

An Analysis Procedure of Post-Accident Human Error Dependency for Standard Human Reliability Analysis Method

Daeil Kang, Kwangseob Jeong, and Wondea Jung

Korea Atomic Energy Research Institute, P.O. Box 105, Yuseong-Gu, Daejeon, 305-600, Korea,
dikang@kaeri.re.kr

1. 서론

국내 원전의 확률론적 안전성 평가(PSA)에서 사용될 표준 인간신뢰도분석(Human Reliability Analysis: HRA) 방법의 개발[1] 일환으로 사고후 인적오류에 대한 종속성 평가 방법을 개발하였다. 개발된 종속성 평가 방법은 표준 HRA 방법에서 사고후 인적오류 평가시 고려한 수행특성인자(performance shaping factor: PSF)[2]와 기존 HRA 관련 보고서[3~8], ASME PRA Standard[9]와 NUREG-1792[10]을 참고하여 개발하였다.

2. 방법과 결과

이 절에서는 표준 HRA 방법[1,2], ASME PRA Standard[9]와 NUREG-1792[10]의 인간행위 종속성 관련 사항, 개발된 인간행위 종속성 평가 절차와 방법을 기술하였다.

2.1 표준 인간신뢰도분석 방법

국내 원전 PSA 관련 기관의 HRA 전문가들은 HRA 수행시 분석자의 주관성 개입으로 나타나는 문제를 인식하여 국내 원전의 PSA에 사용될 표준 HRA 절차와 방법을 전문가회의를 통해 개발하기로 하였다[1]. 개발된 표준 HRA에서는 사고후 인적오류를 크게 진단오류와 수행오류로 나누어 다음과 같이 정량화한다[2]:

- 진단오류 확률 = 기본 진단오류확률 (진단여유시간)*보정 인자 (factors)
- 수행오류확률 = $\sum [\text{Pr}(\text{단위작업오류}) * \text{Pr}(\text{복구실패})]$

진단오류 확률 평가에서 보정인자 계산에 고려하는 PSF들은 주 관심작업, 인간기계연계(MMI)/경보, 절차서 수준, 교육/훈련, 의사결정 부담감이다. 수행오류에서 단위 작업 오류 확률은 작업 유형과 작업 수행 시 작업자가 받는 스트레스 수준에 의해 결정된다고 가정한다. 작업유형은 다시 작업복잡도, 절차서, 교육/훈련, 동시작업 유무에 의해 결정되고, 스트레스 수준은 작업의 시간긴급성, 상황심각성, 작업위험성 등에 의해 결정된다.

2.2 ASME PRA Standard와 NUREG-1792

PSA의 기술수준과 품질 향상을 위한 지침서인 ASME PRA standard[9]에서 언급한 사고후 인적오류 종속성과 직접적으로 관련된 사항은 이전 표준원전에 대한 PSA의 HRA 등급평가[11]에서 1등급이나 1등급 미만으로 평가[12]된 부분으로 다음과 같다:

- G7: 동일 사고경위나 단절집합에 있는 다수의 인적행위에 대하여 종속성 정도를 평가한다.
- G8: 하나의 단절집합에 존재하는 다수의 인적오류에 대한 결합 확률을 위해 사용하는 최소 확률 값을 정의하고 정당화(justify)한다.
- H3: 회복행위에 대한 인간실패사건과 회복행위가 적용되는 사고경위나 단절집합에 있는 다른 인간실패사건 사이의 종속성을 처리한다.

NUREG-1792[10]는 PSA의 품질 현안을 다루고 RG 1.200[13]의 실행을 지원하는 HRA의 “좋은 실행(good practices)”를 설정하기 위해 미국의 NRC가 발간한 보고서이다. 동 보고서에서 사고후 인적오류 종속성 평가와 관련해 언급한 사항은 다음과 같다:

- 사고후 인적오류 정량화 GP6: 사고후 인적오류사이의 종속성 설명
 - ◆ 종속성 평가시 고려사항- 동일 또는 유사(운전원, 시간대, 단서, 절차서 단계 등)
 - ◆ 인간실패 사건에 대한 동일 사고경위/단절집합내에서의 전체 결합확률은 10^{-5} 미만
- 회복행위 GP2: 회복행위와 다른행위와의 종속성

2.3 사고 후 인적오류 종속성 평가 절차와 규칙

앞에서 언급한 참고문헌[2, 9, 10]과 HRA 관련 참고문헌[3~8]을 토대로 사고후 인적오류 종속성 평가 절차를 개발하였다.

2.3.1 인적오류 종속성 평가 절차

다음은 종속성 평가 절차 및 방법의 주된 사항이다:

- 인적오류 종속성 파악: 모든 인적오류에 보수적인 값(0.5, 0.1 등)을 이용해 평가한다.

- 종속성 정량화는 THERP[4]의 종속성 평가 수식인 표 20-17을 사용한다.
- 사고경위 전체 인적오류 평가 결과는 1.0E-5보다 작을 수 없다[10].
- 다음과 같이 단계별로 인간행위 종속성을 평가한다:
 - ◆ 단계 1: 유사 또는 동일 단서(cue)일 경우, 완전 종속 가정, 다른 단서일 경우, 고 종속 가정한다,
 - ◆ 단계 2: 평가결과가 보수적이면 그림 1의 진단오류 결정수목을 이용하여 평가한다
 - ◆ 단계 3: 단계 2에서의 평가결과가 보수적이면 진단오류와 수행오류를 분리하여 평가한다. 수행오류 사이 종속성은 그림 2의 결정수목을 이용하여 평가한다.

2.3.2 진단오류와 수행오류사이 종속성 평가 규칙

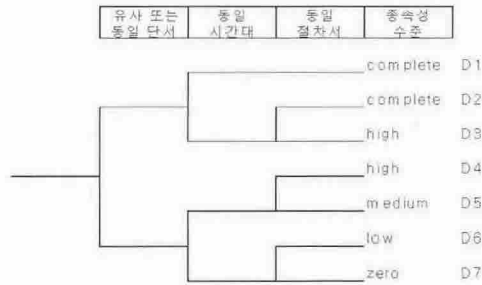


그림 1. 진단오류 종속성 평가를 위한 사건수목

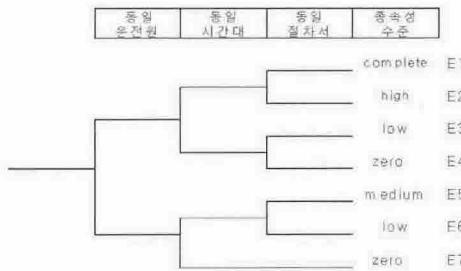


그림 2. 수행오류 종속성 평가를 위한 사건수목

3. 결론

개발된 종속성 평가 방법을 기존에 수행된 HRA에 적용한 결과 타당한 결과를 얻게되었다. 본 연구에서 개발된 방법론을 이용하여 사고후 인적오류 종속성 평가를 수행하면 ASME PRA Standard와 NUREG-1792를 만족하게 되어 PSA에서의 HRA 품질과 기술수준 향상이 기대된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다. 표준 HRA 개발 전문가회의에 많은 노력을 기울인 한국전력기술 주식회사의 '김명로' 님과 '박성규' 님께 감사드립니다.

REFERENCES

- [1]. Dae-II Kang et al., "Standardization of HRA Procedure for PSA of Korean ", Nuclear Power Plants", IEA2003, Seoul, Korea, 2003
- [2]. 정원대 외, "표준 인간신뢰도분석 방법", 미발간보고서
- [3]. A.D.Swain, "Accident Sequence Evaluation Program HRA Procedure", NUREG/CR-4772, S.N.L, Feb. 1987
- [4]. A.D.Swain and H.E.Guttman, "Handbook of HRA with Emphasis on NPP Applications", NUREG/CR-1278, S.N.L, Aug. 1983
- [5]. David Gertman et al., "SPAR-H Method", NUREG/CR-XXXX, INEEL/EXT-02-10307, NRC, Nov. 200002
- [6]. Mak Cimock and Peter Szetu, "An Approach to Assessing the Impact of Human Error dependency on Plant Risk for the Palisade Nuclear Power Plant PSA", PSA 2002, Detroit, MI, USA
- [7]. "Human Reliability Analysis(HRA) Guidance Document", Pilgrim Nuclear Power Station
- [8] Jan Grobbelaar and Jeff Julius, " HRA Dependencies", Seminar material for HRA Training Course, Scientech, Aug. 2002
- [9]. ASME, "Standard for PRA for NPP Applications", Rev. 15, 2003
- [10]. A. Kolaczowski et al., "Good Practices for Implementing Human Reliability Analysis (HRA)", NUREG-1792, Draft, NRC, July 2004
- [11]. KEPSCO, "Final PSA Report for Ulchin Units 3 & 4", 1997
- [12]. Joon-Eon Yang et al., "Review of UCN 3,4 PSA Model based on ASME PRA Standard", KAERI/TR-2509/2003(in Korean), KAERI, 2003
- [13]. NRC, "An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities", Draft Regulatory Guide 1.200, Feb. 2004