

울진 3,4 호기 초기사건 빈도 보완 연구

A Study of Updating Initiating Events Frequencies of UCN 3,4

김길유, 박진희, 강대일

한국원자력연구소

150

1. 서론

최근에 국내외적으로 위험도 정보 활용 원전 규제 및 응용이 활발해짐에 따라, 확률론적안전성평가(PSA) 모델의 정확성이 요구되어 지고 있다. 이에 따라, 울진 3,4 호기의 PSA[1]의 초기사건에 대해 최신의 국내외 원전 자료를 반영하고, 미비한 점을 찾아 개선하고 있는데, 본 논문은 그 중 초기사건 빈도 재계산 결과를 기술하였다. 참고문헌[2]에서는 증기발생기 세관 파단 사고, 저압경계부 냉각재 상실 사고 (ISLOCA), 대형 이차측 파단 사고의 발생 빈도에 대해 기술한 바 있다.

2. 방법과 결과

새로 계산한 울진 3,4 호기 초기사건빈도는 표 1 에 정리되었다. 다음은 주요 초기사건을 도출한 방법을 기술하였다.

2.1 NUREG/CR-5750 활용

운전이력을 기초로 초기사건빈도를 구할 경우, 최근에 발표되어 미국의 많은 원전들이 이용하는 NUREG/CR-5750[3]의 초기사건 빈도를 기본으로 이용하였다. 이때, 울진 3,4 호기와 NUREG/CR-5750 의 초기사건의 분류기준을 맞추었다.

NUREG/CR-5750 에서는 발생빈도가 감소추세가 있는 경우는 낮은 값을 사용하는데, 우리나라는 신규원전이 많고, 운전이력이 많지 않아 아직은 추이를 반영하기 어렵다.

울진 3 호기나 4 호기는 운전 년수가 아직 적어, NUREG/CR-5750 의 초기사건 빈도를 사전 분포로 하고 국내 원전(노형이 현저히 다른 월성 원전 이력자료를 제외) 전체 이력 자료를 증거자료로 반영한 Bayesian update 를 적용하였다.

Bayesian update 정확성을 위해, NUREG/CR-5750 에서 Lognormal 이나 감마분포로 구한 초기사건은 울진 3,4 호기에서도 Lognormal 이나 감마분포로 Bayesian update 하였다.

NUREG/CR-5750 에서는 Functional Impact 그룹에 속한 초기사건들과 Initial Plant Fault 에 속한 초기사건들로 구분하여 두가지 빈도를 구하였다. 예를 들어, 한 Total Loss of Feedwater flow가 plant transient 를 야기하여, 원자로 정지와 turbine 정지, 그리고 loss of offsite power 를 초래하였다면, functional Impact 에 loss of offsite power 와 Loss of Feedwater flow 를 기록하나, Initial Plant Fault 에는 첫 사건인 Loss of Feedwater flow 만을 기록한다. 울진 3,4 호기 초기사건빈도 계산시에 이 Initial Plant Fault 값을 사전분포값으로 사용하였다.

고장수목으로 초기사건 빈도를 계산하는 경우는 초기사건 발생이력으로 Bayesian update 를 할 수 없고, 고장수목에 있는 기본사상들의 고장율을 Bayesian update 하여야 한다.

2.2 ISLOCA 빈도

NUREG/CR-5750 에서 참조한 참고문헌[4]의 방법을 검토하였다. 참고문헌[4] 방법은 CE 원전을 대상으로 하였기 때문에 표준원전과 매우 유사한 기기배열을 가지고 있으며, 저압안전주입계통을 통한 ISLOCA 가 가장 일어나기 쉬운 경우로 분석되었다. 즉, 3 개월 주기의 IST 때, MOV 개방시 2 개의 역지밸브가 동시에 고장나 있을 때 발생한다. 표준원전의 경우는 동시에 3 개의 역지밸브가 고장나 있어야 하므로 참고문헌[4]의 ISLOCA 빈도보다는 훨씬 작으나, 보수적으로 3 개의 역지밸브가 동일한 것으로 가정하면, 저압안전주입계통에서 일어나는 ISLOCA 빈도의 평균값이 $2.15 \times 10^{-8} / \text{yr}$ 으로 계산되었다. 한편, 정지저출력계통을 통한 ISLOCA 빈도는 참고문헌[2]에서 계산한 바 있으나, 참고문헌[4]에서 사용한 MOV 의 내부적 파손빈도를 이용하여 재계산하면, ISLOCA 빈도는 $3.2 \times 10^{-8} / \text{yr}$ 로 계산되었다. 따라서, 총 ISLOCA 빈도는 $5.35 \times 10^{-8} / \text{yr}$ 이다.

2.3 LOCA 빈도

NUREG/CR-5750 에서 배관파열빈도 계산식을 이용하여 Large LOCA 빈도를 구하는 방법을 제시하였다. 이 방법을 사용하되 1998 년부터 2002 년까지의 국내 원전(월성원전 제외)의 운전년수 50.85 calendar yr. 중 사고가 없었던 것을 포함하여 재계산하였다. (재계산하여도 NUREG/CR-5750 에서 기계산한 값의 변화는 없음)

중형 LOCA 도 NUREG/CR-5750 에서 배관파열빈도 계산식을 이용하여 빈도를 구하였다. 한편, NUREG/CR-5750 에서 별도로 구분한 Stuck Open: 1 Safety/Relief Valve, Stuck Open: Pressurizer PORV, Stuck Open: 2 or More Safety/Relief Valves 초기사건들은 모두 올진 3,4 PSA 에서는 중형 LOCA 에 해당하므로 이들의 빈도를 중형 LOCA 초기사건 빈도에 반영하였다.

2.4 소외전원 상실 빈도

NUREG/CR-5750 의 자료를 사전분포로 이용하고, 135.24 cr.yr 동안의 8 회 발생한 이력을 이용하여 Bayesian update 하였다.

2.5 발전소 정전 빈도

발전소 정전 사고 빈도 계산을 위한 고장수목을 구성하였으며, 이를 근거로 초기사건 빈도를 계산하였다. 이전의 올진 3,4 호기 PSA 분석에서는 EDG 와 AAC 의 CCF 처리가 부정확하였다. 즉, EDG 4 대와 AAC 1 대의 CCF 를 고려하지 않고, EDG 2 대와 AAC 1 대와의 CCF 만 고려하였었는데, 이를 시정한 논문[5]을 참조하여 재계산하였다.

3. 결론

새로 계산한 표준원전의 초기사건 빈도가 이전 값에 비하여 늘어나기도 하고 (예, ISLOCA) 줄어들기도 하였는데 (예, 대형 LOCA), 전체적으로 CDF 에 미치는 영향은 추후 분석할 예정이다. NUREG/CR-5750 에만 있는 냉각재 펌프 밀봉파손 LOCA 와 120V AC 모선 상실 사고도 Bayesian update 하여 표준원전 초기사건으로 포함하였다.

표1. 새로운 표준 원전 초기사건 빈도

No.	초기사건	이전 값		새로운 값	
		평균값	EF	평균값	EF 또는 90% 신뢰도 구간
1	Large Loss of Coolant Accident	1.70E-4	5.0	5.0E-6	10
2	Medium Loss of Coolant Accident	1.70E-4	5.0	4.4E-3	3.0
3	Small Loss of Coolant Accident	3.00E-3	5.0	4.8E-4	3.0
4	Steam Generator Tube Rupture	4.50E-3	5.0	6.79E-3	3.0
5	Interfacing Systems LOCA	1.77E-9	132.0	5.35E-8	1,000
6	Reactor Vessel Rupture	2.66E-7	10.0	2.66E-7	10.0
7	Large Secondary Side Break	1.50E-3	5.0	1.0E-2	2.0
8	Loss of Main Feedwater	5.50E-1	4.3	0.084	0.066~0.1
9	Loss of Condenser Vacuum	2.30E-1	4.7	0.049	0.037~0.062
10	Loss of a CCW train	1.01E-1	1.3	1.01E-1	1.3
11	Loss of a 4.16KV AC bus	1.75E-3	3.3	0.024	0.016~0.033
12	Loss of a 125V DC bus	3.50E-3	2.4	1.7E-3	2.0E-4~4.5E-3
13	Loss of Off-site Power	6.15E-2	5.0	3.0E-2	2.1E-2~4.0E-2
14	Station Blackout	1.11E-6	11.6	1.49E-5	11.6
15	General Transients	3.40	2.4	0.945	1.1
16	Anticipated Transient Without Scram	2.24E-5	5.9	2.23E-5	5.9
17	Loss of a 120V AC bus	N/A	N/A	1.3E-2	7.6E-3~2.0E-2
18	RCP Seal LOCA	N/A	N/A	2.17E-3	5.0E-4~4.8E-3

참고문헌

[1] Final Level 1 Probabilistic Safety Assessment Report for Ulchin Nuclear Units 3 and 4 (rev. 1), Internal Event Analysis, KAERI, 1997
 [2] 김길유 외, " 올진 3,4 호기 주요 초기사건 보완 연구", 춘계원자력학회, 2004. 5
 [3] NRC, " Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987- 1995", NUREG/CR-5750 (INEEL/EXT-98-00401), Feb. 1999
 [4] D.I. Kelly, et. al., " Assessment of ISLOCA Risk-Methodology and Application to Combustion Engineering Plant", NUREG/CR-5745, EGG-2650, April, 1992.
 [5] Woo Sik Jung, et. al., " A new method to evaluate alternate AC power source effects in multi-unit nuclear power plants", Reliability Eng, and Safety System, vol. 82 (2003)