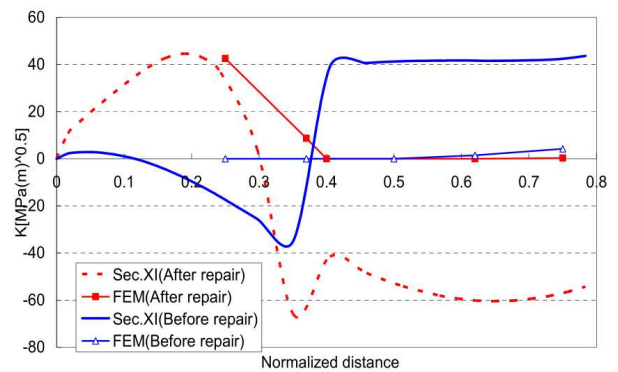


Fig. 2 Comparison of stress intensity factors before and after repair welding

최근에는 이종금속 용접부에서 PWSCC의 발생 및 성장을 억제하기 위한 방안으로 보수용접을 수행하고 있으며, 국내 원전에서도 예방차원에서 보수용접 시행을 추진하고 있다. Figure 1은 보수용접 전, 후의 잔류응력 분포 도출을 위한 노즐의 대표적 유한요소 모델을 도시한 것이고 Fig. 2는 보수용접 전, 후의 잔류응력을 고려한 원주방

항 균열 응력확대계수(stress intensity factor, SIF) 평가결과를 나타낸 것이다.

Figure 2에 나타낸 바와 같이 보수용접 이전에는 노즐 외면에 작용하는 인장 잔류응력에 의해 (+) 부호의 응력확대계수가 도출되어 깊은 표면 균열이 관통균열로 성장할 수 있는 것으로 예측되었다. 그러나 보수용접 후에는 노즐 외면에 압축 잔류응력이 발생하여 표면균열의 성장을 억제할 수 있는 것으로 나타났다. 따라서 이러한 결과로부터 보수용접 기법은 PWSCC 손상 완화를 위한 적합한 방안으로 판단되었다.

3.2 피로

피로는 재료에 인장강도(tensile strength) 이하의 작은 하중이라도 반복적으로 작용하였을 때 재료 특성이 저하되는 열화기구이다. 피로 측면에서 대표적인 현상사항으로는 열성층(thermal stratification)과 환경피로(environmental fatigue), 피로감시(fatigue monitoring) 등이 있다.

열성층은 배관 내에서 서로 다른 온도의 유체가 밀도 차이로 인해 층으로 분리된 채 존재하는 현상이다. 이러한 현상은 배관에 전역 및 국부 응력을 유발하여 피로균열을 발생 또는 성장시킬 수 있다. 기존에는 원전 설계시 열성층 현상이 설비의 피로수명에 미치는 영향을 고려하지 않았으나, 해외 원전에서 열성층에 의한 배관 손상이 가능하다고 보고되면서 이를 고려한 평가 수행이 요구되고 있는 실정이다.^(11,12)

따라서 배관 내에 발생하는 열성층 현상을 정확히 평가하고 이로 인한 배관의 건전성을 확인하기 위해 상용 전산유체역학 코드인 Fluent와 유한요소해석 코드인 ABAQUS를 사용하여 3차원 유체-고체 연성(fluid structure interaction, FSI) 해석을 수행하였다. Figure 3은 원자로냉각재 분기 배관에 대한 대표적인 3차원 열유동 해석결과를 나타낸 것이고, Fig. 4는 분기점 주변에서의 von Mises 응력분포를 도시한 것이다. 이러한 응력 평가결과를 활용하여 ASME 코드 요건⁽⁴⁾에 따라 누적피로사용계수(cumulative usage factor, CUF)를 도출하고 이를 허용기준과 비교하였으며, 총 10개 배관에 대한 결과를 Table 3에 나타내었다. 여기서 S_{TS} 는 열성층에 의한 응력을 의미하고, S_p 는 열성층을 제외한 내압, 기계적 하중 등에 의한 전체 응력을 의미한다. 피로 평가결과 모든

Table 3 Representative fatigue evaluation results of piping considering thermal stratification

Piping ID	S_{TS} , ksi	S_p , ksi	CUF
1	31.30	32.50	0.03
2	23.00	44.14	0.13
3	24.80	50.70	0.06
4	7.85	47.41	0.04
5	26.80	48.76	0.07
6	19.80	127.89	0.75
7	7.01	81.51	0.13
8	14.10	106.55	0.47
9	31.40	24.87	0.07
10	30.01	74.84	0.35

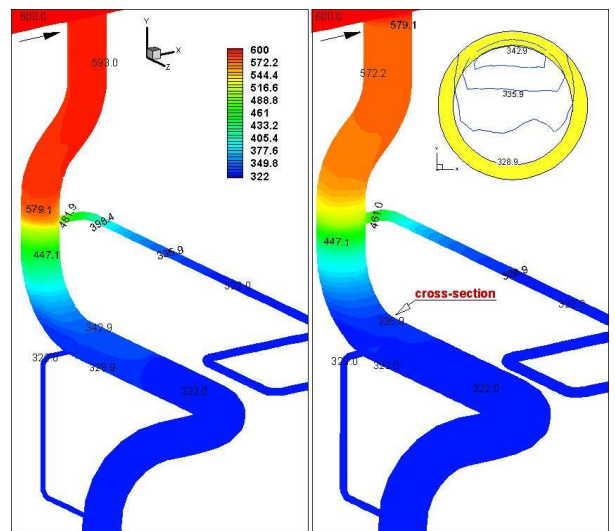


Fig. 3 Temperature distribution in the branch piping due to thermal stratification

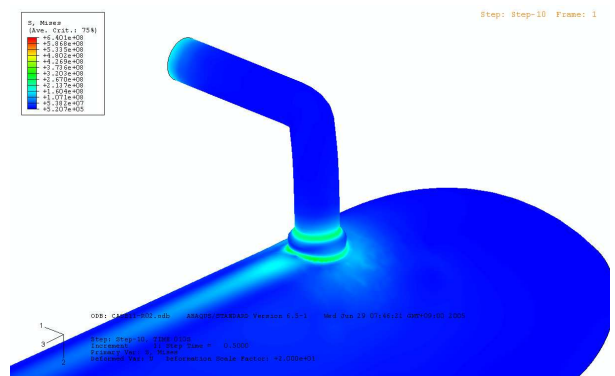


Fig. 4 Von Mises stress distribution in the branch piping due to thermal stratification

배관 부위에서 누적피로사용계수는 허용기준인 1.0 미만으로 도출되어 충분한 안전 여유를 확보하고 있는 것으로 나타났다.

원전 설비의 설계 피로평가에 활용되고 있는 기존의 ASME 피로선도(fatigue curve)⁽¹³⁾는 공기 환경에서의 시험결과를 토대로 작성된 것으로서, 원자로냉각재 환경 영향이 적절히 고려되지 않았다. 그러나 현재까지 제시된 미국, 일본 등의 연구결과에 따르면 원자로냉각재 환경 영향을 고려할 경우 피로수명은 공기 환경에 비해 감소할 수 있는 것으로 나타났다.^(14,15) 이러한 연구결과를 토대로 USNRC는 계속운전을 추진하고자 하는 원전뿐만 아니라 최근에는 신규 원전에 대해서도 환경피로 평가를 요구하고 있다.^(9,16)

이를 위해 피로수명에 미치는 원자로냉각재 환경의 영향이 상대적으로 클 것으로 예상되는 국내 원전의 기기 및 배관에 대해 두 가지 방법론에 따라 환경피로 영향평가(Environmental Fatigue Evaluation, EFE)를 수행하여 피로 측면의 건전성 및 안전 여유를 분석하였다. 첫 번째 평가방법은 가동원전에 적용되는 것으로서 기존 ASME 코드 요건에 따라 도출한 CUF에 NUREG/CR-5704⁽¹⁷⁾ 및 NUREG/CR-6583⁽¹⁸⁾에 제시된 환경 보정계수(environmental correction factor, F_{en})를 적용하여 환경영향을 고려한 새로운 CUF(CUF_{en})를 결정하는 것이다. 한편 두 번째 평가방법은 NUREG/CR-6909⁽¹⁴⁾에 제시된 새로운 피로선도를 이용하여 도출한 CUF에 NUREG/CR-6909에 제시된 F_{en} 을 적용하여 CUF_{en} 을 구하는 것이다. 가동원전의 경우 스테인리스강에 대한 F_{en} 은 식 (3), 신규원전의 경우에는 식 (4)를 이용하여 구한다. 이 식에서 T 는 각 과도상태의 온도, $\dot{\epsilon}$ 은 변형률 속도(strain rate), DO 는 냉각재 중 용존산소(dissolved oxygen) 농도를 의미한다.

$$F_{en} = \exp(0.935 - T^* \times \dot{\epsilon}^* \times O^*) \quad (3)$$

여기서, $T^* = 0$ at $T < 200^\circ\text{C}$
 $= 1$ at $T \geq 200^\circ\text{C}$
 $\dot{\epsilon}^* = 0$ at $\dot{\epsilon} > 0.4\%/s$
 $= \ln(\dot{\epsilon}^*/0.4)$ at $0.0004\%/s \leq \dot{\epsilon} \leq 0.4\%/s$
 $= \ln(0.0004/0.4)$ at $\dot{\epsilon} < 0.0004\%/s$
 $O^* = 0.260$ at $DO < 0.05\text{ppm}$
 $= 0.17$ at $DO \geq 0.05\text{ppm}$ 이다.

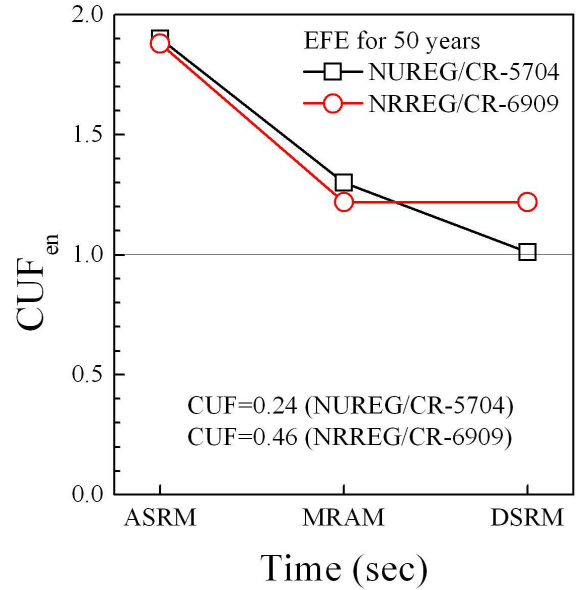


Fig. 5 Environmental fatigue evaluation result for charging nozzle

$$F_{en} = \exp(0.734 - T^* \times \dot{\epsilon}^* \times O^*) \quad (4)$$

여기서, $T^* = 0$ at $T < 150^\circ\text{C}$
 $= (T-150)/175$ at $150^\circ\text{C} \leq T < 325^\circ\text{C}$
 $= 1$ at $T \geq 325^\circ\text{C}$
 $O^* = 0.28$ 이다.

이 때 변형률 속도는 식 (5)와 같은 산술평균 방법(average strain rate method, ASRM), 식 (6)과 같은 상세 방법(detailed strain rate method, DSRM) 및 식 (7)과 같은 수정 속도 방법(modified rate approach method, MRAM)을 활용하여 구하고 그 결과를 상호 비교하였다.

$$\dot{\epsilon} = 100 \frac{\Delta\sigma}{\Delta t E} = 100 \frac{\Delta\epsilon}{\Delta t} \quad (5)$$

$$\dot{\epsilon} = \frac{100 \sum \Delta\epsilon_i \frac{\epsilon_i}{\Delta t}}{\sum \Delta\epsilon_i} \quad (6)$$

$$F_{en} = \frac{\sum F_{en,i} \Delta\epsilon_i}{\sum \Delta\epsilon_i} \quad (7)$$

Figure 5는 스테인리스강으로 제작된 충전노즐에 대해 50년 운전기간을 가정하고 이러한 절차에 따라 구한 CUF를 비교한 것이다. Figure 5에 나타낸 바와 같이 기존 방법으로 구한 CUF는

0.24 이었으나 NUREG/CR-6909 방법으로 구한 CUF는 0.46으로 약 2배 정도 높게 나타났다. 그러나 환경영향을 고려한 CUF_{en}은 두 경우 모두 유사하게 나타났다. 이러한 결과를 보이는 이유는 NUREG/CR-6909에 제시된 피로선도가 기존 ASME 코드의 선도보다 보수적이어서 CUF가 높게 나타나나 F_{en}값은 오히려 줄어들기 때문이다. 한편 변형률 속도 계산방법에 따라 CUF_{en}이 약 60~90% 변화하는 것으로 나타났으며, ASRM이 가장 보수적이고 DSRM을 사용할 경우 보수성을 크게 저감시킬 수 있는 것으로 파악되었다.

앞서 언급한 열성층 및 환경영향을 고려한 CUF는 원전의 운영기간 동안 발생할 것으로 예상되는 과도상태 종류 및 횟수를 기준으로 수행되기 때문에 보수적인 결과를 보이나, 실제 운전 이력을 고려하여 평가를 수행할 경우 현저히 저감될 수 있다. 상기 평가에서는 운영기간 종료시점에서의 CUF 만을 제시하고 있기 때문에 특정 시점에서의 피로손상 정도를 정량적으로 파악하기 어렵다. 따라서 실제 운전이력을 반영하여 정량적인 피로손상 파악 및 체계적인 관리를 위해 피로감시 시스템을 개발하였다.

피로감시 시스템은 크게 운전 데이터 취득(data acquisition, DA) 모듈, 자동 과도상태 계수(automatic cycle counting, ACC) 모듈, 과도상태 횟수 기반 피로(cycle-based fatigue, CBF) 모듈 및 유한요소해석 결과와 그린함수(Green's function)를 이용한 응력 기반 피로(stress-based fatigue, SBF) 모듈로 구성되며, EPRI의 Fatigue-Pro 프로그램⁽¹⁹⁾ 및 MS Visual C++ 언어를 이용하여 개발하여

설치, 운영되고 있다. 피로감시 시스템의 구성도는 Fig. 6과 같다.

3.3 중성자 조사취화

중성자 조사취화는 중성자에 장기간 노출된 재료의 파괴인성이 감소하는 열화기구로서 저합금강으로 제작된 원자로압력용기 노심 영역에서 발생할 수 있다. 따라서 원자로압력용기의 취성 파괴 방지 및 건전성 여부의 확인을 위해 다음과 같은 사항 등에 대한 평가 등이 필요하다.

- 최대흡수에너지(upper shelf energy, USE)
- 가압열충격(pressurized thermal shock, PTS)

원자로압력용기는 운전 중 USE 측면에서 충분한 안전여유를 확보하여야 하며, 이를 정량적으로 분석하기 위해 ASME 코드 Sec. XI, App. K⁽²⁰⁾와 Reg. Guide 1.161⁽²¹⁾ 요건을 토대로 파괴역학 해석을 수행하였다. 먼저 압력용기에 대한 감시 시편 시험결과와 중성자 조사량 계산결과를 이용하여 30년과 40년의 운전기간에 해당하는 24 EFPY(effective full power years) 및 32EFPY 시점에서의 J-R 곡선을 도출하였고, 최대 중성자 조사 부위에 반타원형 균열(균열 깊이가 1/4t 또는 0.1t, 균열깊이와 길이의 비(a/l)가 1/6)을 가정하고 식 (8) 및 식 (9)에 나타낸 균열 진전력(crack driving force)과 안정 균열성장 조건의 만족여부를 평가하였다.

$$J_{app} < J_{0.1} \tag{8}$$

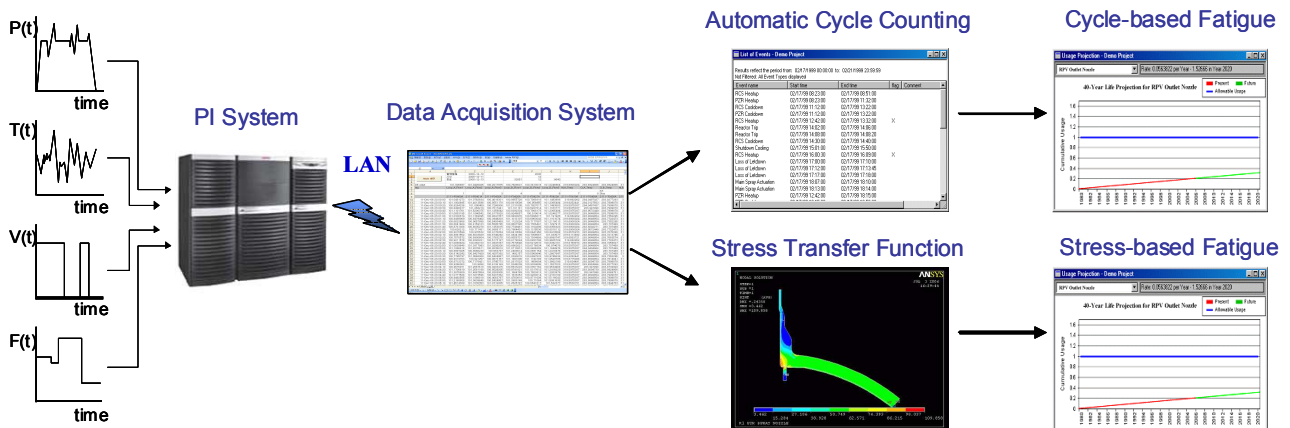


Fig. 6 Schematic diagram of the fatigue monitoring system

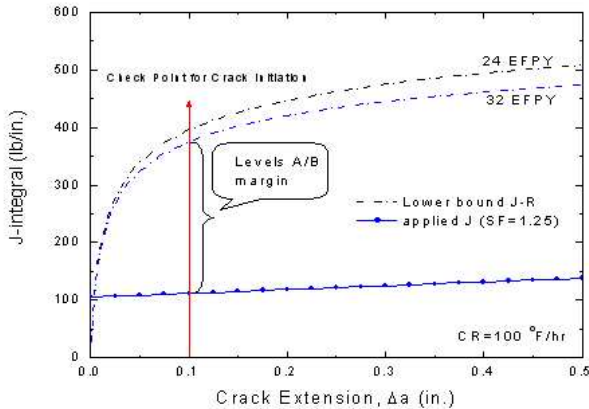


Fig. 7 Crack instability analysis result for reactor pressure vessel under level A/B conditions

$$\frac{dJ_{app}}{da} < \frac{dJ_{mat.}}{da} \text{ at } J_{app} = J_{0.1} \quad (9)$$

여기서 J_{app} 는 작용 하중에 의한 J-적분 값이고, $J_{0.1}$ 은 J-R 곡선에서 0.1인치의 균열진전에 대한 J-적분 값, a 는 균열의 크기이다.

평가결과 Fig. 7에 나타낸 바와 같이 등급 A 및 B 운전조건에 대해 균열 진전력과 안정 균열 성장 허용조건을 모두 만족하였다. 등급 C 및 D 조건의 경우도 동일한 결과가 나타나 원자로압력용기는 USE 측면에서 충분한 안전 여유를 확보하는 것으로 나타났다.

설계기준 사건 발생시 원자로냉각재의 압력이 높게 유지된 상태에서 온도가 급격히 저하되면 원자로압력용기에서 가압열충격이 발생할 수 있으며, 이 때 원자로압력용기에 결함이 존재할 경우 취성파괴가 발생할 수 있다. 따라서 원자로압력용기는 운전 중 PTS 측면에서 충분한 안전여유를 확보하여야 하며, 이를 정량적으로 분석하기 위해 Reg. Guide 1.154⁽²²⁾ 요건에 따라 확률론적 파괴역학 해석을 수행하였다. 먼저 원자로압력용기에서 발생 가능한 설계기준 사건을 분석하여 주증기관 파단(main steam line break, MSLB) 등 7개의 초기사건을 선정하였고, 이에 대해 사건수목(event tree) 기법을 활용하여 사건별 발생빈도를 도출하였다. 사건별 원자로압력용기의 조건부 파손확률(conditional failure probability)은 Fig. 8과 같이 몬테 칼로(Monte Carlo) 시뮬레이션 기법을 채택한 PREVIAS 프로그램⁽²³⁾을 이용하여

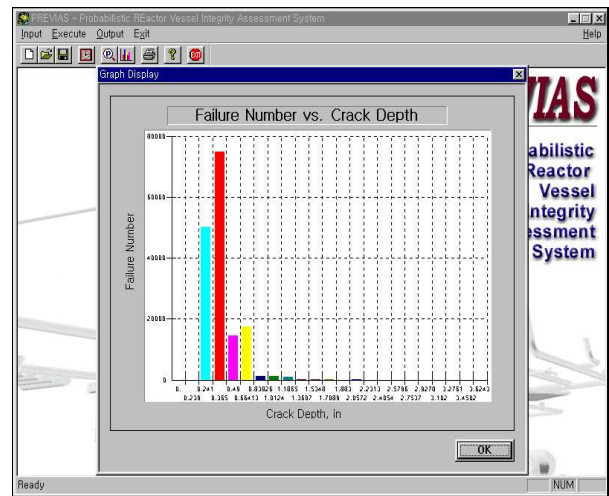


Fig. 8 Screen of the PREVIAS program

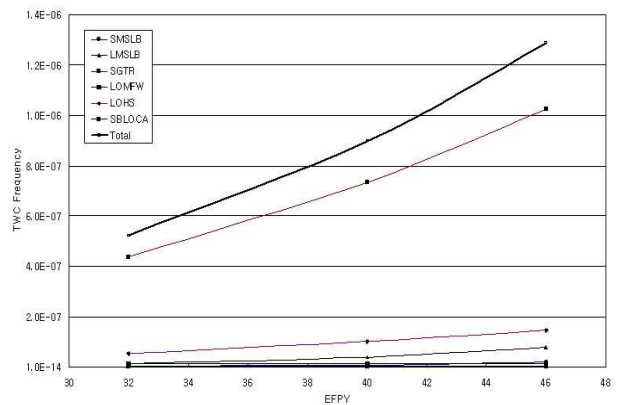


Fig. 9 Through-wall cracking frequency of the RPV under PTS condition

구하였다. 한편 원자로압력용기의 종합 파손빈도는 각 초기사건에 대해 조건부 파손확률을 곱한 후 이를 모두 합산하여 산출하였다.

Figure 9는 원자로압력용기의 관통균열 발생확률을 나타낸 것으로서, 모든 가압열충격 초기사건을 고려한 종합 파손빈도는 46EFPY에서 $1.3 \times 10^{-6}/\text{Rx-yr}$ 정도로서 허용기준인 $5.0 \times 10^{-6}/\text{Rx-yr}$ 보다 낮은 것으로 평가되었다. 따라서 원자로압력용기는 PTS 측면에서 충분한 안전 여유를 확보하는 것으로 나타났다.

3.4 유동가속부식

유동가속부식은 유체의 흐름에 의해 부식이 가속되는 열화기구로서 유체와 접하고 있는 탄소강 및 저합금강으로 제작된 기기/배관에서 발생하여 감육(wall thinning)을 유발할 수 있다. 기기/배관

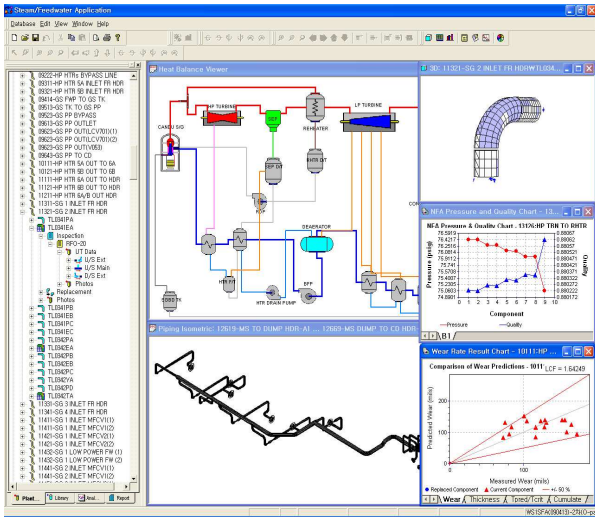


Fig. 10 Screen of the CHECWORKS program

의 설계단계에서는 두께 결정시 부식 여유를 고려하고 있으나 해외 원전에서 감육에 의한 배관 손상이 보고되면서 이를 고려한 상세 평가가 요구되고 있다.⁽²⁴⁾ 따라서 배관에서 발생하는 유동 가속부식에 의한 감육 현상을 Fig. 10과 같은 CHECWORKS 프로그램⁽²⁵⁾을 이용하여 평가하고 이를 토대로 배관의 건전성을 확인하였다.

먼저 배관의 설계압력과 온도, 형상, 재료, 치수 등의 정보와 현재까지의 수처리 및 운전이력 등을 분석하여 열평형도(heat balance diagram)를 작성하였고, 이를 토대로 pH와 용존산소, pH 조절용 아민(NH₃) 및 하이드라진(N₂H₄) 사이의 화학 반응 메커니즘을 분석하였다. 또한 배관 내 유량, 엔탈피, 압력 등을 토대로 유동해석을 수행하여 손실계수(loss coefficient)를 도출하는 한편 Chexal-Horowitz 모델⁽²⁵⁾을 활용하여 감육률(thinning rate)과 잔여수명을 구하였다.

Table 4는 5개 배관계통의 주요 부속기에 대한 감육률 평가결과를 나타낸 것이다. Table 4에서 볼 수 있듯이 전반적으로 직관보다는 밸브나 티(tee) 등 유동의 방향 또는 유속이 변화하는 부위에서 감육률이 크게 나타났으며, 특히 습분분리재열기(MSR)와 급수(FW) 추가계통의 감육률이 다른 계통에 비해 약 3배 정도 큰 것으로 평가되었다. 그러나 최소 허용두께까지의 수명을 평가한 결과 모든 배관계통은 감육 측면에서 충분한 안전 여유를 확보하는 것으로 나타났다.

한편 공학적 방법의 적용 타당성을 검증하기 위해 3개 배관계통(Main Feedwater System, Extraction

Table 4 Thinning rate evaluation results for piping systems due to FAC

System	Component	Thinning Rate, mils/yr
Condensate Sys.	Tee	18.353
	Nozzle	15.572
	Valve	15.572
	Elbow	11.523
Main Feedwater Sys.	Valve	94.143
	Elbow	66.985
	Straight Pipe	57.933
Main Steam Sys.	Nozzle	42.125
	Straight Pipe	30.319
	Elbow	25.991
Extraction Steam Sys.	Tee	71.696
	Nozzle	59.510
MSR & FW Drain Sys.	Tee	348.225
	Valve	339.631
	Nozzle	322.158

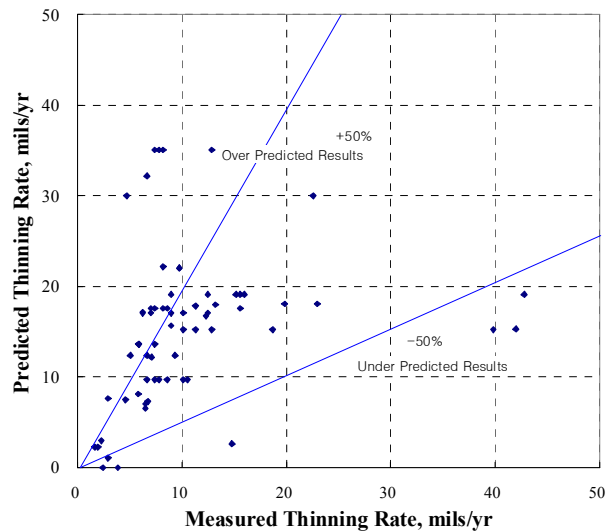


Fig. 11 Comparison of predicted and measured wear rates for three piping systems

Steam System, Moisture Separator Reheater Drain System)에 대해 실제 측정된 감육률과 예측한 감육률을 상호 비교하였다. Figure 11은 감육률 비교결과를 도시한 것으로서, 공학적 방법은 보수적인 예측경향을 보였으며 일부 차이를 보이는 경우는 있지만 예측한 감육률은 측정된 감육률과 약 50% 범위 내에서 잘 일치하는 것으로 나타났다. 따라서 이러한 결과로부터 배관 감육률

Table 5 Constants for calculation of thermally-aged J-R curve

a	b	c	d
102	0.28	0.21	0.09

예측에 공학적 방법을 적용하는 것이 가능한 것으로 판단되었다.

3.5 열취화

열취화는 고온 환경에 장기간 노출됨으로 인해 재료의 강도가 증가하고 파괴인성은 감소하는 열화기구로서 주조 오스테나이트 스테인리스강(cast austenitic stainless steel, CASS)으로 제작된 배관 등에서 발생할 수 있다. 따라서 CASS 재료의 취성과 파괴 방지 및 건전성 여부의 확인을 위해 파괴역학적 평가가 필요하다.

열취화에 따른 인장특성의 변화는 CASS 재료의 화학조성, 운전 온도 및 시간을 토대로 NUREG/CR-6142⁽²⁶⁾에 제시된 절차를 이용하여 예측하였으며, 열취화의 영향을 고려한 J-R 선도는 CASS 재료의 화학조성, 충격특성, 운전 온도 및 시간을 토대로 다음 식⁽²⁷⁾을 이용하여 구하였다.

$$J = a (C_{Vsat})^b (\Delta a)^n \tag{10}$$

여기서, C_{Vsat} : 하한 샤프 에너지

Δa : 균열 성장량

$n = c + d(\log_{10} C_{Vsat})$

a, b, c, d : Table 5에 제시된 상수이다.

식 (10)을 이용한 예측결과 0.25mm 깊이의 균열에 대한 J-적분값은 440kN/m로 도출되었으며, 이 값은 임계 J-적분값⁽²⁸⁾인 255kN/m 보다 크기 때문에 열취화의 파괴인성 요건을 만족하는 것으로 나타났다.

한편 작용 하중에 대한 안전 여유 확인을 위해 상용 유한요소해석 프로그램인 ANSYS를 이용하여 원자로냉각재 주배관에 대한 온도 및 응력 해석을 수행하였고, 이를 토대로 가상의 축방향 및 원주방향 결함에 대해 응력확대계수를 계산한 후 피로균열성장(fatigue crack growth) 해석을 수행하였다. 또한 원자로냉각재 주배관의 건전성은 40년 운전시점에서의 결함크기를 ASME 코드 Sec.

Table 6 Crack growth analysis result for the CASS piping considering thermal embrittlement

ID	Axial Crack		Circ. Crack	
	Predicted a/t	Allowable a/t	Predicted a/t	Allowable a/t
1	0.144	0.75	0.422	0.75
2	0.147	0.75	0.127	0.75
3	0.148	0.75	0.140	0.75

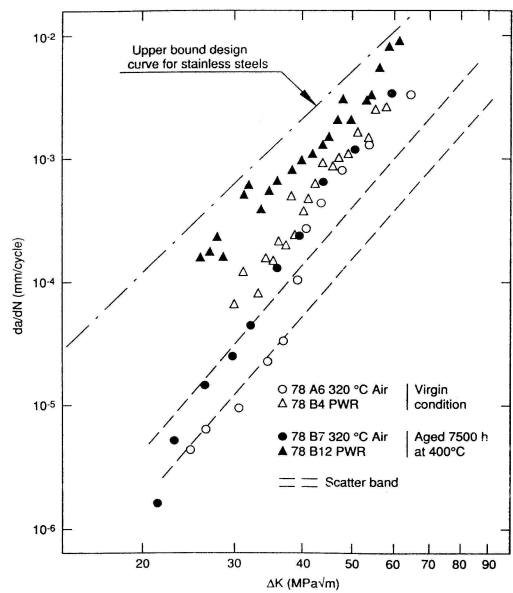


Fig. 12 Fatigue crack growth curve of CF8M material

XI, App. C⁽²⁹⁾에 제시된 허용 결함크기와 비교하여 판단하였다. 이 때 가압경수로 환경 및 열취화 조건에서 CF8M 주조 오스테나이트계 스테인리스강의 피로균열성장 특성은 Fig. 12와 같은 상한곡선(upper bound curve)⁽³⁰⁾을 적용하였다.

원자로냉각재 주배관에 존재하는 가상의 축방향 및 원주방향 균열을 대상으로 40년 운전시점에서의 열취화를 고려한 피로균열 성장량을 평가한 결과를 Table 6에 제시하였다. Table 6에 나타난 바와 같이 40년 운전시점에서의 예측한 균열의 깊이는 균열의 유형에 무관하게 허용 깊이에 비해 매우 작은 것으로 평가되어 열취화 측면에서 건전성 유지가 가능한 것으로 판단되었다.

3.6 기타 요소기술

용접시 발생하는 반복적인 열 하중으로 인해

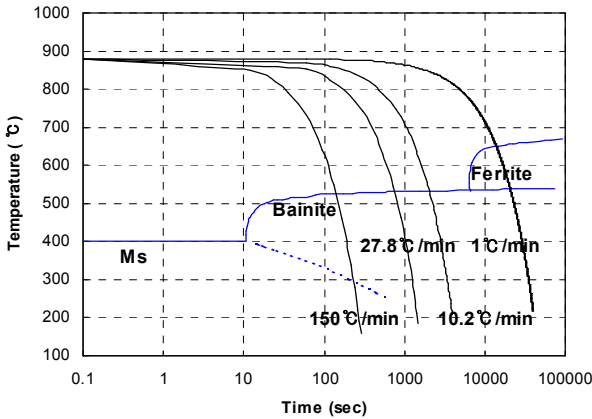


Fig. 13 Overlapping cooling curve into continuous cooling diagram

용접 열영향부(HAZ)의 미세조직은 국부적으로 변화하며 이에 따라 재료의 기계적 성질도 변화하게 된다. 또한 용접 후열처리에 의해 용접부의 미세조직이 변하게 되는데, 이때 탄화물의 조대화 현상이 발생되어 원래 조직과는 상이한 기계적 특성을 보이게 된다. 특히 원자로 압력용기에 사용되는 SA508과 같은 저합금강의 경우 고강도 및 고인성을 갖는 Bainite 조직으로 미세조직이 변화되어 기계적 특성이 저하될 수 있으므로 금속조직 변화에 따른 기계적 성질의 변화 평가가 필요하다. 이를 위해 유한요소해석을 통해 용접시 온도이력을 계산한 후, 그 결과를 Fig. 13과 같이 재료의 연속냉각곡선(CCT diagram)과 중첩시켜 미세조직을 예측하는 기술을 개발하였고, 이를 토대로 Fig. 14와 같은 온도에 따른 열역학적 안정상(stable phase)을 계산하여 석출물 종류를 확인하는 절차를 개발하였다.

ASME 코드 Sec. XI에서는 가동중 설비의 용접부를 보수할 경우 결함 발생여부를 확인하기 위해 비파괴검사를 수행하도록 되어 있으며, 수소 제거 및 잔류응력 완화 목적의 후열처리를 할 수 없는 경우 최소 48시간 대기 후 검사를 수행하도록 규정하고 있다. 수소기인균열은 용접 종료 후 상온에서 일정한 잠복기간이 경과한 후 발생하므로, 48시간의 대기시간은 수소기인균열을 탐지하기 위한 시간이라 볼 수 있으나 이로 인해 전체 작업공기가 길어지게 되므로 발전소의 이용율이 저하되는 문제가 있다. 따라서 수소기인균열의 특성을 고찰하고 원전설비 용접부의 수소기인균열을 해석할 수 있는 절차를 개발하였다. 이 절

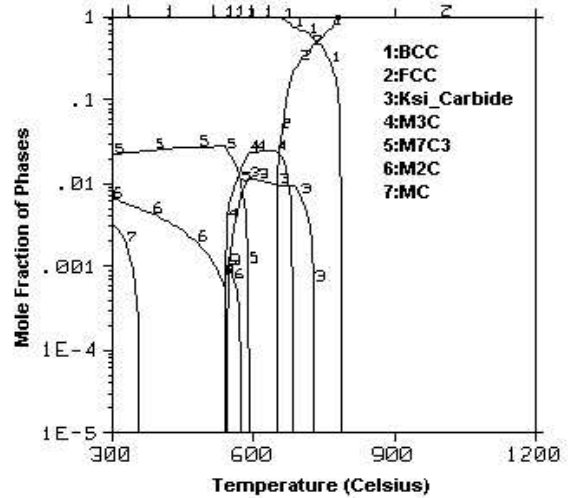


Fig. 14 Calculated equilibrium mole fraction of individual phases vs. temperature

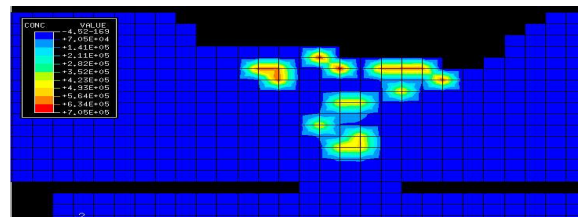


Fig. 15 Hydrogen concentration analysis result

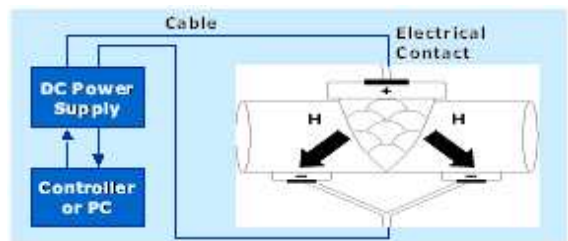


Fig. 16 Schematic of electro-transport treatment device

차를 토대로 온도 및 잔류응력 해석을 수행하고 Fig. 15와 같은 수소화산 해석을 수행하였다. 또한 ASME 코드에서 제시하고 있는 비파괴검사 대기 요구조건을 완화시키기 위해 Fig. 16과 같이 용접부 내에 존재하는 수소를 제거할 수 있는 전자기 수송장치를 개발하였다.

원전 기기 및 구조물에서 발생하는 거의 모든 피로균열은 용접구조물에서 시작된다. 그러나 ASME 코드 Sec. III 등에 제시된 피로평가 절차에서는 용접 이음부의 적용 여부를 명확하게 언급하지 않고 있으며, 용접 이음부에 미치는 응력

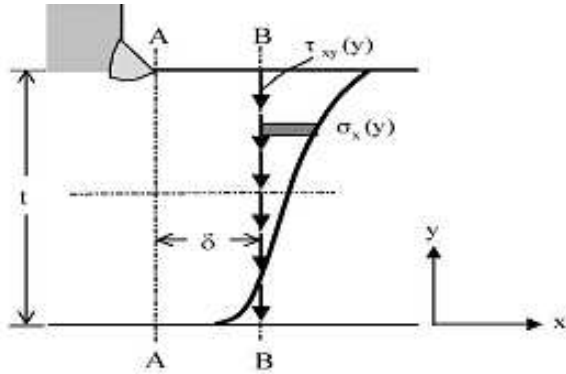


Fig. 17 Structural stresses calculation procedure for through-thickness fatigue crack

집중의 영향을 파악하기 어렵다. 따라서 일반적으로 피로해석 수행시 수치해석 등으로 계산한 주응력에 이론적 응력집중계수(SCF)를 곱하고 있다. 이 방법은 간편하기는 하나 보수적인 결과를 도출하기 때문에 해석결과의 정확도를 향상시키고 보수성을 절감시킬 필요성이 제기되었다. 따라서 Fig. 17과 같은 구조응력계산 개념을 도입하여 새로운 피로해석 절차를 개발하였으며, 개발한 절차의 유효성을 확인하기 위해 반원형 노치(semi-circular notch)가 존재하는 용접 피로시편을 대상으로 구조응력을 계산하고 시험결과와 비교하였다. 그 결과 Fig. 18에 나타낸 바와 같이 구조응력 접근방법은 모든 주기(cycle) 영역에서 시험결과와 잘 일치하고 있는 것으로 나타났다.

이외에 폴리에틸렌(polyethylene) 배관은 열가소성 플라스틱 배관의 한 종류로 내부식성 및 내마모성이 우수하고 설치 및 유지비용이 저렴하다는 장점 때문에 미국 Catawba 원전 등에서는 용수계통의 비안전등급 배관을 탄소강에서 폴리에틸렌 배관으로 교체하여 현재까지 성공적으로 사용하고 있고, 최근에는 안전등급 배관의 적용을 추진 중이다. 따라서 국내 원전을 대상으로 폴리에틸렌 배관의 적용 타당성을 분석하고 실제 현장에 적용할 수 있는 기술 개발의 필요성이 제기되었다. 폴리에틸렌 배관의 기계적 성질, 내 부식성, 제작 및 관리의 간편성, 경제성 등의 인자를 종합적으로 검토하여 평가한 결과 국내 원전에의 적용이 가능한 것으로 나타났으며, 실제 적용을 위한 설계요건(허용응력 기준, 변형률 기준, 피로하중 등)도 기술기준에 체계적으로 제시되어 있는 것으로 파악되었다. 또한 재

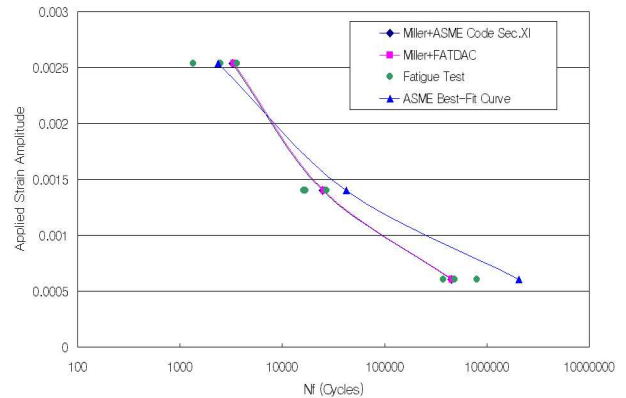


Fig. 18 Comparison of predicted $\Delta\epsilon - N_f$ curves with test data

료 및 접합 특성과 검사 기법에 대한 추가 연구가 수행된다면 안전등급 3 배관에도 적용이 가능한 것으로 판단되었다.

4. 원전 설비의 수명관리 기술

Table 1에 나타낸 다양한 열화기구에 대해 원전 설비의 건전성을 확보하고 충분한 안전 여유를 유지하기 위해서는 수명평가뿐만 아니라 수명을 관리하는 종합적 체계가 필요하다. USNRC는 미국 내 원전들에서 발생한 손상사례 등의 운전 경험 등을 종합적으로 검토하여 체계적 수명관리가 필요한 총 51개 항목들을 제안하였다.⁽²⁸⁾ 그러나 이 항목들은 미국 내 원전들의 경험으로부터 도출된 것으로서, 노형, 설계 특성 및 운전 조건 등이 상이할 경우 열화기구의 발생 가능성과 수명관리가 필요한 항목도 달라질 수 있다.

따라서 국내 원전에 대한 수명관리가 필요한 항목들을 도출하기 위해 17개 열화기구의 발생 가능성, 설계특성 및 현재까지의 시험, 검사, 정비이력과 손상사례 등을 종합적으로 검토하였다. Table 7은 이러한 절차에 따라 국내 원전에서 수명관리가 필요하다고 판단된 48개 항목을 나타낸 것이다. 이 중 8개 항목은 가압경수형(PWR)원전에만 해당이 되고, 7개 항목은 가압중수형(PHWR) 원전에만 적용된다.

한편 Table 7에 나타낸 총 48개 항목에 대해 해당 열화기구 및 수명을 관리하기 위한 열화관리 프로그램(aging management program, AMP)을

Table 7 Aging management programs for domestic NPPs

ASME Sec. XI, Subsection IWB, IWC and IWD
ASME Sec. XI, Subsection IWF
One Time Inspection
Reactor Vessel Surveillance (PWR only)
Reactor Assembly (PHWR only)
Loose Part Monitoring (PWR only)
Fuel Channel (PHWR only)
Neutron Noise Monitoring (PWR only)
Fuel Machine (PHWR only)
Water Chemistry
Boric Acid Corrosion (PWR only)
Feeder (PHWR only)
Thermal Aging Embrittlement of CASS (PWR only)
Failed Fuel Location System (PHWR only)
Thermal Aging and Neutron Irradiation Embrittlement of CASS (PWR only)
Flow-Accelerated Corrosion
Selective Leaching of Materials
Annulus Gas System (PHWR only)
Reactor Head Closure Studs (PWR only)
Nickels-Alloy Nozzles and Penetrations
PWR Vessel Internals (PWR only)
Bolting Integrity
Steam Generator Tube Integrity
Inspection of Overhead Heavy Load and Light Load Related to Refueling Handling System
Buried Piping and Tanks Inspection
Above Ground Steel Tanks
Heavy Water Management System (PHWR only)
Fuel Oil Chemistry
Open-Cycle Cooling Water System
Closed-Cycle Cooling Water System
Compressed Air Monitoring
Fire Protection
Fire Water System
Containment Liner Plate, Metal Containment Containment
Integrated Leakage Rate Testing
Masonry Wall Program
Structure Monitoring Program
Inspection of Water Control Structures
Protective Coating Monitoring and Maintenance Program
Electrical Cables and Connections
Inaccessible Medium Voltage Cables
Metal-Enclosed Bus
Fuse Holders
One-time Inspection of ASME Code Class 1 Small Bore-Piping
External Surface Monitoring
Inspection of Internal Surfaces in Miscellaneous Piping and Ducting Components
Lubricating Oil Analysis

개발하였다. 48종의 AMP는 적용 범위, 예방조치, 감시 및 검사변수, 열화영향의 탐지, 감시 및 추이분석, 시정조치, 확인절차, 행정적 통제, 운전 경험 등 총 10개 항목으로 구성되어 있다.

5. 결 론

본 고에서는 국내 원전의 안전하고 효율적인 운영을 위해 각종 설비의 건전성을 확인하고 이를 체계적으로 관리하기 위한 그간의 연구 및 기술개발 내용을 기술하였다.

국내 원전 설비에서 발생할 수 있는 열화기구 검토결과로 부터 응력부식균열, 피로, 중성자 조사취화, 열취화, 유동가속부식 등 상세 평가 및 관리가 필요한 항목들을 도출하였다. 또한 각 열화기구에 대해 수명평가 기술을 적용하여 가동 적합성 및 안전 여유를 확인하였다. 이와는 별도로 설비의 열화기구 예방 및 체계적 관리를 위한 48종의 열화관리 프로그램 내용을 제시하였다.

향후 이러한 수명평가 및 관리 기술을 지속적으로 적용할 경우 국내 원전 설비의 안전성과 경제성 향상뿐만 아니라 원자력 발전에 대한 일반 국민의 신뢰도 제고가 가능할 것으로 판단된다.

후 기

본 원고는 한국수력원자력, 전력연구원, 한국전력기술, 한국원자력연구원 등 국내 원전 산학연에서 연구 개발한 내용을 중심으로 기술하였으며 이에 모든 관련 연구원들에게 감사를 드립니다. 한편 원고정리를 도와준 한국전력기술 김현수 박사에게도 감사를 드립니다.

참고문헌

- (1) 10 CFR Part 54, 1995, "Nuclear Plant License Renewal," Federal Register, Vol. 60, No. 88.
- (2) Atomic Energy Act, 2008, "Periodic Safety Review," Article 23-3.
- (3) MEST, 2008, "Guidelines for the Application of Codes and Standards in the Evaluation of the Continued Operation for Nuclear Facilities," Notice

- 2008-17.
- (4) ASME, 2007, "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components," Sec. III, Division I.
 - (5) ASME, 2007, "Environmental Effects on Components," Sec. III, App. W.
 - (6) Jin, T.E., et. al. 2009, "Current Status and Prospect for Periodic Safety Review of Aging Nuclear Oiwer Plants in Korea," Nuclear Engineering and Technology, Vol. 41, No. 4, pp 545~548.
 - (7) Chung, H.D., 2009, "Regulatory Policies on the Aging Managements for the Nuclear Components," 16th Symposium on the Nuclear Components Integrity, pp. 17~30.
 - (8) Park, Y.K., 2009, "Integrated Management Plan on the Aging Managements of the Metallic Materials in NPPs," 16th Symposium on the Nuclear Components Integrity, pp. 31~44.
 - (9) USNRC, 2005, "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plant," NUREG-1800, Rev. 1.
 - (10) ASME, 2006, "Alternative Examination Requirement for PWR Reactor Vessel Upper Heads with Nozzle Having Pressure Retaining Partial Penetration Weld," Code Case N-729-1.
 - (11) USNRC, 1988, "Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant Systems," Bulletin 88-08.
 - (12) EPRI, 2000, "MRP-25: Operating Experience Regarding Thermal Fatigue of Unisolable Piping Connected to PWR Reactor Coolant Systems," TR-1001006.
 - (13) ASME, 2007, "Design Stress Intensity Values, Allowable Stresses, Material Properties, and Design Fatigue Curves," Sec. III, App. I.
 - (14) USNRC, 2007, "Effect of LWR Coolant Environments on the Fatigue Life of Reactor Materials," NUREG/CR-6909.
 - (15) Higuchi, M., Nakamura, T. and Sugie, Y., 2009, "Updated Knowledge Implemented to the Revision of Environmental Fatigue Evaluation Method for Nuclear Power Plants in JSME Code," ASME PVP Conference, No. 77077.
 - (16) USNRC, 2007, "Guidelines for Evaluating Fatigue Analyses Incorporating the Life Reduction of Metal Components due to the Effects of the Light-Water Reactor Environment for New Reactors," Regulatory Guide 1.207.
 - (17) USNRC, 1999, "Effect of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Austenitic Stainless Steels," NUREG/CR-5704.
 - (18) USNRC, 1997, "Effect of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low-Alloy Steels," NUREG/CR-6583.
 - (19) EPRI, 2001, "User's Manual for Fatigue-Pro Version 3.0," Report No. 1002861.
 - (20) ASME, 2007, "Assessment of Reactor Pressure Vessels with Low Upper Shelf Charpy Impact Energy Levels," App. K.
 - (21) USNRC, 1995, "Evaluation of Reactor Pressure Vessel with Charpy Upper Shelf Energy Less than 50ft-lb," Reg. Guide 1.161.
 - (22) USNRC, 1987, "Format of Content of Plant Specific PTS Safety Analysis Report for PWRs," Reg. Guide 1.154.
 - (23) Kim, H.S, Jung, S.G. and Jin, T.E., 2000, "PREVIAS: Probabilistic Reactor Vessel Integrity Assessment System User's Manual," KOPEC/ TR-2000-01.
 - (24) USNRC, 1991, "High Energy Piping Failures Caused by Wall Thinning," IN 91-18.
 - (25) EPRI, 1998, "CHECWORKS Application Manager," Version 1.0D, TR-103198-P3.
 - (26) USNRC, 1994, "Tensile Property Characterization of Thermally Aged Cast Stainless Steels," NUREG/CR-6142.
 - (27) USNRC, 1994, "Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels during Thermal Aging in LWR Systems," NUREG/CR-6177.
 - (28) USNRC, 2005, "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report," NUREG-1801, Rev. 1.
 - (29) ASME, 2007, "Evaluation of Flaws in Piping," Sec. XI, App. C.
 - (30) EPRI, 1997, "Evaluation of Thermal Aging Embrittlement for Cast Austenitic Stainless Steel Components in LWR Reactor Coolant Systems," TR-106092.

저 자 소 개 —————●



진 태 은

1957년 생

한국전력기술(주) 기계기술처장
연세대 기계공학과 겸임교수
재료 및 파괴역학에 기초한 기기
건전성평가 및 원전 수명관리
기술개발에 관심을 두고 있다.

jinte@kopec.co.kr