

신형경수로 1400에서 정보와 인적요인을 고려한 신뢰성 평가

- Reliability Evaluation Considering the Information and Human Factors in the Advanced Pressurized water Reactor 1400MWe under Uncertainty-

강 영 식*

Young-Sig, Kang

Abstract

The problem of qualitative reliability system is very important issue in the digitalized nuclear power plant, because the failure of its system brings about extravagant economic loss, extensive environment destruction, and fatal damage of human.

Therefore this study is to develop the reliability evaluation model through the normalized scoring model by the quantitative and qualitative factors considering the advanced safety factors in the Advanced Pressurized water Reactor 1400MWe(APR 1400) under uncertainty

Especially, the qualitative factors considering the information and human factors for the systematic and rational justification have been closely analyzed.

The reliability evaluation model can be simply applied in real fields in order to minimize the industrial accident and human error in the digitalized nuclear power plant.

1. 서론

원자력은 부존자원이 빈약한 우리 나라에서 전력 생산뿐만 아니라 공학, 의학, 농학 등 여러 분야에서 안정적으로 활용함으로써 국민의 복지와 산업발전, 그리고 국가의 경쟁력을 강화하는데 지대한 공헌을 하고 있다.

* 세명대학교 안전공학과

그러나 원자력의 사용과정에서 발생 할 수 있는 불확정성 위험 때문에 사전에 이에 대한 철저한 안전성 확보와 사고를 미연에 방지하기 위한 체계적인 안전분석과 통제가 선행되어야만 한다. 그러기 위해서는 원전에서 사고가 발생하는 경우에 방사선 피해를 극소화시킬 수 있는 경수로의 개발이 이루어져야만 한다. 이러한 시점에 부응하여 우리 나라에서도 고유의 자체 기술로 신형경수로 1400이라는 원자로를 개발하여 시행 중에 있다. 따라서 신형경수로 1400은 이용과정에서 발생할 수 있는 방사선으로부터 국민의 안전과 환경을 보전하기 위해 원자력 시설의 부지 확보 단계에서부터 설계, 제작, 건설, 운영 및 폐기단계에 이르기까지 전 생애수명(Life Cycle) 동안에 안전성을 철저히 확인, 분석, 평가 및 통제를 수행하는 것이 무엇보다도 중요한 것이다.

그러므로 본 연구의 목적은 신형경수로 1400에서 위험을 사전에 예방하고 체계적이고 합리적으로 안전성을 평가하기 위해 불확정성의 위험요인을 점수화한 다음에 이 점수를 가지고 정규화한 모형을 개발하는 것이다.

신뢰성 평가에 관한 기존의 연구를 살펴보면 다음과 같다.

1957년 Brookhaven National Laboratory[4]에 의해 단순한 확률이론을 도입하여 계량적인 신뢰도를 다룬 문제가 처음으로 WASH-740에 발표되었으며, Rasmussen과 Levine[10]는 원자력발전소에서 원자로의 안전에 관한 안전도 문제에 관하여 계량적으로 분석하는 초석을 다지게 되었다.

Kantowitz[9]는 원전에서 인간의 수행도와 오류를 최소화하기 위하여 인간의 특성, 연령, 능력, 인지, 경험적인 심리학을 바탕으로 인자측정기준을 정하였다.

Kaufer와 Murphy[8]는 경제협력기구(OECD: Organizational for Economic Cooperation)에 속한 나라들을 대상으로 원전에서 인간신뢰도 분석, 원자로 위험성 평가 소프트웨어 신뢰도, 그리고 사상수 분석(ET: Event Tree)에 근거한 확률론적 안전성 평가로 구분하여 위험성 평가를 수행하는 방법을 제시하고 장래의 확률론적 안전성 평가의 활동에 대해 언급하였다.

강영식[4]은 신형경수로 1400에서 정성적 요인 중에서 인간공학적 요인과 안전성 요인을 축으로 하여 전체적으로 신뢰성을 평가하는 모형을 개발하였다.

정원대의 2인[6]은 원전에서 직무를 수행하는 경우에 직무의 전개상황과 관련된 정보 분석, 해당되는 직무를 수행할 때 갖게되는 인지적 목표와 수행절차의 관계를 분석하는 목표-수단 분석, 그리고 세부절차 수행단계에서 인지적 패턴과 정보 입·출력을 파악하는 인지정보 분석을 수행하여 원전에서 인간신뢰도를 평가하였다.

본 연구의 구성은 다음과 같다.

제1장은 서론으로 방사능 누출을 최소한으로 차단하기 위한 신형경수로 1400의 안전성과 성능 기준을 바탕으로 연구의 목적과 필요성을 제시하였으며, 원전에서 신뢰성 평가를 위한 기존의 연구를 분석하였다.

제2장은 신형경수로 1400의 신뢰성 평가를 위한 모형의 정립으로 정성적 요인을 주축으로 인적요인 요인, 정보제어 요인, 안전성 요인, 품질 요인, 보전관리 요인, 그리고 방사선 안전관리 요인으로 구분하여 각 요인에 대한 요소를 추출한 다음에 전체적인 관점에서 체계적으로 신뢰성을 평가할 수 있는 정규화 모형을 개발하였다.

마지막으로 결론으로 본 모형의 기대효과와 추후 연구과제를 다루고 있다.

2. 신형경수로 1400을 위한 모형의 정립

신형경수로 1400은 기존의 표준형원전보다 안전성과 경제성 및 성능을 훨씬 더 강화한 신기술 시스템을 도입하고 있다.

가장 주목할 만한 사실은 제어봉이 중성자를 흡수하여 빠른 시간 내에 반응온도를 제어하고 출력하기 하기 위해 단면적이 큰 물질(Ag-In-Cd의 합금, Hf) 등을 사용하기 때문에 빠른 제어계통을 요구하므로 원자로의 제어방식은 디지털 방식을 채택해야 한다. 따라서 신형경수로 1400은 안전성, 성능, 그리고 인간과 시스템에서 더욱더 많은 불확정성 위험이 내재하게 된다.

정성적 요인 중에서 인적 요인은 디지털 방식을 채택한 제어계통의 인적에러(Human Error)를 방지하며, 정보제어 요인은 신기술을 가미한 첨단 시스템의 소프트웨어의 신뢰성을 보증하기 위함이다.

정성적 요인 중에서 안전성 요인은 격납건물을 중심으로 노심의 안전성과 성능 및 사고위험을 사전에 차단하기 위함이며, 품질 요인은 설비의 부품에 대한 결함을 미연에 방지하기 위한 것이다.

정성적 요인 중에서 방사선 안전관리 요인은 방사선의 인간의 안전을 확보하기 위하여 전체 시스템과 하부시스템과의 조직의 유연성과 신속성을 평가하며, 보전관리 요인은 신형경수로 1400의 수명과 성능을 유지하여 사전에 방사선의 재해를 방지하기 위함이다. 따라서 정량적 요인과 정성적 요인들은 서로가 독립이며, 선형으로 결합하게 된다.

마지막으로 각 요인의 독립적인 중요도를 반영하기 위하여 가중치를 부여하였다.

2.1 정량적 요인의 신뢰도 점수 산정 모형 : QAR_i

정량적 요인의 신뢰도를 평가하는 방법으로는 우리 나라에서 개발한 PSA가 세계적으로 우수성이 입증되어 현재의 원전에서 널리 적용하고 있다[11]. PSA는 노심손상빈도(PSA Level I) 분석, 방사능 대량 누출빈도(PSA Level II) 분석, 그리고 결말(PSA Level III) 분석으로 분류하여 신뢰도를 계산한다.

본 연구에서는 확률론적 안정성 평가에서 산출된 이용불능도를 계산하고 각 계통을 조합하여 전체 시스템의 이용불능도에서 계량적인 신뢰도를 산출한다.

2.2 정성적 요인 중에서 인적 요인 : AH_i

신형경수로 1400은 제어계통을 디지털 방식으로 설계하기 때문에 HSI(Human System Interface)의 급격한 변화에 대처해야만 하는 첨단 자동화 시스템이다. 따라서 인적에러를 최소화하기 위하여 운전원의 직무와 역할의 변화, 첨단 시스템의 적응에 대한 스트레스 및 생활환경, 인간의 행동, 문화 및 설계변경으로 인한 운전원의 운전절차서를 중점적으로 분석해야만 한다. 기존의 연구에 의하면 모든 사고의 중대한 원인

으로 인적오류가 88%를 차지하고 있기 때문에 인적 요인은 세밀한 분석을 필요로 한다[7].

그러므로 인적 요인은 인지심리학과 인지공학적 요소(hc_1), 생활변화단위 요소(hl_2), 인간-시스템 교호작용(hi_3), 운전원의 절차서(ho_4)로 세분화하여 분석한다.

1979년 TMI(Tree miles Island) 운전원이 고압 주입을 부적절하게 중지시켜 노심저냉각과 핵연료의 손상을 초래하였으며, 이러한 원전사고는 인적오류의 중요성을 심각하게 부각시키는 계기가 되었다. 따라서 기존의 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)는 PSA와 병행하여 지식, 정보처리, 전략적, 동기, 조직 특성 등을 분석하기에는 난점이 따르게 된다.

이러한 관점에서 볼 때 CREAM 기법은 지식요소, 정보처리자원요소, 전략적 요소의 운전원 수행도에 미치는 인지적 요인을 매우 효율적으로 평가할 수가 있다[3,5].

인간-시스템 교호작용에서는 복잡한 모니터링 수행업무에서의 경계효과, 인간과 컴퓨터 모니터링의 결합, 정신적인 작업부하와 경계에서 사용자의 교호작용에 영향을 주어 인적에러를 유발 할 수 있다.

신형경수로 1400은 아직 건설 단계에 있으므로 기존의 원자로에서 고장이 발생한 경우를 살펴보면, 1999년도에는 고장 가능성이 큰 증기발생기 세관, 지지판 등의 기기의 결합을 제외하면, 운전원의 운전절차서를 준수하지 않거나 조작 미숙에 의한 사고가 주류를 이루고 있다[5]. 2000년도에는 고리 3호에서 원전원의 기동시험 중에 운전원의 실수로 원자로가 정지하였으며, 고리 1호기에서는 운전원이 주급수 차단밸브의 오동작에 의해 원자로가 정지하는 고장이 발생하였다[5]. 2001년도에는 제어계통에 의한 제어판이나 밸브의 손상과 천재지변에 의한 고장이 주류를 이루고 있다[5].

2.3 정성적 요인 중에서 정보제어 요인 : AI_i

원자력 산업에서 소프트웨어 기술의 적용은 다른 공학분야 마찬가지로 시대적 요구에 부응해야만 한다. 현재 원자력 분야에 소프트웨어의 적용이 용이하지 않았던 주된 이유는 원자력의 안전성과 신뢰성에 미치는 잠재적인 위험 때문이다.

그러므로 정보제어요인은 소프트웨어의 제어능력(ic_1), 소프트웨어 기능의 유연성(if_2), 소프트웨어의 유용성(iu_3) 요소를 기능적인 관점으로 분석하려한다.

따라서 신형경수로 1400에서 소프트웨어의 제어능력(ic_1)은 격납건물 내에서 기능적으로 분석하였다. 그리고 각 서브시스템에서 소프트웨어의 상호 교호작용에 대한 기능의 유연성(if_2)을 점수화한다.

소프트웨어의 유용성(iu_3)은 신기술을 가미한 첨단 자동화 시스템에 원활한 피드백을 위하여 분석된다.

2.4 정성적 요인 중에서 안정성 요인 : AS_i

안전성 요인은 격납건물에서 이상이 발생하는 경우에 인간과 환경에 치명적인 손상을 줄 수 있는 요소들을 중점적으로 분석하게 된다.

그러므로 안전성 요인은 위험 가능성(sp_1), 비상디젤발전기(EDG: Emergency Diesel

Generator)의 신뢰도(se_2), 핵폐기물저장소(sw_3)로 구분하여 분석하려 한다.

위험가능성 요소(sp_1)는 신형원자로의 기본 설계사양과 국제원자력기구가 제시하는 사고 기준을 바탕으로 점수화한다.

기존의 영광원전 5, 6호기에서 EDG의 신뢰도는 각각 97.62%, 97.65%로 산출되었다. 따라서 이 신뢰도를 기준으로 신형경수로 1400의 EDG를 평가한다.

원전에서 사용한 핵연료의 반감기는 수 만년이지만 현재 포장용기의 수명은 최고 2000년으로 사용한 핵연료의 반감기를 대폭 줄일 수 있는 핵변환 기술이 요구된다.

2.5 정성적 요인 중에서 품질 요인 : AQ_i

신형경수로 1400에서는 첨단 자동화 시스템을 지원하는 소프트웨어의 품질 특성, 품질보증계획과 전사적인 관점에서의 전사적 품질관리(TQM: Total Quality Management), 그리고 원자로 내에서 펌프와 밸브의 이음새 역할을 수행하는 볼트와 클립의 부식을 방지하기 위한 재료의 유용성을 분석, 평가해야 만이 복잡한 품질정보 시스템에서 발생할 수 있는 사고를 미연에 방지할 수 있다.

그러므로 품질 요인은 품질 특성의 결합으로 고장을 유발하는 소프트웨어의 품질 특성(qs_1) 요소, 펌프와 밸브의 이음새 역할을 하는 볼트나 클립의 유용성(qv_2), 품질보증 계획과 전사적 품질관리(qm_3)로 분석한다.

2.6 정성적 요인 중에서 방사선 안전관리 요인 : AR_i

신형경수로 1400에서 방사선 안전관리의 목적은 방사선이 누출되는 경우에 인간의 안전을 확보하는 데 있다. 그리고 관리 대상은 직업적으로 방사능을 취급하고 있는 근로자와 방사선 시설 밖에 있는 우리 국민이다. 따라서 방사선 안전관리는 방사선 장해 방재 조치(rp_1), 방사선 안전관리 조직(ro_2)으로 분류하여 분석한다. 따라서 방사선 안전관리 요인을 평가하기 위한 식은 다음과 같다. 방사선 안전관리 조직은 전체 조직과 서브조직과의 원활한 피드백에 의한 조직의 유연성을 극대화하여 신속한 지휘체계와 방사선 안전관리를 효율적으로 수행하기 위함이다.

그러므로 전체 조직에서 방사선 안전관리 조직의 역할과 수행도는 매우 중요한 위치에 있으며, 서브시스템을 구성하는 안전원의 수행도에 결정적인 영향을 미치게 된다.

2.7 정성적 요인 중에서 보전관리 요인 : AP_i

신형경수로 1400의 이용률이 90%로 향상됨에 따라 신기술을 가미한 설비의 성능을 최대한으로 유지, 관리하기 위해서는 전사적 생산보전 체제(TPM: Total Productive Maintenance)로 전환하여 설비의 고장예방 및 성능의 유지를 전사적 관점에서 관리해야만 한다. 따라서 본 절에서는 계획예방을 TPM(pp_1)과 각 서브시스템에서 보전계획(ps_2)으로 평가한다.

신형경수로 1400에서 계획예방정지 일수는 25일이기 때문에 이에 대한 세밀한 분석과 설비의 성능을 유지하면서 계획예방 정지일수를 줄일 수 있는 신기술과 보전 체제를 확립해야만 한다.

3. 결론

신형경수로 1400은 방사능 누출에 의한 인간 및 자연환경의 치명적인 손상을 극도로 최소화하기 위해 신기술을 가미한 첨단 자동시스템이다. 주목할 만한 점은 디지털 제어방식에 의한 인간-기계 정보시스템(MMIS: Man-Machine Interface System)을 채택하고 있다. 따라서 운영적인 면에서 볼 때 설비 및 제어기능이 매우 복잡하고 정교하기 때문에 인적에러는 그만큼 증가하게 되어 이에 대한 세밀한 분석을 요구하게 된다.

그러므로 본 연구의 실행으로 기대되는 효과는 다음과 같다.

첫째, 신형경수로 1400에서 잠재위험이 내재되어있는 5가지 정성적 요인 즉, 인적 요인, 정보제어 요인, 안전성 요인, 품질 요인, 방사선 안전관리 요인, 그리고 보전 요인으로 점수 산정에 의한 정규화 모형을 통하여 합리적이고 구체적으로 체계적인 평가를 할 수 있는 통합적인 신뢰성 평가 모형을 개발하였으며, 특히 MMIS에서 발생할 수 있는 인적오류, 정보 제어기능에 대한 세밀한 분석을 수행하였다.

둘째, 본 연구의 통합적인 신뢰성 평가 모형은 실제 현장에서 매우 쉽고 간단하게 신뢰성 평가 지표로 적용 할 수 있다.

마지막으로 추후에 연구과제로는 방사선 안전관리와 보전관리에 대한 보다 더 세밀한 분석이 요구된다.

4. 참고문헌

- [1] 강영식의 4인, 시스템안전공학(개정판), 태성, pp. 10-248, 2000.
- [2] 강영식의 5인, 인간공학, 신광, pp. 38-130, 2001.
- [3] 강영식의 2인, 신뢰성공학, 동화기술, pp. 1-186, 2002.
- [4] 강영식, “원자력발전소에서 정성적 요인을 고려한 신뢰성 평가”, 한국산업경영시스템학회지, 23(54). pp. 167-177, 2000.
- [5] 과학기술부, “원전 특별안전점검 결과”, 과학기술부 공보실, 2002.
- [6] 정원대의 2인, “원자력발전소 오류분석을 위한 직무분석 방법의 개발 및 직무유형 분류”, 한국산업안전학회지, 16(4), pp. 168-174, 2001.
- [7] Bird, F., Management Guide to Loss Control, Institute Press, Atlanta, 1974.
- [8] B., Kaufer and J. A., Murphy, “OECD nuclear energy agency activities in risk assesment”, Safety and Reliability(Rotterdam), vol. 2, pp. 1493-1498, 1999.
- [9] B. H., Kantowitz, “Selecting Measures for Human Factors Research”, The Human Factors Society, Vol. 34, No. 4, pp. 387-398, 1992.
- [10] Rasmussen, N., and Levine S., “An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plant”, WASH-1400(Nureg-74/014), Washingtons : US Regulatory Commission, 1975. 10.
- [11] USNRC, “PRA Procedures Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-2300, 1-2, 1983. 1.