Journal of the Korean Society of Safety, Vol. 30, No. 5, pp. 131-137, October 2015
Copyright@2015 by The Korean Society of Safety (pISSN 1738-3803, eISSN 2383-9953) *All right reserved.* *http://dx.doi.org/10.14346/JKOSOS.2015.30.5.131*

무작위 추출 방법을 이용한 원자력발전소 보수적 안전해석 조건 결정

정해용†

세종대학교 원자력공학과

(2015. 6. 30. 접수 / 2015. 9. 1. 수정 / 2015. 9. 4. 채택)

Identification of the Most Conservative Condition for the Safety Analysis of a Nuclear Power Plant by Use of Random Sampling

Hae-Yong Jeong†

Department of Nuclear Engineering, Sejong University

(Received June 30, 2015 / Revised September 1, 2015 / Accepted September 4, 2015)

Abstract : For the evaluation of safety margin of a nuclear power plant using a conservative methodology, the influence of applied assumptions such as initial conditions and boundary conditions needs to be assessed deliberately. Usually, a combination of the most conservative initial conditions is determined, and the safety margin for the transient is evaluated through the analysis for this conservative conditions. In existing conservative methodologies, a most-conservative condition is searched through the analyses for the maximum, minimum, and nominal values of the major parameters. In the present study, we investigates a new approach which can be applied to choose a most-conservative initial condition effectively when a best-estimate computer code and a conservative evaluation methodology are utilized for the evaluation of safety margin of transients. By constituting the band of various initial conditions using the random sampling of input parameters, the sensitivity study for various parameters are performed systematically. A method of sampling the value of control or operation parameters for a certain range is adopted by use of MOSAIQUE program, which enables to minimize the efforts for achieving the steady-state for various different conditions. A representative control parameter is identified, which governs the reactor coolant flow rate, pressurizer pressure, pressurizer level, and steam generator level, respectively. It is shown that an appropriate distribution of input parameter is obtained by adjusting the range and distribution of the control parameter.

Key Words : evaluation methodology, safety analysis, safety margin, initial conditions, random sampling

1. 서 론

원자력발전소의 안전성평가에 사용되는 보수적 안전해석 방법론은 안전해석 코드와 발전소 모델링 시 개입될 수 있는 불확실도를 보상할 수 있도록 보수적인 코드 모델을 선택하고 해석 시 초기 조건과 경계 조건 또한 보수적인 결과가 얻어지도록 선정함으로써 구성된다. 보수적 방법론을 이용하여 안전성 평가를 수행할 경우, 예측된 발전소 상태에 주요 현상의 왜곡이 포함될 수 있고 극단적인 경우 비현실적인 현상 전개로 이어질 여지를 가진다. 또한 보수적 방법론을 채택할 경우, 지나치게 보수적인 결과가 얻어짐으로 인해 원자력 발전소 운전 시 확보할 수 있는 안전여유도는 낮아지는 결과가 얻어진다[1].

보수적 안전성 평가 방법론은 최적 해석 모델을 개발하기 위해 소요되는 과도한 비용 투자를 일부 회피할 수 있는 방법으로서, 안전해석 시 개입되는 불확실도를 개략적으로 평가하여 보수성을 확보하고 있다[2]. 즉 코드 개발 시 대상 현상을 모의함에 있어서 기본적인 실험 자료를 이용하여 보수적인 결과가 얻어지도록 모델을 수립한다. 또한 다양한 입력 조건에 대한 사전 평가 계산을 통해 보수적인 결과가 얻어지는 조건을 선정함으로써 방법론의 보수성을 추가로 부여하게 된다. 보수적 코드 모델은 그 결과가 보수적으로 얻어지는 방향으로 수립이 되지만, 발전소 정상상태 및 과도조건에서 얻어지는 주요 물리적 현상의 전반적인 기술이 가능하도록 개발되어야 하며, 적절한 정확도가 보장되는 수치적 방법으로 해를 얻도록 구성되어야 한다.

† Corresponding Author : Hae-Yong Jeong, Tel : +82-2-3408-4465, E-mail : hyjeong@sejong.ac.kr
Department of Nuclear Engineering, Sejong University, 209, Neungdong-ro, Gwangjin-gu, Seoul 05006, Korea

국내 경수로 과도사고 안전성평가는 설계자들이 개발한 보수적 안전해석 코드 체계를 이용하여 주로 수행되어 왔으며, 최근에는 최적해석 코드로 분류되는 RETRAN 코드를 사용하는 방법론이 개발되어 그 적용성을 확보하고 있다[3]. 보수적 안전해석 방법론의 안전여유도는 코드 모델이 가지는 보수성에 의해 결정되는 부분과 발전소 모의를 위해 채택하는 초기조건과 경계조건 등에 부가되는 가정 사항에 의해 정해지는 부분으로 크게 나눌 수 있다. 그러므로 보수적 평가 방법론을 사용하여 안전여유도를 계산하기 위해서는 초기조건 및 경계조건 등의 가정 사항에 의해 영향을 받는 부분을 상세히 파악하여야한다[4]. 즉, 보수적 방법론을 이용하여 과도해석을 수행하고 발전소의 안전여유도를 평가하기 위해서는 해석 결과가 가장 심각하게 얻어지는 초기조건의 조합을 결정하여야 한다. 기존 방법론은 이 조건을 결정하기 위해서 보통 주요 변수들을 최대, 최소, 정상운전 조건에 대해 변화시키면서 이 조합을 찾는 과정을 거친다. OPR1000 발전소에 대한 보수적 방법론을 기준으로 할 때 과도해석 사고결과에 영향을 미치는 주요 변수로는 일차계통 냉각재 유량, 노심 입구 온도, 가압기 압력, 가압기 수위, 증기발생기 수위 등을 들 수 있다.

발전소 안전해석 시 적용되는 초기조건 및 경계조건을 포함하는 가정 사항에 의한 안전여유도 부분은 대상 입력 변수의 종류 및 범위, 그리고 보수적인 조건을 선정하는 방법에 따라 그 크기가 달라질 수 있다. 본 논문에서는 원자력 발전소 안전성평가를 위해 최적 코드와 보수적 안전해석 방법론을 사용하여 과도해석을 수행하는 경우 그 초기 조건이 되는 입력 변수들을 표본 추출을 통해 결정하는 방법을 연구하였다. 제시된 방법은 보수적 입력 조건을 완결성 높게 선정함으로써 보다 정확하게 안전여유도를 평가하는 기반이 될 수 있다.

2. 과도해석 초기조건 표본추출 방법

국내에서 과도해석을 위해 사용되는 기존 방법론들은 보수적인 결과가 얻어지는 입력조건들에 대한 민감도 분석을 위해 보통 각 변수들의 허용 범위에 대해 최대, 최소, 정상 3가지 조건에 대한 입력 조건의 조합을 구성한다. 예를 들어, 복수기진공상실 사건의 경우 주요 관점은 일차계통의 첨두 압력이며, 가장 높은 첨두 압력이 얻어지는 조건은 원자로 정지 시점, 가압기 안전밸브 개방 시점, 그리고 주증기 안전밸브 개방 시점에 크게 관련이 있는 것으로 나타났다. 그러므로 여기에 영향을 미치는 초기조건인 노심입구 온도, 원자로 냉각재 유량, 증기발생기 수위, 가압기 압력, 가압기 수위를 최대, 최소, 정상 조건에 대한 조합을 구성하여 민감도 분석을 수행하게 된다. 이러한 민감도 분석 결과 가장 높은 첨두 압력이 얻어지는 경우를 선정하여 안전여유도를 평가한다.

제시된 방법론의 타당성을 객관적으로 확인할 수 있는 방법 중의 하나는 해석 결과에 영향을 미치는 민감도 입력 변수의 범위를 선정하고, 이 범위 내에서 표본추출을 통하여 다양한 입력 조건을 구성한 후 각 경우에 대한 해석을 수행하여 가장 심각한 결과가 얻어지는 조건을 탐색함으로써 보수적 초기 조건의 타당성을 확인하는 것이다. 다양한 초기조건을 얻기 위한 방법은 입력변수를 직접적으로 표본 추출하는 방법이 가능할 것이다. 하지만 MARS-KS 코드를 사용하는 경우 이 방법은 많은 시간과 인력을 요구하므로 비효율적이 된다. 즉, MARS-KS 코드로 발전소의 안전해석을 수행하기 위해서는 원하는 다양한 초기 조건의 조합에 대한 정상상태 해석을 통하여 각각의 초기 조건을 확보하는 것이 선결되어야 하는데, 각 조합에 대해서 독립적인 정상상태 입력을 개발하여야 하므로 시간과 인력의 제한이 따르게 된다. 이것을 회피할 수 있는 효과적인 방법이 발전소의 제어계통을 모델링하고 관련 제어변수를 적절히 조절함으로써 원하는 조건을 얻는 간접적인 방법이다.

안전해석 결과에 영향을 미치는 입력 변수에 대한 표본 추출 방법은 직접적인 방법과 간접적인 방법으로 나눌 수 있다. 직접적 방법은 대상 변수와 범위를 결정하고 해당 범위에서 무작위 추출하는 방법을 말한다. 본 연구에서 채택된 입력 변수들은 발전소 초기 조건을 규정하는 변수들이다. 직접적 방법을 이용하여 관련 변수들의 표본을 추출하는 경우 다양한 초기조건이 얻어지게 되며, 각각의 경우에 대해 독립적인 정상상태를 얻기 위해 정상상태 입력을 개발해야 한다. 이것은 많은 운전 변수들을 조정하고, 필요한 경우 설계 변수들도 변경해야 가능하므로 인력과 시간을 대량으로 투입해야 하는 한계를 가진다. 본 연구에서는 다양한 초기 조건을 얻을 수 있는 간접적 표본 추출 방법을 개발하였다. 이 방법은 대상 입력 변수에 지배적으로 영향을 미치는 설계 인자를 도출하여 이 인자의 허용 범위 내에서 무작위 추출하는 방법을 의미한다. 이와 같은 방법은 간접적 설계 인자의 변화가 대상 입력 변수에 영향을 미치는 정도가 다르게 나타날 수 있으므로 적절한 분포를 선정하여야 하는 과정이 필요하며, 입력 변수의 변화 범위가 제한되는 경우가 나타날 수 있

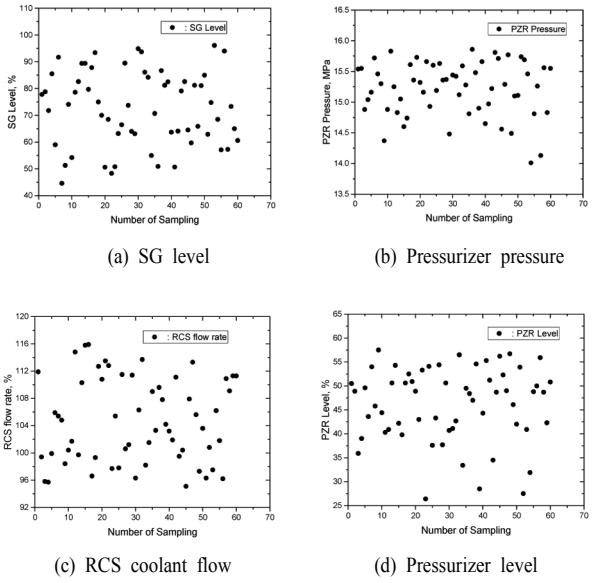
다. 하지만 간접적 방법은 적절한 방법을 선정할 경우 다양한 조건에 대한 정상 상태를 자동적으로 생성할 수 있으므로 시간과 인력의 투입을 최소화할 수 있는 이점이 있다.

2.1 입력변수 무작위 추출 방법

본 연구에서 사용되지 않았지만, 방법론 개발자들이 접근할 수 있는 가장 직접적인 방법은 입력변수들에 대한 무작위 표본 추출을 실시하고, 얻어진 조건에 대한 정상상태 조건을 얻은 다음 해당 과도해석을 수행하는 방법이 될 것이다. Fig. 1은 이 방법을 이용하여 복수기진공 상실사고 해석의 민감도 변수들에 대한 60회 무작위 표본 추출 결과를 보이고 있다. 표본 추출 시 노심입구온도, 가압기 압력, 가압기 수위, 그리고 증기발생기 재고량은 Nominal 형태의 분포를 가정하였으며, 원자로 냉각재 유량은 균일 분포를 가정하였다.

2.2 간접적 운전변수 표본 추출

간접적 표본 추출 방법을 이용하여 대상 입력 변수의 표본을 얻기 위해서는 일차적으로 대상 변수에 영향을 미치는 설계 인자 또는 설정치 변수들을 도출하여야 한다. 본 연구에서는 다양한 시도를 거쳐 지배적으로 영향을 미치는 단일 인자를 선정하는 방법을 채택하였다. 현재 OPR1000의 온도 제어 프로그램은 모든 출력 조건에서 동일한 노심입구 온도를 사용하므로 노심입구 온도는 대상 입력 변수에서 제외하고 기존 방법론에서 가장 보수적인 조건으로 선정되어 있는 입



(a) SG level (b) Pressurizer pressure

(c) RCS coolant flow (d) Pressurizer level

Fig. 1. Distribution of input parameters by direct random sampling.

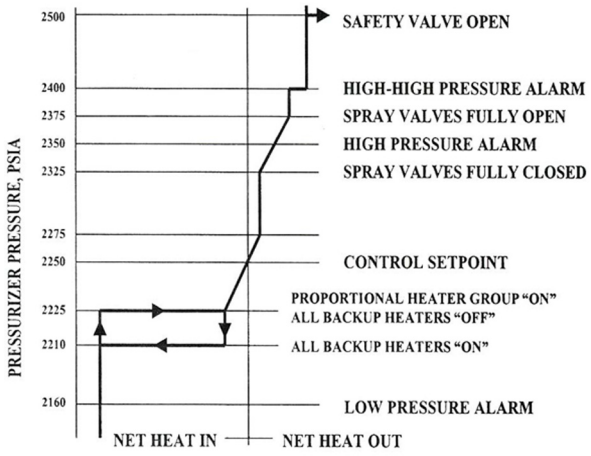


Fig. 2. Pressurizer pressure control program[5].

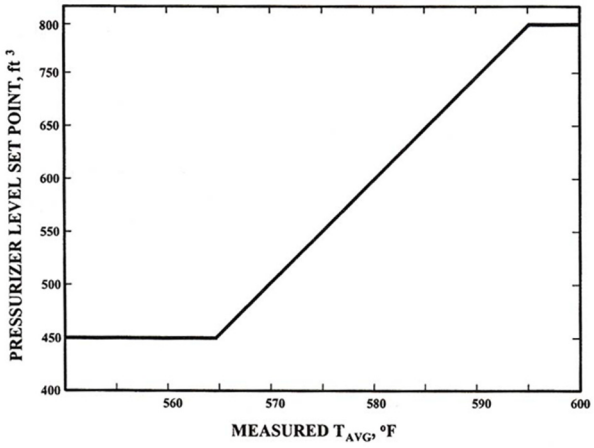


Fig. 3. Pressurizer level control program[5].

구 온도를 사용하였다. 원자로 냉각재 유량에 영향을 미치는 설계 인자로는 냉각재 펌프의 속도, 토크, 정격유량 등을 검토하였는데, 펌프의 정격유량(Rated flow)을 조정하는 경우 상당히 넓은 범위의 노심 유량을 확보할 수 있었다. 그리고 가압기 압력에 영향을 미치는 인자로는 전열기 출력, 살수 유량, 가압기 압력제어 프로그램의 비례전열기 설정치 등을 고려하였는데, 비례전열기 설정치(Proportional heat setpoint)를 조정하여 초기 가압기 압력을 변화시키도록 하였다. 아래 Fig. 2와 3은 경수로에서 사용하는 가압기 압력 제어 프로그램의 예를 보이고 있다.

가압기 수위는 충전수 유량, 유출수 유량, 그리고 수위제어 프로그램의 설정치 등이 영향을 미치는 것으로 분석되었는데, 수위제어 프로그램의 설정치를 조정하여 민감도 분석에 충분한 초기 가압기 수위 분포를 확보할 수 있었다. 증기발생기 재고량은 급수유량과 증기 유량의 크기에 따라 결정된다. 급수제어계통의 제

어 논리 중 수위 설정치와 관련된 협역 분율 (Narrow range fraction)의 계수를 조정하여 상당히 넓은 범위의 증기발생기 재고량 변화를 얻을 수 있었다.

3. 운전변수 선정 및 입력 변수 범위 결정

제어변수에 대한 임의 표본 추출을 통해 입력변수 값을 얻기 위해서 각 입력변수에 영향을 미치는 것으로 판단되는 제어변수에 대해 MOSAIQUE 프로그램[6]을 이용하여 제어 인자의 범위를 지정하고, 그 결과를 분석하여 원하는 초기조건이 얻어지는지 확인하였다. 여기에서는 입력 변수의 초기 조건에 영향을 미치는 운전변수 또는 제어변수를 선정하는 과정을 상세히 기술하고, 얻어지는 입력 변수의 범위가 어떻게 결정되었는지를 정리하였다.

3.1 제어변수 선정

가압기 압력을 변화시키는 것은 가압기 압력제어 프로그램에 포함된 전열기 출력 (Heater power), 살수 유량 (Spray flow), 또는 압력 설정치 등을 조정하여 가능하다. 본 연구에서는 가압기 비례전열기의 작동 설정치가 변화할 경우 요구되는 전열기 용량을 변화시키는 방법을 시도하였다. 전열기 용량과 설정치 사이의 비례식에 따라 요구되는 전열기 용량은 다음과 같이 계산된다.

$$W = \frac{0.4\times10^{6}}{(1.568-1.534)\times10^{7}}(1.568\times10^{7}-P), \qquad (1)$$

$$W = 1.845\times10^{7} - 1.1765\,P. \qquad (2)$$

여기서 P는 가압기 압력을 의미하며, W는 비례전열기의 출력을 의미한다. 기준 입력에서 W는 최대 400 kW로 가압기 압력에 의해 그 열량이 결정되는데, 이 작동 열량을 계산하는 계수(- 1.1765)를 임의로 변화시키게 되면 정상상태 가압기 압력이 달라진 조건에서 MARS-KS 정상상태가 얻어지게 된다. 즉, MOSAIQUE 프로그램에서 이 계수에 해당되는 값을 선택하여 변화시키게 된다.

정상상태 가압기 수위를 변화시키기 위해서는 충전 유량, 유출 유량, 또는 수위 설정치 등의 조절이 필요하다. 여기에서는 Fig. 3에 주어진 가압기 수위 제어 프로그램의 설정치를 조절하는 방법을 사용하였다. 주어진 비례식에 따라 주어진 온도 T에 따라 설정치 L은 다음과 같이 계산된다.

$$L-33 = \frac{52.6-33}{584.75-571.05}(T-571.05), \qquad (3)$$

$$L = 1.4306\,T - 783.98. \qquad (4)$$

여기서 T는 노심 평균 온도를 의미하며, L은 요구되는 가압기 수위 설정치를 의미한다. 위 식의 상수 - 783.98에 해당하는 값을 MOSAIQUE 프로그램에서 변화시켜 가압기 수위 초기 조건 범위를 얻을 수 있었다.

원자로냉각재 유량 변화를 위해서는 일차 냉각재펌프의 정격 유량 입력을 변화시키는 방법을 채택하였다. 주어진 Nominal 값을 MOSAIQUE 프로그램에서 변화시킴으로써 일차 냉각재 유량 범위를 가지는 결과를 얻을 수 있었다.

증기발생기 수위 조절은 주급수 제어 프로그램의 협역분율(Narrow range fraction) 값을 변경시킴으로써 가능하였다.

$$F = -1.6667 + 2.6667\,L. \qquad (5)$$

여기서 L은 증기발생기 수위에 해당되며, F는 Narrow range fraction에 해당된다. 전체 주급수 제어 프로그램을 재검토하여 이 값과 설정치와의 관계를 더 분석할 필요가 있다. 2.6667에 해당하는 계수를 MOSAIQUE 프로그램으로 변화시키면, 증기발생기 수위를 조절할 수 있음을 알 수 있었다.

3.2 제어변수 범위 및 분포 조정

앞에서 수행한 평가계산을 통해 해당 제어변수를 변화시킴으로써 원하는 초기조건 입력변수를 변화시킬 수 있음을 확인하였다. 하지만 이 예비 결과는 원하는 초기 조건 입력 변수의 표본 추출 결과 분포를 알 수 없으므로 다양한 시도를 통해, 관련 제어 변수의 범위와 분포를 조정함으로써 원하는 초기 조건 변수의 범위와 분포를 얻는 과정을 거쳤다.

국내 1,000 MW급 경수로의 원자로 냉각재 유량의 운전 허용 범위는 정상 유량 (Nominal)의 95～116%이다. 원자로 냉각재 유량을 조정하기 위해 일차 냉각재 펌프의 특성을 결정하는 주요 인자 중의 하나인 냉각재 펌프 정격유량 (Rated flow)을 4.39～18.07 범위 내에서 임의 추출하였다. 임의 추출 시 채택된 분포 함수로는 Gamma 분포를 사용하였다. 이 때 Gamma 분포의 주요 인자는 α=2, β=3을 가정하였다. 100회 표본 추출에 의해 얻어진 원자로 냉각재 유량 범위는 Fig. 4와 같이 94.5～111.7%로 나타났다. 사전 분석을 통하여 펌

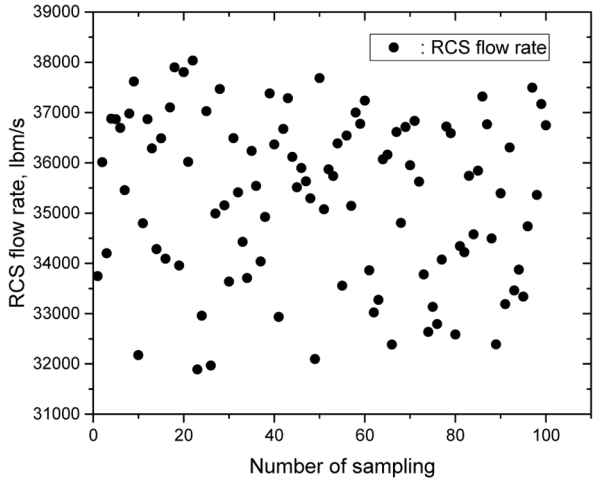


Fig. 4. Distribution of RCS coolant flow rate by change of pump rated flow.

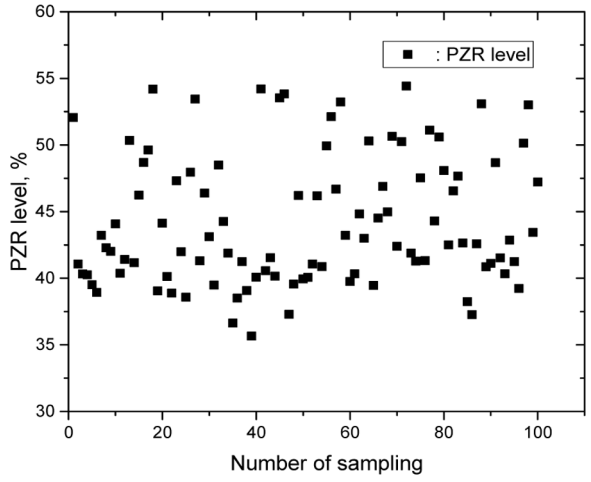
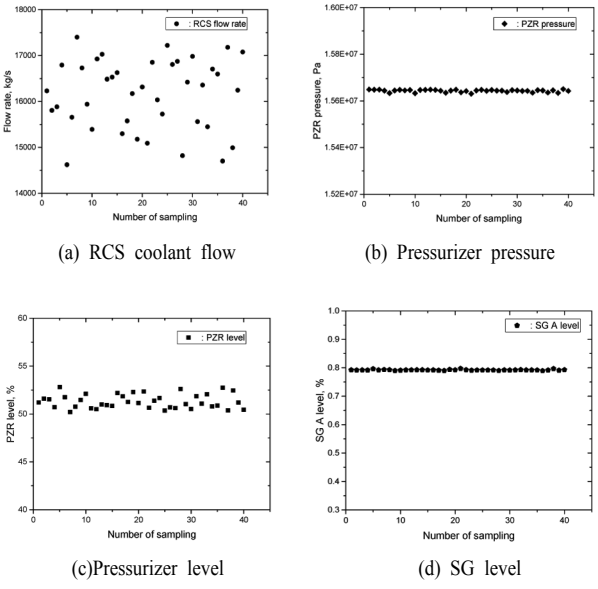


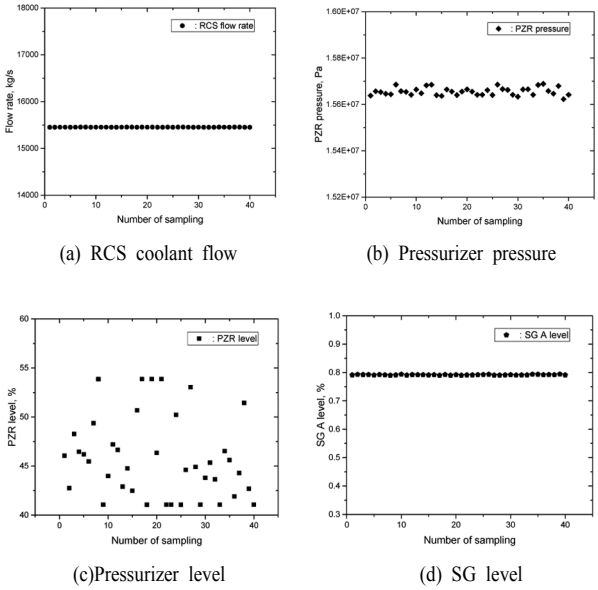
Fig. 6. Distribution of pressurizer level by change of PZR level setpoint.



(a) RCS coolant flow (b) Pressurizer pressure

(c)Pressurizer level (d) SG level

Fig. 5. Influence of RCP rated flow on plant parameters.



(a) RCS coolant flow (b) Pressurizer pressure

(c)Pressurizer level (d) SG level

Fig. 7. Influence of PZR level control setpoint on plant parameters.

프 정격유량의 변화 시 얻어진 주요 입력 변수인 원자로 냉각재 유량, 가압기 압력, 가압기 수위, 증기발생기 수위 변화의 영향을 평가하였다[7]. Fig. 5는 일차 냉각재펌프의 정격유량을 변화시킬 경우 원자로 냉각재 유량은 지배적으로 변화하지만, 그 외의 입력변수에 대한 영향은 미미함을 보이고 있다.

1000 MW급 경수로에 대한 가압기 수위의 운전 허용 범위는 21.9~60%로 주어져 있다. 가압기 수위를 조정하기 위해 가압기 수위 제어 프로그램의 설정치 계수를 -812~-785 범위 내에서 변화시킴으로써 Fig. 5의 가압기 수위 36~54% 값을 얻을 수 있었다. 관련 설정치 계수는 균일(Uniform) 분포를 가지는 것으로 가정하였다. Fig. 6은 100회 표본추출 결과 얻어진 가압기 수위 변화를 보이고 있다. 가압기 수위에 대해서도 독립적인 표본 추출에 따라 가압기 수위, 원자로 냉각재 유량, 가압기 압력, 그리고 증기발생기 수위의 변화 정도를 평가하였다[7]. 그 결과 가압기 수위 제어 설정치 변화에 따라 Fig. 7과 같이 원자로 냉각재 유량, 가압기 압력, 증기발생기 수위를 일정하게 유지시키면서 가압기 수위를 변화시킬 수 있음을 알 수 있었다.

국내 1000 MW급 경수로의 가압기 압력 운전 허용 범위는 13.79~16.03 MPa (2000~2325 psia)이다. 가압기 압력을 조정하기 위해 가압기 압력 제어 프로그램의 비례전열기 동작 설정치 계수를 -1.21~-1.14 범

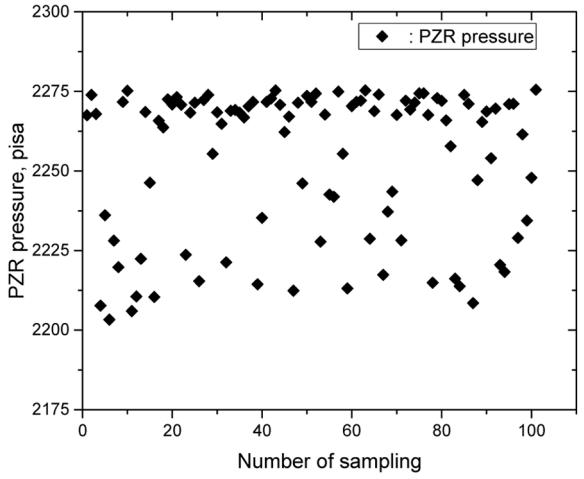
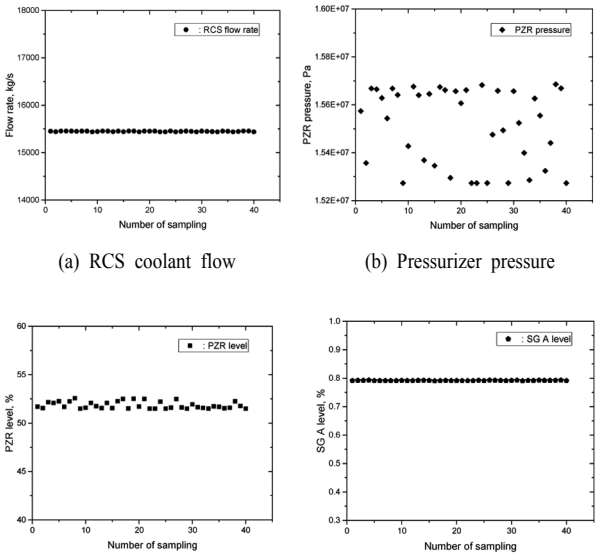


Fig. 8. Distribution of pressurizer pressure by change of PZR pressure setpoint.



(a) RCS coolant flow (b) Pressurizer pressure

(c)Pressurizer level (d) SG level

Fig. 9. Influence of PZR pressure control setpoint on plant parameters.

위 내에서 변화시킴으로써 Fig. 8과 같이 가압기 압력을 2210~2274 psia 값을 얻을 수 있었다. 얻어진 가압기 압력 변화 범위는 운전 허용 범위와 비교해 볼 때 정상 상태 값 범위에서 일정한 변화 폭을 가지고 있음을 알 수 있다. 더 큰 범위의 압력 변화를 위해서는 가압기 압력제어 논리, 또는 전열기의 열용량 등을 조정하여 얻을 수 있을 것으로 기대되나, 가압기 설계를 지나치게 변경할 경우 과도 사고 시 발전소 거동에 큰 영향을 미치게 되므로 이러한 경우는 고려하지 않았다. 관련 설정치 계수는 정상분포(Normal distribution)를 가지는 것으로 가정하였다. 이 경우에도 독립적인 평가를 통하여 가압기 압력 제어 프로그램 설정치의 변화에 따라 얻어지는 원자로 냉각재 유량, 가압기 수위, 그리고 증기발생기 수위의 변화 정도를 확인하였다[7]. Fig. 9에 나타난 바와 같이 가압기 압력 제어 설정치 변화에 따라 원자로 냉각재 유량, 가압기 수위, 증기발생기 수위가 일정하게 유지됨을 알 수 있다.

1000 MW급 경수로의 증기발생기 수위 운전 허용 범위는 35~98.2 %WR이다. Fig. 10에 보이는 바와 같이 증기발생기 수위를 조정하기 위해 증기발생기 수위 제어 프로그램의 설정치 계수를 2.4~4.7 범위 내에서 변화시킴으로써 45~84%WR의 증기발생기 수위를 얻을 수 있었다. 관련 설정치 계수는 균일(Uniform) 분포

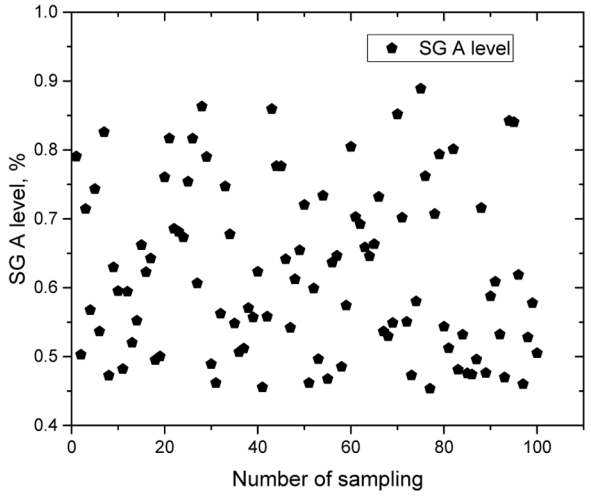
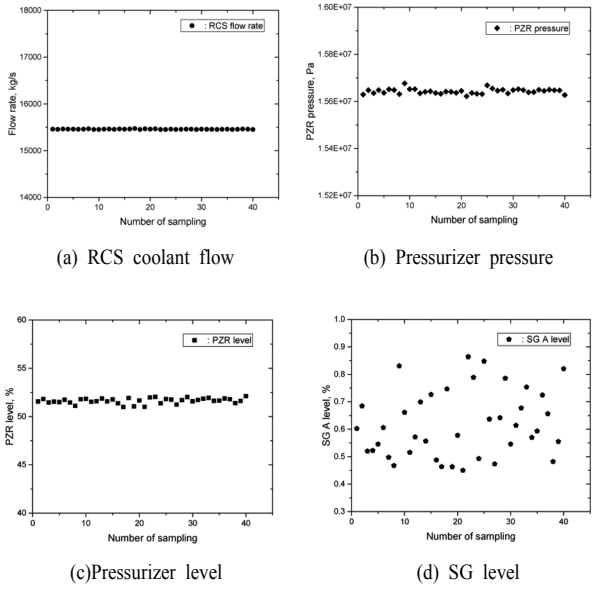


Fig. 10. Distribution of SG level by change of SG level setpoint.



(a) RCS coolant flow (b) Pressurizer pressure

(c)Pressurizer level (d) SG level

Fig. 11. Influence of SG level setpoint on plant parameters.

를 가지는 것으로 가정하였다. 얻어진 증기발생기 수위 범위는 전출력 조건에서 증기발생기 수위의 영향을 분석하기 위해 충분한 것으로 판단된다. 독립적인 평가과정을 통해 증기발생기 수위 제어 프로그램 설정치의 표본 추출에 따라 얻어지는 증기발생기 수위, 가압기 압력 및 수위, 그리고 원자로 냉각재 유량의 변화 정도를 확인하였는데[7], 증기발생기 수위 제어 설정치가 변화되는 경우에도 Fig. 11과 같이 원자로 냉각재 유량, 가압기 수위, 그리고 가압기 압력이 일정하게 유지됨을 알 수 있다.

4. 결 론

원자력 발전소 안전성평가를 위해 MARS-KS와 같은 최적 코드와 보수적 안전해석 방법론을 사용하여 과도해석을 수행할 경우 보다 정확하게 안전여유도를 평가하고 보수적 입력 조건을 완결성 높게 선정할 수 있는 방법을 수립하였다. 과도해석 초기 조건이 되는 입력변수들을 표본 추출함으로써 다양한 조건에 대한 면밀한 민감도 분석을 수행할 수 있으며, 각 조건에 대한 독립적인 정상상태 확보를 위해 요구되는 노력을 최소화하도록 MOSAIQUE 프로그램으로 제어변수를 일정 범위 내에서 임의 추출하는 방법을 제시하였다. 원자로냉각재 유량, 가압기 압력, 가압기 수위, 그리고 증기발생기 수위를 조정할 수 있는 제어 변수를 선정하고 이 변수들의 범위와 분포를 적절히 조절하는 과정을 거쳐 원하는 입력변수 분포를 확보할 수 있음을 보였다. 제안된 방법은 기존 방법론의 완결성을 확인하는데 효과적으로 사용될 수 있으며, 새로운 형태의 원자로 개발 시 안전성 평가에 소요되는 인력과 시간을 획기적으로 줄이는 데에 기여할 수 있다. 또한 이 방법은 원자력발전소뿐만 아니라 다양한 조건에 대한 안전성 분석이 요구되는 대형 플랜트의 안전성 평가 시에도 효과적으로 사용될 것으로 기대된다.

감사의 글: 이 논문은 한국연구재단의 지원으로 수행된 연구 결과임

References

1) IAEA, Safety Margins of Operating Reactors: Analysis of Uncertainties and Implications for Decision Making, IAEA-TECDOC-1332, IAEA, 2003.
2) IAEA, Deterministic Safety Analyses for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-2, IAEA, Vienna, 2009.
3) KHNP, Korea Non-LOCA Analysis Package, TR-KHNP-0009, 2007 (in Korean).
4) C. Jang and K. Um, Applications of Integrated Safety Analysis Methodology to Reload Safety Evaluation, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 43, No. 2, 2011.
5) KHNP Nuclear Power Education Institute, Nuclear Systems Fundamental III, 2004 (in Korean).
6) KAERI, MOSAIQUE Users Guide, Korea Atomic Energy Research Institute, 2014.
7) H.-Y. Jeong and M.-G. Park, Determination of Initial Conditions for the Safety Analysis by Random Sampling of Operating Parameters, Tran. KNS Spring Meeting, 2015.