원전 터빈사이클 성능 데이터의 검증 모델에 의한 성능분석 기법의 개발

김 성 근* · 최 광 희**

(2000년 4월 29일 접수)

Development of Performance Analysis Methodology for Nuclear Power Plant Turbine Cycle Using Validation Model of Performance Measurements

Seong Kun Kim and Kwang Hee Choi

Key Words : Measurement Validation(측정 유효화), Correlation Model(상관관계 모델), Nuclear Power Plant Performance(원자력 발전 성능)

Abstract

Verification of measurements is required for precise evaluation of turbine cycle performance in nuclear power plant. We assumed that initial acceptance data and design data of the plant could provide correlation information between performance measurement data. The data can be used as sample sets for the correct estimation model of measurement value. The modeling was done practically by using regression model based on plant design data, plant acceptance data and verified plant performance data of domestic nuclear power plant. We can construct more robust performance analysis system for an operating nuclear power plant with this validation scheme.

1. 서 론

원자력 발전소 전력 생산의 경제성에 있어서 성능 관리 및 유지 보수에 드는 비용의 비중이 상당히 증가하고 있는 추세이므로, 정확한 성능 파악 및 개선에 의해서 발전소 효율 증대를 기하며 향상된 경제성 운전 및 발전소 유용도를 확보하는 것은 원자력 발전소의 운전 및 관리에 있어서 매우 중요한 목표가 되고 있다. 과거에는 원전 운전에 있어서 안전 운전 및 트립 방지의 운전이 가장 절대적인 관심사가 되어 있었으며 성능 및 경제성 기반 운전에는 큰 관심이 주어지지 않았다. 그러나 현재는 트립에 대한 대책은 이미 기본적으로 완비한 상태에서 "성능 개선 = 수익" 이라는 관점에 의한 원전 운전에 대한 관심이 상당히 높아지고 있으며, 원전 수명 평가[5,6]와 열화 개선[7]에 대한 연구와 함께 원전의 경제성 향상을 위한 주요 연구 분야가 되고 있다. 특히 터빈 사이클의 효율 향상은 전력 공급량 결정 요인이라는 측면에서 바로 경제성과 직결되므로, 터빈 사이클 성능은 전체 원전 성능에 가장 중요한 요소가 된다.

터빈 사이클에 대한 성능 분석 계산 절차와 방법에 대해서는 이미 ASME PTC(Performance Test Code) 6, PTC 6A[1,2] 등에 의하여 표준화가 되어 있으므로 성능 분석에 있어서 현재 가장 중요한 요소는 성능 계산에 사용되는 온도, 압력 및 유량 측정 데이터를 검증 및 유효화(verification and validation)한 후에 성능 계산과 분석을 하는 문제이다. 입력 측정 데이터에 대한 검증이 제대로 이루어지지 않은 경우 성능 계산 결과의 신뢰성이 전혀 보장되지 않으므로 입력 측정 값에 대한 유효화 및 검증은 매우 중요하다.

발전소 정밀 시험 때의 운전 성능 계산을 위해서 보통 한 발전소 당 250-300 개 정도에 해당하는 각 사이클 지점의 온도, 압력, 유량 및 발전기 출력 등이 측정된다. 이 측정 데이터에 대해서는 수일에 걸쳐서 많은 분량의 샘플링이 이루어지며, 이 수집된 데이터에 대한 평균화 작업, 필터링

* 회원, 호서대학교 공과대학 기계설계전공
** 회원, 한국전력공사 전력연구원 원자력연구실
E-mail : kimskun@office.hoseo.ac.kr
TEL : (041) 540-5511 FAX : (041) 540-5510

이 이루어져서 한 개의 대표 측정값으로 구성된다. 본 연구에서는 이러한 샘플링 및 필터링 과정 중에서 적용될 수 있는 검증 방법이 아니라, 발전소 전체 사이클에 걸쳐 평균화 및 필터링 된 측정값을 유효화하고 검증하는 것이다.

본 연구에서는 정상 운전 중에서 어느 하나의 측정 데이터가 잘못 측정된 결과를 가지고 있을 때, 이 측정 오류를 나타내는 정보가 사이클의 다른 측정 데이터로부터 발견할 수 있다고 가정하였다. 발전소 설계 데이터, 인수 성능 데이터 및 기타 정상 운전에서의 데이터를 오류 없는 성능 데이터로 보고 이 정상 데이터를 기반으로 하여 오류가 있을 수 있는 측정 데이터의 정확한 추정 값을 제시하는 알고리듬을 개발하였으며, 이를 바탕으로 입력 검증 모듈을 구축하였다. 화력 발전소의 경우에는 정확히 검증된 데이터라고 볼 수 있는 설계 데이터 및 인수 성능 데이터의 개수가 많다. 그러나, 원자력 발전소의 경우에는 현재 국내에서 운전중인 원전의 유형수가 6 개 정도로 화력의 30 개 이상에 비하여서는 이러한 상관 관계 모델링을 하기에는 작은 샘플 데이터 수이다. 따라서 본 연구에서는 각 발전소 별 설계 데이터, 운전 인수 데이터, 그리고 정확하다고 판단될 수 있는 각 발전소의 정밀 성능 시험 주기에서 측정된 데이터 및 성능 결과 데이터를 가지고 상관 관계 모델링을 하였다.

이러한 모듈을 원자력 발전 열성능 분석 시스템(NOPAS, Nuclear Operating Performance Analysis System)의 열성능 분석 모듈에 통합하여 구축하였으며, 현재 고리 1,2,3,4 호기, 월성 1 호기, 영광 1 호기, 울진 1 호기 원전에 설치되어 성능 분석에 시험 사용되고 있다.

2. 원전 터빈 사이클 성능 결정

2.1 터빈 사이클의 운전 열평형 분석

원자력 발전소 터빈 사이클은 Fig. 1 에서와 같이 증기 발생기, 고압터빈, 습분 분리기 및 재열기, 저압터빈, 복수기, 복수기 펌프, 저압급수가열기 그룹, 주급수 펌프, 고압급수가열기 그룹을 순환하면서 발전기 출력을 생산하는 사이클로 구성된다. 터빈사이클의 열평형 계산은 사이클 각 과정의 상태점에서의 유량, 온도, 엔탈피, 엔트로피 등의 상태량을 결정하기 위함이다. 발전소 별로 차이가 있으나 각개의 유동 트레인 별로 약 250-300 개의 압력, 온도, 유량 등의 데이터들을 측정하게 되고 이러한 입력을 바탕으로 열평형을 계산한다. 열평형 계산결과로 터빈 사이클내의 상태량 데이터가 얻어지게 되는데 발전소 별로 차이가 있지만 약 1,500 개 정도의 상태량 데이터가 얻어진다. 이 상태량 데이터를 통하여 터빈 사이클의 대표 성능 지수인 열소비율과 터빈 사이클 효율이 얻어지며, 그리고 각 기기에 대해서는 터빈 효율, 습분 분리기 습분 분리율, 복수기 진공도, 급수 가열기 온도 성능 등의 성능 정보가 얻어진다.

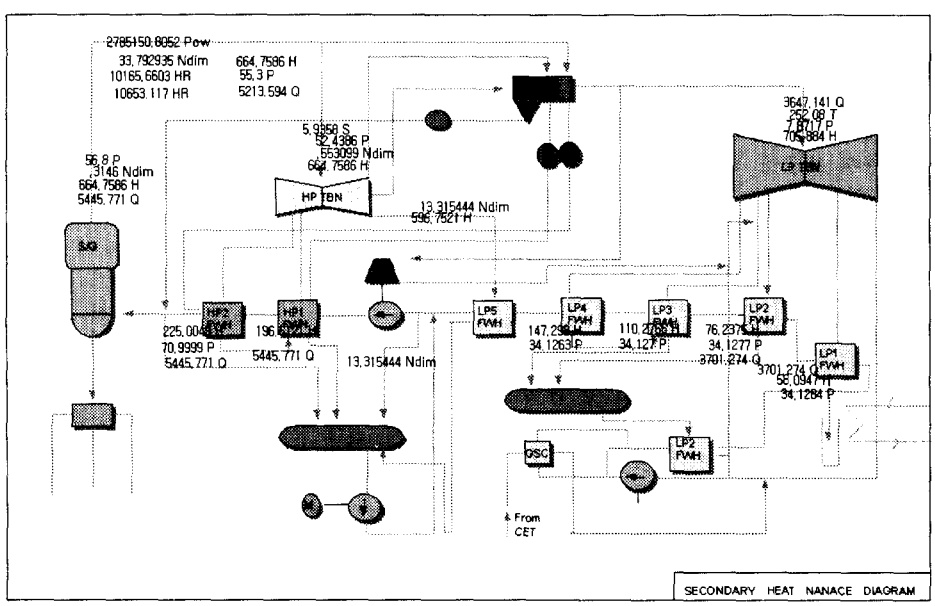

Fig. 1 Heat balance Diagram of turbine cycle of nuclear power plant (Uljin #1 unit)

NOPAS 시스템에서 개발된 운전 성능 분석 모듈에서는 이와 같은 결과를 Fig. 1 과 같은 전체 사이클 열평형도 그리고 세부 기기별로 분석 결과를 나타내게 된다. 이러한 터빈 사이클 성능 분석을 위해서 ASME PTC 6, PTC 6A[1-4]를 토대로 하여 터빈사이클 열평형 계산 및 보정 계산을 하게 된다. 열평형 수렴 문제는 터빈 팽창선 끝점을 독립변수로 하고 열평형 오차 또는 습분 분리율 오차를 목적 함수로 하는 최적화 문제가 된다. PTC 열평형 수렴의 방법은 몰리에르 차트 상에서 팽창선의 곡률을 이용한 근사해법을 제공하고 있으며 근사해법 또는 추기 및 습분 분리단의 엔탈피를 구할 수 있는 추정 기법을 적용할 수도 있다.[8~11]

열평형 계산에는 운전 열평형과 설계 열평형이 있게 되는데, 터빈 사이클의 운전 열 평형 계산은 설계 열 평형 계산과 같은 원칙을 적용하여 행하여진다. 그러나 설계 열 평형 계산은 몇몇 주어진 조건(전제 조건)에 대하여 터빈으로부터 시작하여 급수 가열 사이클로 추기량의 추정, 보정을 통하여 계산결과를 수렴시켜 나가는 반면에, 운전 열평형 계산은 급수 가열 사이클서의 측정 데이터로부터 각 터빈 추기량과 주 증기량을 계산한 후, 터빈측 계산을 행한다.

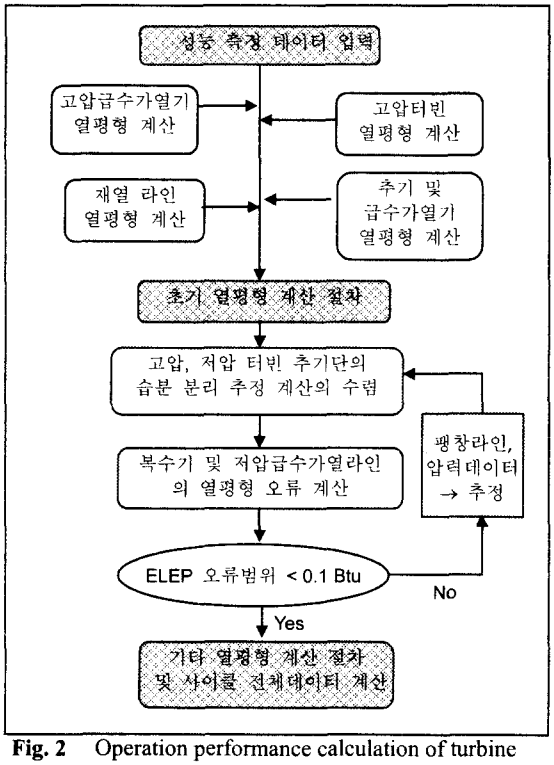

Fig. 2 Operation performance calculation of turbine cycle of nuclear power plant

운전 열평형 결과는 터빈 자체뿐만 아니라 터빈 사이클 내 부속기기의 영향이 복합적으로 나타난 것이다. 따라서 터빈의 현재성능을 파악할 수 있는 별도의 보정 계산이 필요하게 된다. 보정 계산은 터빈을 제외한 사이클 내 주요기기들의 성능을 설계조건 기준으로 변환시켜 주면서 사이클 열평형 계산을 행하는 group 1 보정 계산과 터빈제작사가 제공하는 보정 곡선을 이용하여 외부로부터 터빈에 직접적으로 영향을 미치는 항목에 대하여 각각의 영향을 개별적으로 보정해주는 group 2 보정으로 이루어진다.[12] 본 연구에서는 이러한 보정을 설계 성능 모듈을 사용하는 대신, 설계 데이터베이스를 기반으로 커브 피팅을 사용해서 처리하였다.

2.2 터빈 사이클의 운전 열평형 계산 절차

터빈 사이클 운전 열평형 계산은 ASME PTC-6의 방법을 따르는 것을 원칙으로 하되 사용상의 편의를 위하여 한전전력연구원 원자력연구실의 "원자력발전소 성능시험 치침"을 참고로 하였다. 운전 성능 계산을 위해서는 Fig. 2 와 같은 절차가 필요하다.

증기발생기 입구에서 고압급수가열기를 거쳐 저압급수가열기로의 열평형 계산을 끝낸 후, 여기에서 결정된 각 급수가열기의 추기 단의 유량을 기초로 하여 터빈측의 추기유량 및 상태량을 파악한다. 증기발생기 입구 급수량으로부터 주증기 유량을 계산한다. 각 습분 분리단과 추기 단의 건기준 효율과 습분 보정에 의한 팽창선 계산과 반복 계산 절차를 통해 각 추기 단에서의 상태량을 계산한다. 이를 바탕으로 저압 터빈 ELEP (Expansion Line End Point) 계산이 이루어지며, 새로운 팽창선에서 계산된 ELEP 와 추정한 ELEP 의 차가 허용 편차 0.1 Btu/lb 를 초과하면 추정 ELEP 대신 계산된 ELEP 를 이용하여 터빈 팽창선을 재구성하고 반복 과정에 들어가게 된다.[13]

상세 분석 절차는 다음과 같이 구성하였다. 증기발생기 입구와 고압 급수가열기를 구성하고 있는 각 기기의 전후 상태량 파악한 후 각 급수가열기의 질량 및 에너지 평형을 통하여 각 상태량의 압력, 온도, 및 엔탈피 변화를 산출한다. 고압급수가열기(FWH, Feed Water Heater) 각 부분의 상태량 계산을 계산하고, 고압 FWH 추기량 산정을 하며, 질량 및 에너지 평형 연립방정식을 구성하여 주 급수량 등과 추기량 등을 산정한다.

저압 급수가열기 각각의 측정값에 대한 상태량 파악이 후 FWH 추기 중 습 증기 상태에 위치한 부분의 엔탈피를 추정하여 저압급수가열기 전체에

서의 열평형을 통하여 각 저압급수가열기로의 추기 유량을 계산한다. 저압 FWH 각 부분의 상태량 계산 후에 저압 FWH 각 단의 추기 및 주급수량 산정을 하게 된다. 각 상태량 산정 이후 열평형과 질량 평형을 통해서 유량을 산정하며 급수 가열기 드레인 펌프의 유무에 따라 구분해 계산한다. FWH #1, #2 추기의 상태량 판정 및 추정을 위해서는 추기가 포화 상태이므로 이전의 고압, 저압의 FWH 에서 구해진 추기의 상태량을 이용하여 터빈 팽창선을 추정한 후 FWH #1,2 의 추기 압력에 해당하는 각각의 엔탈피를 추정한다. GSC(Gland Steam Condenser)의 유량 및 상태량 계산을 위해서는 열평형 계산을 통해 SSR(Steam Seal Regulator)과 터빈 Gland 에서 추기된 유량을 결정한다. SJAE(Steam Jet Air Ejector) 의 공급 증기량 및 상태량 계산은 산정된 SJAE 입구 복수유량과 입·출구 복수의 엔탈피로부터 SJAE 의 열 부하를 구한 후, 이 열 부하에 따라 필요한 SJAE 공급 증기량을 계산한다. SSR 에서의 유량 및 상태량 결정을 위해서는 SSR 입 출구 증기의 질량 평형을 통해 주증기 관의 추기량이 결정된다.

증기 발생기 입구에서 고압급수가열기를 거쳐 저압급수가열기로의 계산을 끝낸 이후, 이로부터 결정된 각 급수가열기의 추기 단의 유량을 기초로 하여 터빈측의 추기유량 및 상태량을 파악한다. 증기 발생기 입구 급수량으로부터 증기 발생기와 주 증기 관의 질량 평형을 통해서 주증기 유량을 계산하며, 교축 밸브 및 누설 증기량 계산을 위해 누설 증기량에 대한 PTC 의 계산절차에 따라 누설계수와의 비례식으로 결정한다. 각 터빈부의 증기 누설량 산정은 역시 교축 밸브의 누설량 산정 방법과 마찬가지로 누설계수와의 비례식으로 결정한다. 고압 및 저압 각 터빈부의 추기량 산정은 급수 가열기측 추기량으로부터 추기 관에서의 증기유량 출입을 고려하여 터빈측 추기량을 계산한다.

고압터빈 입구 증기량 및 배기량 계산에서는 입구 증기량은 드로틀 밸브의 출구 증기량이고, 배기량은 고압터빈에서의 증기 출입량 계산의 결과로 산정한다. 재열 라인에서의 증기량 계산은 각 기기의 입 출구에서의 출입 증기의 유량을 가감해서 계산하며 습분 분리기와 재열기에서의 각각 계산을 통해 상태량을 결정하며, 벤트 유량과 드레인 유량과의 비는 설계치를 적용한다. 각 습분 분리단과 추기 단의 건 기준 효율과 습분 보정에 의한 팽창선 계산과 반복 계산 절차를 통해 각 추기 단에서의 상태량을 계산한다. 복수기 평형을 위해서는 급수가열기를 거쳐서 산정되는 복수량과 터빈을 거쳐서 산정되는 유량이 동일 해야 하며 이 차이는 미 측정 손실로 조정된다.

3. 성능 측정 데이터 검증

3.1 입력 검증의 개요

현재 원자력 발전소 운전 성능 측정 데이터에 대해서는 수일에 걸쳐서 많은 분량의 샘플링이 이루어지며, 이 수집된 데이터에 대해서 측정 오류가 분명한 데이터에 대한 삭제, 평균화 작업, 필터링 처리가 이루어져서 한 개의 측정값으로 구성된다. 본 연구는 이러한 샘플링 및 필터링 작업중의 통계적 검증이 아니라, 정상 측정되었다고 가정되고, 통계적 처리가 이루어진 후의 데이터 측정값에 대하여 발전소 전체 사이클 정보 및 엔지니어링 모델을 사용하여 유효화하고 검증하는 것이다. 그러나 발전소 터빈 사이클 자체가 상호 연결된 사이클 유동 네트웍이기 때문에 트레인 별로 평균화 또는 합해진 80-90 개의 측정 항목 중 어떤 데이터가 잘못된 측정 수치를 가지고 있는 것인지를 파악하는 것은 쉽지 않은 문제가 된다.

본 연구에서는 어느 하나의 측정 데이터가 잘못된 수치를 가지고 있을 때, 이 잘못된 수치를 나타내는 정보가 사이클의 다른 측정 데이터에서 발견될 수 있다고 가정하였다. 하나의 측정 데이터가 정상 값에서 변화하였다면, 사이클 유동 네트웍의 특성상 이러한 변화가 다른 측정값에도 나타날 수 밖에 없기 때문이다. 다른 측정값에서 변화가 없는데 특정 측정값만 변화가 있다면 그 측정값은 의심의 대상이 된다고 판단하였다. 발전소 설계 데이터, 인수 성능 데이터 및 기타 정상 운전에서의 데이터를 오류가 없는 성능 데이터로 보고 이 정상 데이터를 기반으로 하여 측정 데이터의 정확한 추정 값을 제시하는 알고리듬을 개발하였다.

입력 유효화를 위해서는 사이클 및 기기에 대한 현재 상태의 운전 프로세스 모델을 구하여야 한다. 터빈 사이클을 구성하고 있는 고압(HP), 중압(IP), 저압(LP) 터빈과 복수기, 급수 가열기, 펌프류의 설계를 위한 수학적인 모델과 사이클 연결 절차는 벤더에서 제공한 제작 데이터 및 절차, 예를 들어 General Electric 의 GEC 2007R[11]같은 절차와 제작 데이터를 사용하게 되며, 이 설계에 따른 성능이 인수 시험 때 확인되게 된다. 그러나 이러한 설계 데이터와 조건은 설계 및 인수 성능 시험 시에만 의미가 있을 뿐, 인수 후 운전이 진행되어

기기 설계조건이 변화된 현재 상태에서는 정확하지 않은 데이터가 되며, 같은 설계에 의한 사이트라도 운전 과정의 이력에 따라 달라지게 된다. 현재에 해당하는 프로세스 모델을 구성하기 위해서는 설계 프로세스에 의하여 결정되어 운전성능 계산에 사용되는 파라미터 들을 수정해야 한다. 이러한 파라미터 수정을 위해서는 실제 운전 성능 출력과 변경 설계 모델 출력과의 비교해석을 통하여 모델의 가정들을 관리하고 조정하여 실제 출력과 모델 출력이 일치할 때까지 조정작업을 하게 된다. 이런 방식으로 구해진 NOPAS 시스템의 데이터베이스의 설계 성능 데이터 및 파라미터를 사용하여 운전 성능 모델을 구축하였다.

본 연구에서는 국내 원자력 발전소의 인수 성능 데이터, 초기 설계 데이터, 현재 성능 측정 결과를 사용하여 상관관계에 의한 매핑 모델을 사용하여 입력 데이터에 대한 추정 값을 찾는 방식으로 구성하였다. 이러한 매핑 관계를 실현하기 위한 방법으로 연관 메모리(Associative memory)나 다층 퍼셉트론 신경회로망을 사용하여 이 매핑 관계를 구성할 수 있으나 터빈 사이클 프로세스 변수간의 비선형 관계에 의한 특이성이 심하지 않으며 의사 정적인 모델에 가까우므로 실용적인 적용성이 높은 회귀 모델을 사용하였다. 이 회귀 모델에서는 가장 상관도가 높아서 선택된 변수들을 독립변수로 하며, 회귀 항목은 각 독립 변수의 1,2 차항과 곱항을 선택하였다.

3.2 입력 검증 절차 구성

추정하고자 하는 측정 데이터와 가장 관련성이 높은 성능 변수 3 개를 발전소 성능 설계 데이터, 인수 데이터 및 정밀 측정 데이터를 기준으로 설계 및 운전치 상관관계 값을 사용하여 설정하도록 하였다. 이 상관관계 데이터를 사용하여 해당 측정 변수를 종속 변수, 상관 변수들을 독립 변수로 하는 회귀 모델을 만들고 이 모델의 출력을 유효 데이터로 사용하도록 구성하였다.

예를 들어, 고압 터빈 #1 추기 측정 압력이 실제와는 달리 계측기 드리프트 또는 측정자 실수 등에 의하여 다른 값으로 측정 결과가 나온 상황을 가정하면, 정확한 값은 사이클 유동 네트웍의 각 상태량 중에서도 고압 터빈 #1 추기 측정 압력에 가장 연관이 큰 상태량, 예를 들어 이 추기를 받아들이는 급수 가열기 증기 입구 부분이라든지, 또는 다음 추기단 유량 및 기타 상태량 등으로부터 유추될 수 있다. 그리고 이렇게 연관된 상태량들은 잘못된 측정값이 아닌 실제의 고압 터빈 #1 추기 압력 값에 의하여 각 상태량이 결정된 것이고 또한 측정이 되었다고 파악될 수 있다.

따라서 발전소 설계 데이터, 인수 성능 데이터 및 기타 정상 운전에서의 데이터를 오류 없는 성능 데이터를 기준으로 고리 원전에서의 측정 데이터 6 세트, 울진, 월성, 영광 원전에서 측정한 3 세트의 측정 데이터로 구성하였다. 따라서 전체 발전소에 공통된 입력 항목을 우선으로 구성하였다. 사이클의 유동 네트웍에서의 각 상태량의 상관관계를 선형적인 관계에 의한 모델 구성을 하기 위하여 상관 매트릭스는 각 입력 항목간의 선형적인 관계의 강도를 나타내는 Pearson product-moment 상관 계수를 사용하여 정의하였다.

$$r_{ij} = \frac{s_{ij}^2}{\sqrt{s_{ii} s_{jj}}} \qquad where \quad s_{ij}^2 = \frac{\sum (y_i - \overline{y_i})(y_j - \overline{y_j})}{N-1} \tag{1}$$

한 예로서 고압 터빈 #1 추기 압력 측정 데이터에 대한 81 개의 터빈 사이클 입력 데이터 항목들의 상관 계수가 구해지며, 이중 상관 계수가 0.1 이상인 경우는 다음의 Fig.3 과 같이 보여진다. 이들 중에서 절대값이 1 에 가장 가까운 3 개의 항목을 고압 터빈 #1 추기 압력에 대한 상관 변수 그룹으로 선택하였다.

한편, 저압 터빈 #1 추기 압력 측정 데이터에 대한 가장 관련이 높은 상관 변수 그룹으로는 주급수 펌프 입구 압력 (PWmp_i), 증기발생기 입구 급수 온도 (TWsg_i), 고압 터빈 #1 추기 압력 (PEht_1)이 결정되었는데, 이 3 개의 변수에 대한 81 개의 터빈 사이클 입력 데이터 항목들의 상관 계수 중 0.1 이상인 경우는 다음의 Fig. 4 와 같이 얻어졌다.

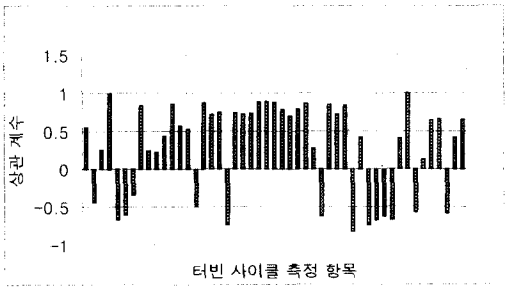

Fig. 3 Correlation values of high pressure turbine #1 extraction pressure

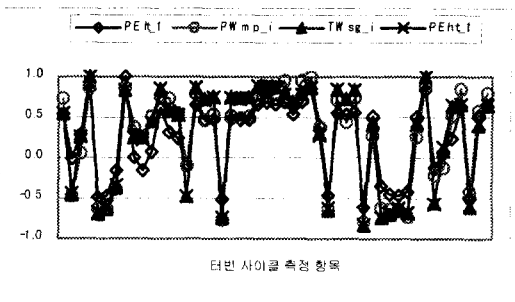

Fig. 4 Correlation values of mostly correlated measurements to low pressure turbine #1 extraction pressure

Table 1 Virtual redundancy list

List Group	Correlation
RSV Inlet Steam P. (PSrv_i) MSR Separator Inlet steam P. (PSrs_i)	0.998121
HP TBN Inlet Steam P. (PSht_i) S/G Internal Steam P. (PSsg)	0.998147
Stop Valve Inlet steam P. (PSsv_i) S/G Internal Steam P. (PSsg)	0.998192
MSR 2nd R/H Outlet steam P. (PSr2_o) LP TBN Inlet Steam P. (PSlt_i)	0.99825
HP #1 Ext. steam P. to FWH (PEht_1) S/G Inlet Feed water Temp. (TWsg_i)	0.998405
LP3 FWH Inlet Condensate Temp. (TWl3_i) LP2 FWH Inlet Ext. Steam P. (PEl2_i)	0.998444
RSV Inlet Steam P. (PSrv_i) LP TBN Inlet Steam P. (PSlt_i)	0.998645
MSR Separator Inlet steam P. (PSrs_i) MSR 2nd R/H Outlet steam P. (PSr2_o)	0.998697
MSR Separator Inlet steam P. (PSrs_i) HP TBN Exhaust steam P. (PSht_o)	0.998841
Stop Valve Inlet steam P. (PSsv_i) HP TBN Inlet Steam P. (PSht_i)	0.999158
MSR 2nd R/H Outlet steam P. (PSr2_o) RSV Inlet Steam P. (PSrv_i)	0.999706
LP3 FWH Outlet Drain Temp. (TDl3_o) LP3 FWH Inlet Condensate Temp. (TWl3_i)	0.999721

이 결과를 보면 81 개의 각 측정 변수들에 대한 상관 관계 유형이 거의 일치함을 볼 수 있으며, 따라서 이렇게 선정된 3 개의 상관 변수들의 정보로 유효 측정 데이터를 추정하여 검증하고자 하는 본 연구의 구성 방식을 뒷받침 한다고 볼 수 있다.

3.3 가상 중복 측정 구성

이 데이터 중에서 상관 계수의 값이 거의 1.00에 근접하는 항목에 대해서는 가상 중복 측정(Virtual Redundant Sensing)의 개념을 적용하여 중복 측정의 정보로 활용하도록 개발하였다.

예를 들어 2 차 재열기 출구 압력에 대한 중복 정보로서 RSV(Reheater Stop Valve) 밸브 입구 압력을 선택할 수 있음을 뜻하게 되며 한 쪽 센서의 정확성에 대한 검증 지표로 활용할 수 있게 된다. Table 1 에는 현재 발전소에서 측정하고 있는 입력 데이터 중에서 본 연구의 알고리듬을 사용하여 가상 중복 데이터로 정의될 수 있는 주요 측정 변수 관계와 상관관계 값이 나와있다. 중복 데이터에 대한 파악을 통해 측정 항목을 줄일 수도 있으며, 물리적 중복 측정의 개념을 적용하여 측정 유효화 작업에 사용할 수 있다.

4. 입력 검증 모델의 구성

중복이 적용되는 경우를 제외하고 상관 계수의 절대값으로 소팅하여 가장 큰 순서로부터 3 개의 데이터 항목을 선정하게 된다. 예를 들어 고압 터빈 #1 추기 압력 측정 데이터에 대해서 결정된 상관 항목은 증기 발생기 입구 급수온도(TWsg_i), 증기 발생기 출구 증기 압력(PSsg_o), 증기 발생기 내부 압력(PSsg)의 순으로 결정되었다. 모든 터빈 사이클 계산용 입력 변수에 대한 상관 변수가 결정되는데, Table 2 에는 운전 성능 및 열출력에 중요한 대표적 변수에 대해 상관 변수 설정 결과가 나와 있으며, 추정 변수는 다음과 같다.

KWgn_o : 발전기 전기출력
MSsg_o : 증기 발생기 출구 습분
PSmc_in : 복수기 진공도
TDr2_o : 2 차 재열기 드레인 온도
TDrs_o : 습분분리기(MSR) 드레인 온도
TSr2_o : MSR 2 차 재열기 출구 온도
WDrs_o : 습분 분리기 드레인 유량
WWsg_i : 증기발생기 입구 유량

그러나 상관 모델링에 있어서 상관 관계 변수가 작은 경우가 발생하게 되는데, Table 3 에 나와 있는 이런 경우는 본 연구의 모델링이 적합하지 않다. 유량에 대한 결과를 보면 온도나 압력에 비해 상대적으로 적은 상관도를 나타내는 변수가 있다. 주로 드레인 유량의 경우가 해당되며, 본 연구의 방법에 의한 유효화의 신뢰도가 상대적으로 적다. 여기서 WDr2_o 는 2 차 재열기 드레인 유량이며, WDh1_o 는 고압 급수 가열기 #1 드레인 유량이며, WDl1_o 는 저압 급수 가열기 #1 드레인 유량이다. 이는 드레인 과정의 특성상에 기인한다고 파악된다. 발전소 소내 부하와 증기 발생기 입구 급수 압력의 상관 값은 더 작은 상관관계 값을 가지고 있으므로 본 연구의 알고리듬은 적용될 수 없다.

Table 2 Correlated variable list of measurements

Estimating Variable	Correlated Variable	Correlation Value
KWgn_o	S/G Inlet Feed water Flow (WWsg_i)	0.991
	LP3 FWH Outlet Drain Flow (WDl3_o)	0.957
	MSR Separator Drain Flow (WDrs_o)	0.939
MSsg_o	LP #4 Ext. Steam Pressure (PElt_4)	0.962
	LP #3 Ext. steam Pressure To FWH (PElt_3)	0.906
	Generator Power Factor (PFgn)	0.877
PSmc_in	Condenser Outlet Condensate T. (TWmc_o)	0.990
	COP Outlet Condensate T. (TWcp_o)	0.974
	LP1 FWH Inlet C. Temperature (TWl1_i)	0.893
TDr2_o	MSR 2nd R/H Outlet Temperature (TSr2_o)	0.981
	2nd R/H Inlet Heating steam P. (PEr2_i)	0.970
	S/G Internal Steam Pressure (PSsg)	0.962
TDrs_o	HP TBN Exhaust steam Pressure (PSht_o)	0.983
	MSR Separator Inlet steam Pressure (PSrs_i)	0.976
	MSR 2nd R/H Outlet steam P. (PSr2_o)	0.969
TSr2_o	2nd R/H Inlet Heating Steam P. (PEr2_i)	0.989
	S/G Internal Steam Pressure (PSsg)	0.986
	Stop Valve Inlet steam Pressure (PSsv_i)	0.984
	S/G Internal Steam Pressure (PSsg)	0.883
	S/G Outlet Steam Pressure (PSsg_o)	0.881
WDrs_o	Generator Power Output (KWgn_o)	0.939
	S/G Inlet Feed water Flow (WWsg_i)	0.923
	LP3 FWH Outlet Drain Flow (WDl3_o)	0.849
WWsg_i	Generator Power Output (KWgn_o)	0.991
	LP3 FWH Outlet Drain Flow (WDl3_o)	0.968
	MSR Separator Drain Flow (WDrs_o)	0.923

Table 3 Correlated variable list with low correlation

Estimating Variable	Correlated Variable	Correlation Value
WDr2_o	HP1 FWH Inlet Feed water T. (TWh1_i)	0.857
	MFP Inlet Feed water T. (TWmp_i)	0.856
	HP1 FWH Inlet Ext. Steam P. (PEh1_i)	0.844
WDh1_o	LP2 FWH Outlet Drain Flow (WDl2_o)	0.811
	MSR 2nd R/H Outlet STM Temp. (TSr2_o)	0.773
	LP1 FWH Inlet Condensate Temp. (TWl1_i)	0.766
WDl1_o	HP1 FWH Outlet Drain Flow (WDh1_o)	0.522
	HP1 FWH Inlet Feed water P. (PWh1_i)	0.466
	LP3 FWH Inlet Ext. Steam P. (PEl3_i)	0.457
Plant Load	MSR 2nd R/H Drain Flow (WDr2_o)	0.706
	MSR 2nd R/H Outlet STM P. (PSr2_o)	0.696
	HP TBN Exhaust STM Pressure (PSht_o)	0.696
PWsg_i	HP1 FWH Inlet Feed water Temp. (TWh1_i)	0.564
	HP1 FWH Inlet Feed water P. (PWh1_i)	0.553
	MFP Inlet Feed water Temp. (TWmp_i)	0.551

이러한 상관 항목을 가지고 측정 항목에 대한 회귀 모델을 구성하여 유효 측정치를 추정하도록 하였다.

$$y'(x_1,x_2,x_3) = F(x_1,x_2,x_3)^T q \tag{2}$$

오류 메트릭 e 은 다음과 같이 정의된다.

$$e = y - F(x_1,x_2,x_3)^T q \tag{3}$$

y 는 유효화하고자 하는 해당 측정 항목이며, y'는 추정치이다. (x_1,x_2,x_3)는 위의 상관 매트릭스 데이터에 의하여 얻어진 y 에 가장 상관도가 높은 측정 항목이며, $F(x_1,x_2,x_3)$ 는 (x_1,x_2,x_3)의 회귀항이다. q 는 회귀 계수 벡터이다. 추정 결과의 한 예로서 저압 터빈 #1 추기 압력 (PElt_1)의 상관 변수는 주급수 펌프 입구 압력 (PWmp_i), 증기발생기 입구 급수 온도 (TWsg_i), 고압 터빈 #1 추기 압력 (PEht_1)이 결정되었으며, 이를 사용하여 추정된 PElt_1 를 구하여 원래 값과 비교한 결과가 Table 4 에 나와있다. 측정 값과 추정 값의 비교가 Fig. 5 에 나와 있다.

Table 4 Estimation result for validation of input measurement of PElt_1

Measured PElt_1 (psia)	Estimated PElt_1 (psia)	Estimation Error(%)	PWmp_i (psia)	TWsg_i (oF)	PEht_1 (psia)
62.59	62.47	0.19	290.02	433.82	396.77
64.35	64.40	-0.08	340.01	429.74	378.47
65.02	65.80	-1.20	380.37	439.46	420.19
70.33	70.29	0.06	494.95	426.82	371.11
49.07	49.06	0.02	46.56	367.47	187.18
67.16	66.58	0.86	374.63	440.01	422.83
64.10	63.99	0.17	488.82	444.92	429.80
64.48	64.63	-0.23	489.85	446.61	431.22

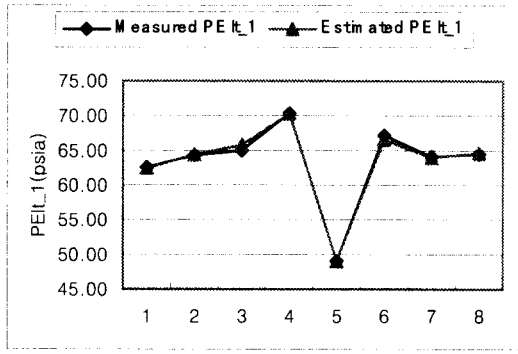

Fig. 5 Comparison of measured PElt_1 and estimated PElt_1

Table 5 Estimation result for validation of input measurement of PEh1_i

Measured PEh1_i (psia)	Estimated PEh1_i (psia)	Estimation Error(%)	TWh1_i (oF)	TWmp_i (oF)	WDr2_o (lbm/h)
376.93	376.62	0.082	364.99	363.36	294805.8
361.25	360.18	0.296	376.42	374.28	388634.6
170.33	166.56	2.212	317.37	315.94	594248.4
205.93	211.95	2.927	337.17	335.76	505617.7
83.32	84.62	1.562	277.64	276.56	714525.7
132.84	130.00	2.136	313.96	312.55	543015.8
166.46	166.72	0.159	317.84	313.10	483678.6
167.01	167.14	0.073	317.77	319.46	428551.0

추정 결과의 다른 한 예로서 고압 급수 가열기 #1 증기 압력 (PEh1_i)의 상관 변수는 고압 급수 가열기 #1 입구 급수 온도 (TWh1_i), 주급수 펌프 입구 급수 온도 (TWmp_i), 2 차 재열기 드레인 유량 (WDr2_o)이 결정되었으며, 이를 사용하여 추정된 PEh1_i 를 구하여 원래 값과 비교한 결과가 Table 5 에 나와있으며 유효 추정이 가능함을 보이고 있다.

5. 적용의 예

앞에서 구성된 방법을 바탕으로 국내 원전에 적용하여 Fig. 6 과 같은 열평형도 분석 결과를 얻게 되는 성능 분석 시스템을 구축하였다. 성능 분석의 한 예로 월성 1 호기에 대한 정밀 측정 결과의 예가 Table 6 에 나와 있다. 약 260 개 정도의 각 트레인 별 데이터를 취합하여 71 개의 데이터로 성능 계산에 사용되는 입력 데이터를 구성하게 되며, Table 6 의 데이터는 그 일부를 나타낸 것이다. 이 데이터에 대하여 입력 검증 결과를 확인하게 된다. Table 4 와 5 의 오류 범위를 넘는 데이터를 입력하는 경우, 즉 측정 상의 오류라고 판정되는 부분에 대해서는 유효 범위를 넘는 데이터로 판정되어 재측정 절차를 거치거나, 추정된 데이터를 정확한 측정값으로 판정하여 성능 계산 절차에 들어가게 된다.

월성 1 호기 인수 및 정밀 측정 데이터를 입력한 경우에 측정 오류로 판정되는 경우는 없었으며, Table 4 의 오류 범위를 넘는 저압 터빈 #1 추기 압력 데이터를 측정 데이터로 입력하면 유효 범위를 넘는 데이터로 판정됨을 확인할 수 있었다. 검증 과정을 거친 후 본 연구의 성능 계산 절차를 통해 Table 7 과 같은 성능 결과 데이터와 Fig. 6 과 같은 열평형도와 성능 분석 결과를 얻게 된다.

Table 6 Sample of measurements for performance calculation of turbine cycle(Wolsung #1 unit)

symbol	Description	Measurement	unit
PSsg_o	S/G Outlet Steam Pressure	46.9563	bar
PSsv_i	Stop Valve Inlet STM Press.	45.5054	bar
PSht_i	HP TBN Inlet Steam Pressure	43.6846	bar
PEht_1	HP #1 Ext. STM Press. to FWH	12.9053	bar
PSht_o	HP TBN Exhaust STM Pressure	6.2802	bar
PSrs_i	MSR Separator Inlet STM Press.	6.2496	bar
PEr2_i	2nd R/H Inlet Heating STM Pres	45.5054	bar
PSrv_i	RSV Inlet Steam Pressure	5.6827	bar
PSmc_in	Condenser Pressure	47.498	mmHga
PSsg	S/G Internal Steam Pressure	46.9563	bar
TDrs_o	MSR Separator Drain Temp.	159.14	oC
TDr2_o	MSR 2nd R/H Drain Temperature	258.09	oC
TWmc_o	Cond. Outlet Condensate Temp.	37.17	oC
WLsg_o	S/G Blow down Flow	3626.639	kgm/h
WWsg_i	S/G Inlet Feed water Flow	3446676.9	kgm/h
WWmu	Make-up Water Flow	3626.639	kgm/h
MSsg_o	S/G Outlet Steam Moisture	0.2575	%
KWgn_o	Generator Power Output	678599	KW
PH2gn	Generator H2 Pressure	4.1369	Bar
PFgn	Generator Power Factor	85	%
plant_load	Consumed Power in Power Plant	43668	KW

Table 7 Sample of Calculation results for performance calculation of turbine cycle (Wolsung #1 unit)

symbol	descript	Result	unit
WSms_i	MS Inlet Steam Flow	3767.154	ton/h
PSms_i	MS Inlet Steam Press.	46.9563	bar
HSms_i	MS Inlet Steam Enthalpy	666.8889	kcal/kgm
MSms_i	MS Inlet Steam Moisture	0.2575	%
WSr2_i	MSR 2nd R/H Inlet STM Flow	2707.994	ton/h
PSr2_i	MSR 2nd R/H Inlet STM Press	6.0473	bar
HSr2_i	MSR 2nd R/H Inlet STM Enthalpy	655.2413	kcal/kgm
TSr2_i	MSR 2nd R/H Inlet STM Temp.	159.14	OC
WEr2_i	2nd R/H Inlet Heating STM Flow	324.103	ton/h
PEr2_i	2nd R/H Inlet Heating STM Pres	45.5054	Bar
HEr2_i	2nd R/H Inlet Heating STM Enthalpy	666.8889	kcal/kgm
TEr2_i	2nd R/H Inlet Heating STM Temp	258.09	OC
MSsg_o	S/G Outlet Steam Moisture	0.2575	%
WLsg_o	S/G Blow down Flow	3.627	ton/h
PLsg_o	S/G Blow down Pressure	46.9563	Bar
HLsg_o	S/G Blow down Enthalpy	271.0966	kcal/kgm
WLsg_o1	S/G Blow down Flow to Loss	3.627	ton/h
PLsg_o1	S/G Blow down Pressure to Loss	46.9563	Bar
HLsg_o1	S/G Blow down Enthalpy to Loss	271.0966	kcal/kgm
PWRsg	S/G Thermal Output (Cycle H/B)	2061427.07	KW
NHRcy	TBN Cycle Net Heat Rate	11688.1011	kJ/kWh
GHRcy	TBN Cycle Gross Heat Rate	10935.9691	kJ/kWh

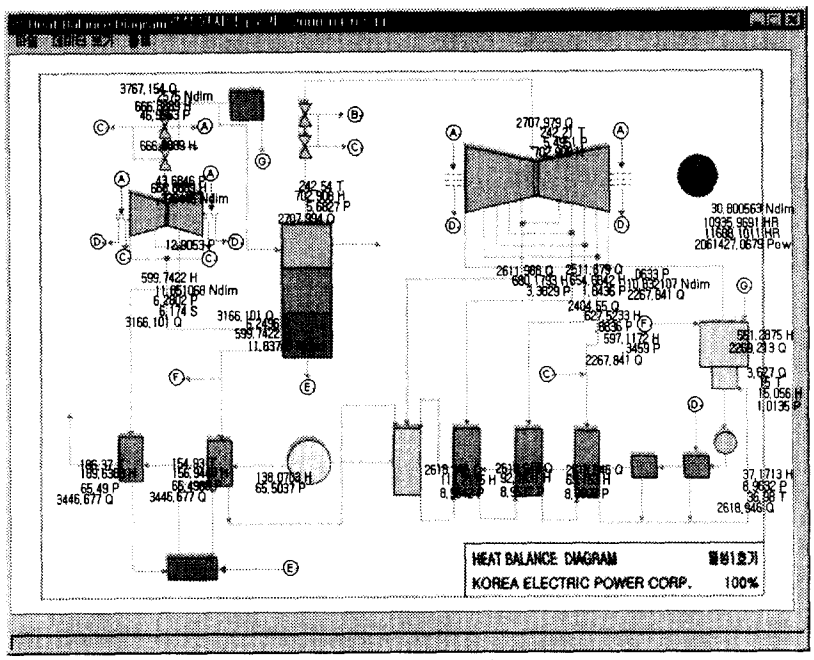

Fig. 6 Heat balance diagram

6. 결 론

터빈 사이클에 대한 정확한 성능 분석에 의해서 원자력 발전소의 향상된 경제성 운전을 할 수 있게 된다. 정확한 성능 분석을 위해서는 성능 관련 측정 데이터를 검증한 후에 신뢰성 있는 성능 계산과 분석을 하는 것이 중요하다. 본 연구에서는 발전소 설계 데이터, 인수 성능 데이터 및 기타 정상 운전에서의 데이터를 오류 없는 성능 데이터로 보고 이 정상 데이터를 기반으로 하여 오류가 있는 측정 데이터의 정확한 추정 값을 제시하는 알고리듬을 개발하였다. 이를 바탕으로 입력 검증 모듈을 구축하여 성능 분석 기법을 구성하였으며 원자력 발전 열성능 분석 시스템에 통합하여 보다 정확한 성능 분석을 할 수 있는 성능 분석 시스템을 구축하였다.

후 기

본 연구는 한국전력공사 전력연구원의 연구비 지원으로 수행되었으며, 이에 관계자 여러분들께 감사를 드립니다.

참고문헌

(1) American Society of Mechanical Engineers, 1976, Performance Test Code 6 "Steam Turbines."
(2) American Society of Mechanical Engineers, 1982, Performance Test Code 6A "Appendix A to Test Code for Steam Turbines."
(3) American Society of Mechanical Engineers, 1978, Performance Test Code 12.1 "Closed Feed water Heaters."
(4) American Society of Mechanical Engineers, 1983, Performance Test Code 12.2 "Steam Condensing Apparatus."
(5) 이강용, 김종성, 배정일, 진태은, 염학기, 홍승열, 정일석, 김유, 1997, "원자력발전소 가압기 밀림관 노즐의 잔존 피로수명평가," 대한기계학회 논문집, 제 21 권, 제 8 호, pp.1259~1269.
(6) 정명조, 박윤원, 이상배, 1997, "Rancho Seco Transient 에 대한 고리 1 호기 원자로용기의 건전성 평가," 대한기계학회논문집, 제 21 권, 제 7 호, pp. 1089~1096.
(7) 권재도, 문윤배, 김상태, 1998, "열화평가에 전기화학적 방법의 응용에 관한 연구," 대한기계학회논문집, 제 22 권, 제 1 호, pp. 44~51.
(8) Glorian, D., 1995, "Performance of Thermal Generating Plants Worldwide: Current Situation and Outlook," *8th Int. Conference & Exhibition for the Power Generating Industries*, USA, pp. 337~350.
(9) Munchausen, J. H., 1995, "EPRI Performance Enhancement Program," *Proceedings of the American*

Power Conference, USA, pp. 519~521.
(10) Bae, Y. I., Kim, H. Y., Mun, S. C. and Kim, S. K., 1994, "Neural Network Model of Turbine Cycle Process," KOPEC Report Vol. 16 No. 1, pp. 6~14.
(11) Spencer, R.C., Cotton, K.C., Cannon, C.N., 1974, "A Method for Predicting the Performance of Steam Turbine-Generators, 16,500KW and Larger," General Electric Co. Report.
(12) British Electricity International, 1991, "Modern Power Station Practice: Volume G Station Operation and Maintenance."
(13) Kim, S.K. and Han, S.T., 1996, "A Study on the Computerization of Performance Evaluation for Thermal Power Plant," *3rd KSME-JSME Thermal Engineering Conference.*