

## 원자력 발전소 종합 진단감시시스템 개발

노희영, 황경모, 진태은  
한국전력기술주식회사

### 요 약

최근 세계 각국에서는 노후된 원전의 연장운전과 관련하여 주요기기의 손상진단 또는 수명평가를 통한 지속적인 안전성 보장과 원전의 정비계획 수립, 효율적인 원전이용 등을 위하여 기기의 손상평가 및 성능감시를 수행할 수 있는 각종 감시시스템을 개발하고 있다. 국내의 경우도 발전소 가동년수 증가와 함께 안정적인 전력수급을 위해 연장운전에 대한 타당성 검토를 수행한 바 있으며, 그 후속연구도 진행될 예정으로 있어 발전소를 구성하고 있는 주요 기기의 안전성 확보와 신뢰도 향상이 요구되고 있다. 이러한 측면에서 Prototype 형태로 기기 건전성 평가에 활용할 수 있는 과도상태, 조사취화, 피로손상, 균열성장 및 부식손상 평가모듈을 개발하고, 이를 통합하여 원자력 발전소 종합 진단감시시스템을 구축하였다.

### 1. 서 론

전 세계적으로 경제규모와 생활수준이 향상됨에 따라 전력수요는 급격히 증가하고 있으나, 안정적인 전력수급을 위한 발전소 부지선정의 어려움, 건설비용의 상승 및 관계규정의 강화 등 많은 문제점이 산재해 있다. 이에 따라, 원전 선진국에서는 연장운전을 위한 연구가 진행되고 있으며, 주요 기기의 손상진단을 통한 안전성 보장과 보수비용 절감을 위해 각종 감시시스템의 개발에 많은 투자를 하고 있다. 아울러, 원전에 대한 각종 규제가 잘 정비되어 있는 미국 등에서는 연장운전 기간에 걸쳐 노화손상의 지속적인 감시를 위해 감시시스템의 설치, 활용이 점차 의무화되고 있다. 국내의 경우도 고리 1호기의 연장운전에 대한 타당성 검토가 수행된 바 있으며, 그 후속연구가 진행될 예정으로 있는 등 발전소 주요 기기 및 부품에 대한 손상평가를 통한 건전성 확보와 신뢰도 향상이 요구되고 있다.

이러한 관점에서 원전의 운전 과도횟수를 분류, 관리하고, 주요 기기에서 나타나는 손상을 평가함으로써 발전설비의 보수 및 연장운전 관련 각종 정보를 제공할 수 있는 원자력 발전소 종합 진단감시시스템(KODIMS : Korea Diagnostic Integrated Monitoring System)[1]을 개발하였다. 본 고에서는 원자력 발전소 종합 진단감시시스템의 구성체계 및 이를 구성하고 있는 각 감시시스템별 특성과 적용을 통한 기대효과에 대해 설명하였다.

### 2. 감시시스템 구성

본 원자력 발전소 종합 진단감시시스템은 원전의 설계수명은 물론 연장운전과 관련하여 운전이력

과 기기에서 나타나고 있는 조사취화, 피로 및 부식 등의 손상감시를 수행하며, 그림 1과 같이 과도상태 감시시스템(Transient Monitoring System : TMS)을 비롯하여 조사취화 감시시스템(Radiation Embrittlement Monitoring System : EMS), 피로손상 감시시스템(Fatigue Monitoring System : FMS), 균열성장 감시시스템(Crack Growth Monitoring System : CGS) 및 부식손상 감시시스템(CMS)의 5개 모듈로 구성되어 있다. 이들 각 감시모듈은 Visual Basic 언어로 개발하였으며, 실행을 위해서는 윈도우즈 환경이 데이터 입출력을 위한 MS Excel 프로그램이 요구된다.

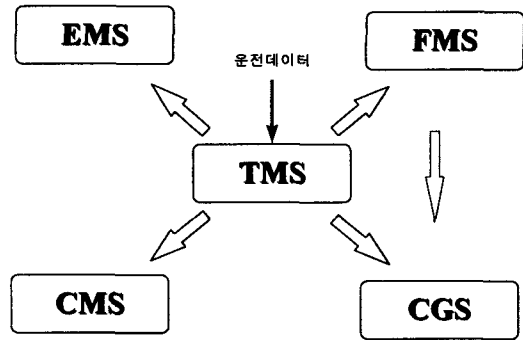


그림 1. KODIMS의 구성체계

### 3. 감시시스템별 특성

#### 3.1 과도상태 감시시스템

원전의 운전시 발생하는 가열/냉각, 부하변동, 압력시험 및 비정상 운전 등의 과도상태는 온도, 압력 및 기계적 하중변화를 유발하여 압력경계 기기와 계통에 피로손상을 비롯한 각종 손상을 유발한다. 본 과도상태 감시시스템(TMS)은 원자로 냉각재 계통의 온도 및 압력변화와 함께 원자로 및 터빈의 출력변화, 냉각재 유량변화, 부하변동 등을 이용하여 운전 과도상태를 분류하고 이를 관리한다. 과도상태 감시시스템의 실행화면은 그림 2와 같으며, 원자로 출력, 총 발전량, 평균온도, 저온관 냉각재 온도, 가압기 압력 및 유량변화에 대한 시간이력과 함께 이로부터 산정된 운전 과도횟수가 화면상에 표시된다. 또한, 과도상태 발생시에는 과도상태의 시작과 종료시점, 운전데이터 등의 이력을 데이터베이스에 저장함으로써 추후 손상평가 등에 활용할 수 있도록 하였다.

#### 3.2 조사취화 감시시스템

중성자 조사취화는 가압경수로 원전의 핵심기기인 원자로 압력용기 재료의 연성(Ductility)과 인성(Toughness)을 저하시켜 구조적 건전성에 큰 영향을 미칠 수 있으며, 이로 인해 기기의 수명은 물론 발전소 전체의 수명에도 영향을 줄 수 있다. 조사취화는 원자로 압력용기 벨트라인 부위에서 가장 심각하게 나타나고 있으며, 이로 인한 구조적 건전성과 관련하여 10CFR50, Appendix A[2] “원자로 냉각재 압력경계의 파손방지” 요건에 따라 압력-온도 제한곡선(P-T Limit Curve), 가압열충격(Pressurized Thermal Shock : PTS) 및 최대흡수에너지(Upper Shelf Energy : USE) 등이 고려되고 있다. 아울러, 이들에 대한 평가지침과 기준이 ASME Code Section III[3], 10CFR50.61[4] 및 Reg. Guide 1.99, Rev. 2[5]에서 제시하고 있다. 본 조사취화 감시시스템(EMS)은 이들 평가지침과 기준에 따라 취화손상으로 인한 원자로 압력용기의 건전성을 평가하며, 그 실행화면은 그림 3과 같다.

본 감시시스템에서는 식 (1)을 만족하는 3개의 온도-압력 제한곡선, 즉, 100°F/hr의 온도변화율과

운전 종료시점을 기준으로 한 Spec. Curve, 100°F/hr의 온도변화율과 현 운전시점에 기초한 EFPY Curve 그리고 현 운전시점의 EFPY와 실제 온도변화율에 기초한 Dynamic Curve가 고려된다.

$$2K_{Im} + K_{It} \leq K_{IR} \quad (1)$$

여기서  $K_{Im}$ ,  $K_{It}$ 는 각각 압력과 온도변화에 따른 열하중에 의한 작용응력확대계수이며,  $K_{IR}$ 은 온도와 기준 무연성 천이온도(Reference Nil-Ductility Transition Temperature)의 변화에 따른 기준 파괴인성이다. 아울러, 가압열충격 규정에 제시된 식 (2)에 따라  $RT_{PTS}$ 를 산출하여 심사기준과 비교하며, 구리 및 니켈 함량과 플루언스의 함수로 최대흡수에너지를 예측한다.

$$RT_{PTS} = \text{Initial } RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT} + \text{Margin} \quad (2)$$

여기서,  $\Delta RT_{NDT}$ 는 중성자 조사로 인해 증가한 무연성 천이온도를 의미하며,  $\text{Initial } RT_{NDT}$ 는 조사의 초기  $RT_{NDT}$ 이며,  $\text{Margin}$ 은 각 항에 대한 불확실성을 고려한 여유값이다.

### 3.3 피로손상 감시시스템

원전을 구성하고 있는 대부분의 기기 및 배관은 반복하중으로 인한 피로손상을 받으며, 이에 따른 피로수명은 균열발생 수명과 균열성장 수명으로 나눌 수 있다. 균열발생 수명은 실제 운전이력에 기초한 수명으로서 균열이 발생하는 시점까지의 수명을 의미하며, 균열성장 수명은 균열이 발생한 후 완전파단이 발생할 때까지의 수명으로서 구조물이나 기기의 유지보수시에 고려된다. 본 피로손상 감시시스템(FMS)은 ASME Code, Section III에 제시된 S-N 곡선과 Miner's Rule[6]에 따른 피로사용계수(C.U.F)의 산출을 통해 실제 운전이력에 기초한 균열발생 수명을 평가한다. 본 피로손상 감시시스템의 실행화면은 그림 4와 같으며, 하중변화에 따른 응력은 발전소 운전데이터를 기초로 그린함수(Green's Function)와 Duhamel 적분이론을 적용하여 산출한다. 한편, 응력범위별 반복횟수 산정에는 낙수계수법(Rain-flow Counting Method)을 적용하였으며, 피로수명은 식 (3)에 따라 예측한다.

$$\text{피로수명}(\text{Fatigue Life}) = \frac{\text{운전시간}(\text{Year})}{C.U.F.c} \quad (3)$$

여기서, 운전시간은 평가시점까지의 가동년수이며,  $C.U.F.c$ 는 평가시점의 피로사용계수를 의미한다.

### 3.4 균열성장 감시시스템

본 균열성장 감시시스템(CGS)은 앞에서 언급한 바와 같이 발전소 가동중검사 등에 의해 발견된 균열이 임계균열까지 성장하는데 요구되는 균열성장 수명을 평가하며, 그 실행화면은 그림 5와 같다. 이는 일정한 시간간격으로 온도, 압력 등의 데이터를 수집하여 균열의 안전성 및 성장수명을 평가한다. 균열평가는 선형탄성 파괴역학 개념에 근거한 ASME Code, Section XI[7]에 제시된 식 (4)의 Paris' Law와 탄소강 및 저합금 페라이트강에 대한 균열성장률 곡선을 사용하였다.

$$\frac{da}{dN} = C(\Delta K)^n \quad (4)$$

여기서, C와 n은 재료의 실험조건에 따라 정해지는 상수이다. 한편, 운전데이터에 따른 응력해석에는 피로손상 감시시스템과 동일하게 그린함수와 Duhamel 적분이론을 적용하였으며, 균열의 허용여부는 결함크기에 근거한 허용기준을 적용하였다.

### 3.5 부식손상 감시시스템

부식은 주위환경과 금속 및 연관재료 사이에서 전기 화학적 반응으로 인한 재료의 열화현상으로 원전에 있어서는 환경적인 억제, 충분한 부식여유, 이중금속의 접촉 방지 등을 통하여 이로 인한 손상을 억제하고 있다. 그러나, 2차측 배관계통에서는 침식부식 손상이 광범위하게 나타나는 등 그 심각성이 대두되고 있어 주급수 계통 배관을 선정하여 부식손상 감시시스템(CMS)을 개발하였다.

단상 및 2상유체 배관은 수질과 수리학 인자들이 복합적으로 상호작용하여 침식부식에 영향을 미치며, 본 감시시스템에서는 수명예측을 위한 침식부식률(Erosion/Corrosion Rate) 산출에 식 (5)와 같이 단상유체 배관에 대해서는 KWU-Siemens 식[8]을 적용하였고, 2상유체 배관에 대해서는 Keller 식[9]을 적용하였다.

$$\begin{aligned} \text{단상유체 침식부식률} = & 6.25 \cdot K_c \cdot \{B \cdot e^{NW} \cdot [1 - 0.175(pH - 7)^2] \\ & \cdot 1.8 \cdot e^{(-0.118g)} + 1\} \cdot f(t) \end{aligned} \quad (5)$$

$$2 \text{ 상유체 침식부식률} = W \cdot f(T) \cdot f(X) \cdot K_c - K_s$$

원자력 발전소 2차측 배관에 대한 침식부식 평가는 현재의 두께를 공칭두께( $T_{nom}$ ) 및 최소 허용두께( $T_{min}$ )와 비교하는 단계와 국부감육을 평가하는 단계로 구분된다[10]. 여기서, 최종 단계의 국부감육 평가는 Axial Corrosion Rule, Branch Reinforcement Rule 및 Local Membrane Stress Rule을 기준으로 수행하며, 그 실행화면은 그림 6과 같다. 한편, 검증을 위해 부식손상 감시시스템에 적용한 이론식에 기초한 배관감육 평가 프로그램(그림 7)을 이용하여 400여개 부위에 대해 현장 초음파검사에서 측정된 침식부식률과 비교하였다. 그 결과, 대부분의 침식부식률 산출결과가 실측치와 상당히 일치하는 것으로 나타났다.

## 4. 적용 및 기대효과

원전의 가동년수 증가와 함께 국내에서 진행되고 있는 수명관리연구 측면에서 본 원자력 발전소 진단감시시스템의 활용은 운전 과도상태의 분류 및 관리를 통한 운전이력 확보는 물론 손상으로 인한 사고예방과 관련 해석수행에 따른 비용절감, 그리고 연장운전 측면에서 활용할 수 있을 것으로 판단된다. 아울러, 통상 운전시에도 평가결과에 따라 보수 및 교체기준을 수립함으로써 발전소 이용률 향상을 기대할 수 있다.

## 5. 결 론

국내 원전의 가동년수 증가로 인한 노후화와 함께 운전에 따른 과도상태를 분류, 관리하며 기기의 손상평가를 통한 건전성 확보 및 신뢰성 향상 측면에서 활용될 수 있는 과도상태 감시시스템을 비롯하여 조사취화, 피로손상, 균열성장 및 부식손상 감시시스템을 개발하여 원자력 발전소 종합 진단감시시스템을 구축하였다. 과도상태 감시시스템은 원자로 및 터빈출력 등의 계통 및 기기 운전데이터를 기초로 운전 과도상태를 분류하고, 운전데이터를 관리하며, 각 손상 감시시스템에 필요한 입력데이터를 제공한다. 조사취화 감시시스템은 원자로 용기의 중성자 조사에 의한 재료손상과 운전조건을 반영한 압력-온도 제한곡선, 가압열충격 및 최대흡수에너지를 평가함으로써 원자로 압력용기의 건전성을 평가하며, 피로손상 감시시스템은 운전이력을 기초로 균열발생 수명을 평가한다. 균열성장 감시시스템은 주기적으로 수행하는 가동중검사에서 발견된 균열에 대해 반복하중으로 인해 성장한 균열크기와 임계결함을 비교함으로써 균열성장 수명을 평가한다. 한편, 부식손상 감시시스템은 최근에 부각되고 있는 원전 2차측 탄소강 및 저합금강 배관의 침식부식 손상을 감시함으로써 잔여수명을 평가한다.

본 원자력 발전소 종합 진단감시시스템은 현재 시제품으로 개발되었으나, 추후 발전소별 특성과 기기특성을 반영할 경우, 발전소 주요기기에 대한 안전성 확보와 관련 유지/보수비용 절감은 물론 효율적인 정비계획 수립에 많은 도움을 줄 수 있을 것으로 판단된다.

## 참 고 문 헌

1. 진태은 외 7명, "원자력 발전소 진단감시시스템 개발연구(III) 최종보고서", 한국전력기술(주) (1996)
2. 10CFR50, Appendix A, "General Design Criteria for Nuclear Power Plants" (1992)
3. ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Appendix G, "Protection Against Nonductile Failure" (1992)
4. 10CFR50.61, "Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events" (1993)
5. USNRC, Regulatory Guide 1.99, Revision 2, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials" (1988)
6. ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, NB-3200 (1992)
7. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix A (1995)
8. G. A. Delp, J. D. Robison and M. T. Sedlack, "Erosion/Corrosion in Nuclear Plant Steam Piping : Causes and Inspection Program Guide Lines", EPRI NP-3944 (1985)
9. H. Keller, "Corrosion and Erosion Problems in Saturated-Steam Turbines", AIM Conf., Liege, Belgium, pp. 22~28 (1978)

10. T. L. Gerber, D. M. Norris and W. F. Lucas, "Acceptance Criteria for Structural Evaluation of Erosion/Corrosion Thinning in Carbon Steel Piping", pp. 93~101.

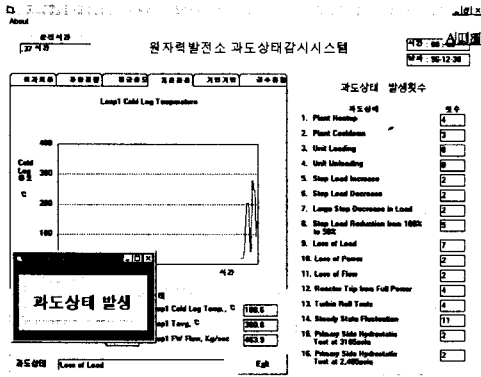


그림 2. 과도상태 감시시스템 실행화면

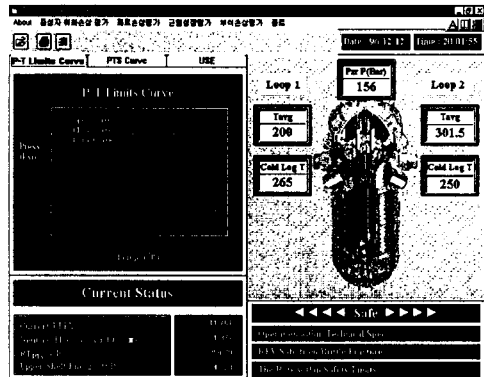


그림 3. 조사취화 감시시스템 실행화면

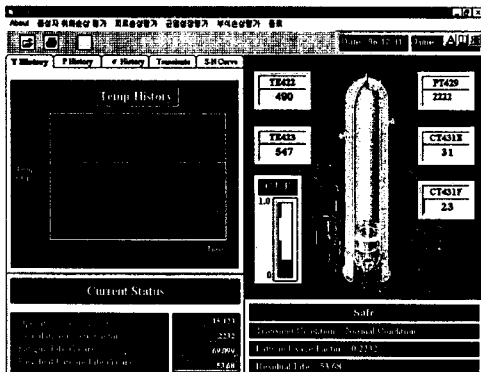


그림 4. 피로손상 감시시스템 실행화면

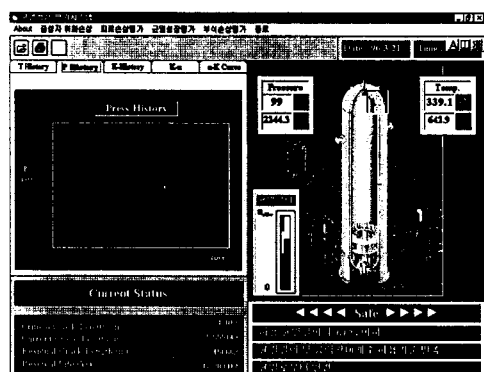


그림 5. 균열성장 감시시스템 실행화면

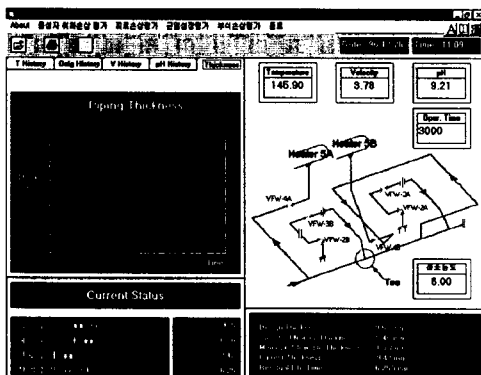


그림 6. 부식손상 감시시스템 실행화면

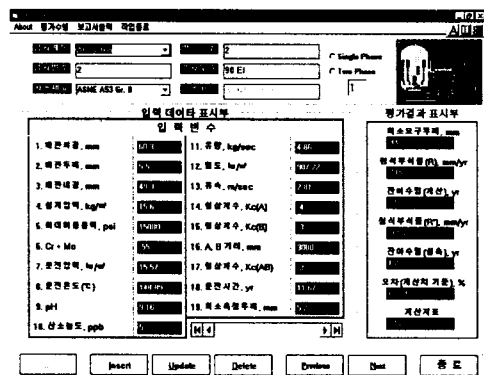


그림 7. 배관감속 평가화면