

알파모수 공통원인고장 평가 기법을 활용한 원자력발전소 안전성 평가

황석원[†]

Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants Using Alpha Factor Method for Common Cause Failure

Seok-Won Hwang[†]

(Received 28 May 2014, Revised 30 June 2014, Accepted 8 July 2014)

ABSTRACT

Based on the results of Probabilistic Safety Assessment(PSA) for a Nuclear Power Plant (NPP), Common Cause Failure(CCF) events have been recognized as one of the main contributors to the risk. Also, the CCF data and estimation method used in domestic PSA models have been pointed out as an issue with respect to the quality. The existing method of MGL and non-staggered testing even widely used were considered conservative in estimating the safety and had a limited capability in uncertainty analyses. Therefore, this paper presents the CCF estimation using a new generic data source and Alpha factor method. The analyses showed that Alpha factor and staggered method are effective in estimating the CCF contribution and risk insights of reference plant. This method will be a common bases for the optimization of new design for the construction plants as well as for the updating of safety assessment on the operating nuclear power plants.

Key Words : CCF, PSA, CDF, Importance Measure, MGL, Alpha factor, Staggered, Non-staggered,

1. 서론

1979년에 발생한 미국의 TMI(Three Mile Island) 원자력발전소(이하 원전) 사고 이후 확률론적안전성 평가(PSA: Probabilistic Safety Assessment)의 유효성이 인식되어 세계적으로 원전의 종합적인 안전성 평가 방법인 PSA가 수행되었다.

국내에서는 원자력안전위원회에서 2001년 8월 원전 중대사고정책을 공표하여 가동중인 모든 원전에 대해서 1단계 및 2단계 PSA 수행을 규제요건으로 정하였으며, 현재 가동 중인 모든 원전에 대해 PSA 수행이 완료되었으며, 건설원전의 경우 건설 인허가

요건에 따라 각 프로젝트별로 분석을 수행하였다. 한편, 국내 PSA 모델의 품질확보를 위해, 고리 3,4호기, 신고리 1,2호기 등의 PSA 모델에 대해 전문가 독립검토(Peer Review)를 수행하였고, 설계변경사항 반영, 최신 데이터 개정 등의 PSA 모델 품질 확보를 위한 노력을 하고 있다. PSA 품질확보는 향후 PSA 법제화 대비, Living PSA, 리스크정보활용(RIA) 활성화를 위한 기본 전제이며, 이를 위해 ASME PRA Standard를 기반으로 Peer Review를 통하여 PSA 품질을 확보하여야 한다.

공통원인고장(CCF: Common Cause Failure), 인간 신뢰도분석(HRA: Human Reliability Analysis) 분야는 PSA 결과에 미치는 영향이 크고 분석 방법이나 데이터에 대한 불확실성 문제와 관련하여 주요 현안으로 지적되고 있다. 하지만, 국내에서는 CCF 데이

[†] 책임저자, 회원, 한국수력원자력 중앙연구원
E-mail: swhwang@khnpp.co.kr
TEL: FAX:

터 수집 및 분석 기반이 마련되어 있지 않고, 발전소마다 이용하고 있는 CCF 모수 데이터원도 상이하며 최초 PSA 수행시 적용된 MGL(Multiple Greek Letter) 방법을 그대로 사용하고 있다. 따라서 본 논문에서는 CCF 관련 PSA 모델 품질 향상을 위해 최신 데이터를 활용하고, 관련 기기의 시험 및 정비특성을 고려하여 CCF를 평가하고, 그 결과를 참조원전의 PSA 모델에 반영하여 리스크 영향을 분석하고 기존 MGL 방법론에 의한 값과의 비교를 위한 민감도분석 결과를 제시하였다.

2. CCF평가 방법론

2.1 고장수목에서의 CCF 고려 방법

공통원인고장이란 공유된 원인에 의해 2개 이상의 기기가 동시 또는 짧은 시간 내에 발생하는 고장 사건으로 정의된다.²⁾ 여기서 짧은 시간이란 대상 기기의 2주기 시험 내에서 최대 핵연료 재장전까지로 정의되고 있으며, 대개 2주기 시험 내에 발생하는 고장을 CCF로 분류한다.

CCF는 계통의 이용불능을 평가하는 논리수목에서 고려되며, 3개의 다중 기기로 구성된 계통의 경우 기기 A의 고장은 Fig. 1과 같이 기기 A의 독립고장과 3개의 CCF(기기 A&B, A&C의 2중 공통 고장과 A&B&C의 3중 CCF)로 인해 유발된다.

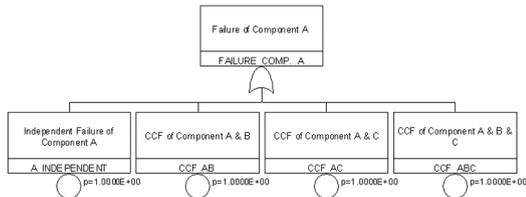


Fig. 1 Logical Fault Tree Considering CCF of Component A

2.2 공통원인고장 분석 방법

원전에는 신뢰도가 높은 기기들이 이용되고 있어 기기 고장이력이 적고 특히, 공통원인고장은 매우 드문 사건(Rare Event)으로 CCF 분석을 위해서는 타 발전소의 여러 데이터원을 이용하여 통계적 기법을 통해 데이터를 생산해야 한다. 미국의 원자력규제기관(NRC)은 1987년 특정 모수추정 방법을 이용한 공통원인고장 분석 방법을 NUREG/CR-4780(1998년에 NUREG/CR-54853)로 개정됨)에 제시하였고, 현재까

지 미국을 비롯한 전세계 원전 PSA 모델에서 CCF 평가 관련 기본 참조문서로 활용되고 있다.

CCF 분석 방법으로는 기본모수, 베타모수, 다중모수(MGL), 알파모수 추정방법 및 이항고장률 추정방법이 있으나, 국내 PSA 모델에서는 MGL 방법만 적용되고 있다. 일반 데이터원에서 제공되는 MGL 모수는 평균값이 아닌 MLE(Maximum Likelihood Estimation) 값이며 데이터원에 대한 분포 정보도 제공되지 않고 있다. 반면 알파모수에 대해서는 분포정보와 함께 평균값이 제공되고 있어 불확실성 분석이 가능하다. 또한, 국제적으로 CCF 데이터 상세 분석을 통한 품질 확보를 위해 불확실성 분석, 영향인자(Impact Vector) 추정의 편의성 등으로 알파모수 방법이 일반적으로 널리 적용되는 추세에 있다.

2.3 시험 특성에 따른 CCF 영향

k개의 기기가 CCF로 인해 동시에 발생하는 고장 확률(Qk)은 CCF 대상 기기집단에서 k개의 기기가 작동요구시 동시에 고장 나는 사건의 확률이며, 아래와 같이 표현된다.

$$Q_k = \frac{k\text{-중 공통원인고장 그룹의 고장수}}{k\text{-중 공통원인고장 그룹의 시험수}} = \frac{n_k}{N_k}$$

기기 시험방식에는 순차(Staggered) 시험과 비순차(Non-staggered) 시험이 있는데, k-중 CCF 그룹의 시험수(Nk)는 시험방식에 따라 달라지므로 CCF 평가시 대상 기기의 시험 특성을 고려해야 한다. CCF 대상 기기가 3개인 계통의 경우, 계통의 시험수(ND)가 3번이라고 가정했을 때 비순차 시험은 Fig. 2와 같이 수행되고 순차시험은 Fig. 3과 같이 수행된다.

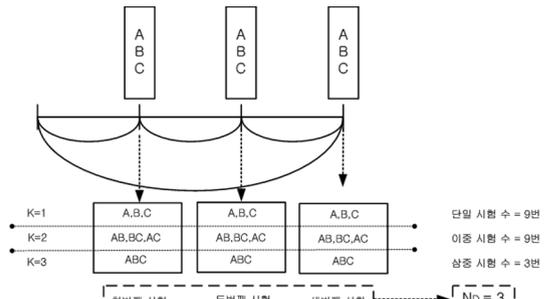


Fig. 2 The number of testing in case of Non-staggered Test

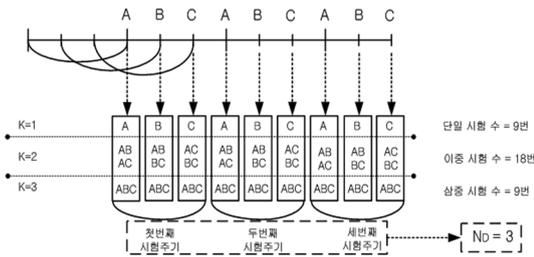


Fig. 3 The number of testing in case of Staggered Test

Fig. 2에서와 같이 비순차 시험을 수행할 경우, 2중 CCF 그룹의 시험수는 9회이고, 3중 시험수는 3회이다. 반면 순차 시험을 수행하면, 2중 CCF 그룹의 시험수는 18회로 비순차 시험에 비해 2배 증가하고, 3중 시험수는 9회로 3배 증가한다. 즉, 순차 시험을 수행할 경우, k중 시험수인 Nk가 k배 증가하여 비순차 시험을 수행할 때에 비해 k중 CCF로 인한 고장률 Qk는 k배 감소하게 된다.

$$Q_k^{(Staggered)} = \frac{1}{k} \cdot Q_k^{(Non-staggered)}$$

CCF 모수추정 방법에 따라 시험 특성도 다르게 고려되는데, 베타모수 방법, MGL 방법 등의 모수는 Qk에 대한 비율로 정의되어 모수 추정 단계에서 시험특성이 고려되어 모수가 달라진다.³⁾ CCF는 여러 타 발전소의 다양한 데이터원으로부터 추정이 되는데, 이때 시험방식 등에 대한 정보가 없는 경우가 많아 모수추정 방법에 논란이 있을 수 있다. 반면에 알파모수는 전체 CCF 그룹의 고장수에 대한 k중 고장수(nk)의 비율로 정의되어 시험방식에 영향을 받지 않고 일정하며, 시험방식에 따른 영향은 Qk를 평가할 때 고려된다.

2.4 국내 참조원전의 CCF 현황

참조원전의 PSA 모델에서는 CCF 평가를 위해 MGL 방법이 사용되었으며, 1970년대의 미국 경험 자료(EPRI-NP-39674, NUREG/CR-13635))를 원자료원(Raw Data)로 활용하고, 모든 CCF 대상 기기가 비순차 시험을 한다고 가정하여 MGL 모수를 평가하였다. 그러나 1970년대의 미국 경험 데이터는 상대적으로 최근에 건설, 운전되고 있는 국내 원전의 특성을 제대로 평가할 수 없고, 정보의 부족으로 인한 시험방식의 가정도 원전의 리스크에 큰 영향을 미치는 CCF를 지나치게 보수적으로 평가할 수 있어 PSA

모델의 품질을 저하시키는 것으로 평가되었다. 실제로 국내에서 PSA 모델 품질 확인 및 향상을 위해 수행된 독립검토(Peer Review) 결과, CCF 모수추정 방법, 최신 데이터 사용, 시험방식에 따른 평가 등이 개선 항목으로 도출된 바 있다.

따라서, CCF 관련 PSA 모델의 품질향상을 위해 최신 CCF 일반데이터원인 NRC의 NUREG/CR-54976)을 분석하여 알파모수 방법을 적용하고, 참조원전의 CCF 대상 기기 시험특성을 검토하여 시험방식이 고려된 CCF 분석을 수행하였고, 이에 따른 리스크 영향 평가를 수행하였다.

3. 안전성평가 결과

3.1 참조원전 PSA 모델의 CCF 평가

2.1장에서 언급한 바와 같이 CCF로 인한 리스크 영향은 PSA 모델의 고장수목에 고려되어 평가된다. 참조원전의 PSA 모델을 검토한 결과 약 350여 개의 CCF 사건이 모델링 되어 있으며, CCF 사건의 고장률 Qk는 CCF 관련 기기의 독립 고장률에 CCF Multiplier가 곱해져 평가되었다. CCF Multiplier는 모수추정 방법에 따라 NUREG/CR-5485에서 정의된 식에 근거하여 평가되었다.

국내 원전 PSA 모델 및 신뢰도데이터 분석 체계와 일관성을 유지하고 최신 CCF 기술을 반영할 수 있는 일반 데이터원을 검토한 결과, NUREG/CR-5497 2007년 버전이 가장 적합한 것으로 평가되어 CCF 평가를 위한 일반 데이터원으로 채택하였다. NUREG/CR-5497에서 제공하는 CCF 대상 기기별 알파모수를 참조원전의 기기그룹 크기, 고장모드 등에 적합하도록 데이터화 하였으며, 대상 기기의 시험 방식을 조사하여 다음의 식3)에 따라 CCF Multiplier를 평가하였다.

$$\text{Staggered Test} : \frac{\alpha_k}{m-1 C_{k-1}}$$

$$\text{Non-staggered Test} : \frac{k}{m-1 C_{k-1}} \cdot \frac{\alpha_k}{\alpha_t}$$

단, $\alpha_t = \sum_{k=1}^m [k \cdot \alpha_k]$

Table 1은 참조원전의 CCF 대상 기기중 기기그룹(CCCG: Common Cause Component Group) 크기가 2인 기기에 대해 시험방식 및 고장모드에 따른 CCF

Multiplier 평가결과를 나타낸다. 이것은 해당 기기의 독립 고장률에 곱해져서 CCF로 인한 기기고장률로 평가되어 최종적으로 PSA 모델에 반영된다.

Table 2는 참조원전의 시험방식, PSA 모델의 기존 CCF Multiplier와 알파모수를 이용하여 평가한 결과를 나타낸다. CCF Multiplier라 함은 CCF 모수와 해당

기기의 고장모드에 따른 고장모드의 곱을 말한다. 또한 계산된 New Multiplier는 기존의 MGL 모수만을 적용한 것에 비해, Alpha Factor 모수 적용 및 Staggered, Non-Staggered Test Scheme을 반영하여 계산한 결과이다. CCCG가 2인 경우의 체크밸브, 보조급수계통(AFW)의 모터구동펌프(MDP), 비상디젤발전기(EDG)에 대한 일부 CCF Multiplier가 높게 평가되었고, 이를 제외한 대부분의 CCF Multiplier는 상대적으로 낮게 평가되었다. 이중 EDG에 대한 기동고장에서 CCCG 크기 2/3는 대체교류디젤발전기를 포함한 3개의 디젤발전기중 2개의 발전기가 기동실패 하는 것을 의미하고, 3/3은 3대 모두의 기동실패를 의미한다.

Table 1 CCF multipliers estimated using Alpha factor

Component	Failure Mode	Test Scheme	CCF Multiplier	Alpha 1	Alpha 2
Check Valve	FTO	Non-St.	2.72E-02	9.86E-01	1.38E-02
		Staggered	1.38E-02		
Motor Oper. Valve	FTO	Non-St.	4.46E-02	9.77E-01	2.28E-02
		Staggered	2.28E-02		
	FTC	Non-St.	1.51E-02	9.92E-01	7.59E-03
		Staggered	7.59E-03		
Motor Driven Pump	FTR	Non-St.	4.02E-02	9.80E-01	2.05E-02
		Staggered	2.05E-02		
	FTS	Non-St.	6.63E-02	9.66E-01	3.43E-02
		Staggered	3.43E-02		
General Data	Demand Failure	Non-St.	6.80E-02	9.65E-01	3.52E-02
		Staggered	3.52E-02		
	Running Failure	Non-St.	5.41E-02	9.72E-01	2.78E-02
		Staggered	2.78E-02		

* FTO : Fail to Open * FTC : Fail to Close
 * FTR : Fail to Run * FTS : Fail to Start

3.2 알파모수를 적용한 원전 안전성평가

3.1장에서 언급한 바와 같이 최신 일반데이터원과 알파모수 기법을 이용하여 평가한 CCF Multiplier를 참조원전의 PSA 모델에 적용하고 노심손상빈도(CDF: Core Damage Frequency)를 재평가하였다. PSA에서 CDF를 결정하는 여러 요소기술 중에서 CCF 모수만을 고려하여 평가한 결과, 참조원전의 CDF는 6.93E-06/년에서 4.41E-06/년으로 36.4% 감소하였다. 즉, 원전의 리스크 결과가 30% 이상 향상된 것으로 평가되었다. 또한, 최신 데이터원과 알파모수 기법을 이용하여 평가된 CCF Multiplier로 인한 리스크 영향을 평가하기 위해 CCF로 인한 기기고장 사건의 중요도 평가를 수행하였다.

Table 2 Comparison of CCF multipliers

Component	Failure Mode	CCCG Size	Existing CCF Multiplier	New CCF Multiplier	Increase Rate
Check Valve	FTO	2/2	1.04E-02	2.72E-02	61.8%
		4/4	8.40E-03	5.52E-03	-52.0%
Motor Oper. Valve	FTO	2/2	7.35E-02	4.46E-02	-64.9%
		4/4	6.93E-02	1.04E-02	-565.0%
Air Oper. Valve	FTO	2/2	6.55E-02	4.29E-02	-52.8%
AFW MDP	FTR	2/2	3.01E-03	7.34E-03	59.1%
	FTS		9.17E-02	5.50E-02	-66.7%
General MDP	FTR	2/2	4.72E-02	2.05E-02	-130.2%
	FTS		1.20E-01	3.43E-02	-249.9%
EDG	FTS	2/3	1.66E-05	2.95E-03	99.4%
		3/3	5.89E-03	2.23E-03	-164.5%

Fussel-Vessely(FV) 중요도 척도를 기준으로 중요도 평가를 수행하였는데, FV 중요도란 해당 기기의 고장사건이 전체 CDF에서 차지하고 있는 비율을 의미한다. 기존 PSA 모델의 중요도 평가 결과, 총 637개의 기본사건이 CDF에 영향을 주는 것으로 평가되었고, 이중 144개의 기본사건이 CCF 관련 사건이었다. 그리고 27개의 CCF 사건이 FV 중요도 상위 100위 내에 포함되는 것으로 평가되었으며, 상위 50위 내에는 총 12개의 CCF 관련 사건이 포함된 것으로 평가되었고 이것을 Table 3에 나타내었다. 신규 데이터원 및 알파모수 기법을 적용한 PSA 모델의 중요도 평가 결과, 총 599개의 기본사건 중 130개의 CCF 관련 사건이 CDF에 영향을 미치는 것으로 평가되었고, 상위 100위와 50위 내에는 각각 17개와 6개의 CCF 관련 사건이 포함되는 것으로 평가되었다. Table 4는 상위 50위 내에 포함하는 6개(12개→6개)의 CCF 관련 사건을 나타내었다.

Table 3 Importance assessment for CCF events using the existing PSA model

No.	CCF Basic events	Failure rate(CCF)	FV Importance
3	CCF of SI MOVs (2/2)	2.94E-04	1.42E-01
11	CCF of AFW TDPs (2/2)	1.20E-03	7.31E-02
26	CCF of ECW MOVs (4/4)	2.77E-04	3.24E-02
27	CCF of AFW CVs 1 (4/4)	1.68E-06	3.21E-02
29	CCF of AFW CVs 2 (4/4)	1.68E-06	3.18E-02
30	CCF of AFW CVs 3 (4/4)	1.68E-06	3.18E-02
32	CCF of SI MOVs (4/4)	2.40E-04	3.03E-02
37	CCF of DGs (3/3)	2.84E-03	2.69E-02
45	CCF of Inverters (2/2)	4.80E-05	1.78E-02
46	CCF of CCW MOVs (2/2)	2.94E-04	1.59E-02
47	CCF of SI MDPs 1 (2/2)	8.90E-05	1.56E-02
50	CCF of SI MDPs 2 (2/2)	8.52E-05	1.49E-02

- * SI : Safety Injection system
- * AFW : Aux. FeedWater system
- * ECW : Essential Chilled Water system
- * CCW : Component Cooling Water system

Table 4 Importance assessment for CCF events using the new PSA model

No.	CCF Basic events	Failure rate(CCF)	FV Importance
2	CCF of SI MOVs (2/2)	1.78E-04	1.35E-01
28	CCF of AFW CVs 1 (4/4)	1.10E-06	3.29E-02
29	CCF of AFW CVs 2 (4/4)	1.10E-06	3.26E-02
30	CCF of AFW CVs 3 (4/4)	1.10E-06	3.26E-02
41	CCF of SI MDPs (2/2)	7.14E-05	1.95E-02
45	CCF of CCW MOVs (2/2)	1.78E-04	1.50E-02

4. 결론

본 논문에서는 PSA 결과에 미치는 영향이 크나 분석 방법이나 데이터원에 대한 불확실성 문제와 관련하여 주요 현안으로 지적되고 있는 CCF의 품질 향상을 위해 국내 PSA 모델에 적용 가능한 최신 데이터원인 NUREG/CR-5497 2007년 버전을 기반으로 불확실성 분석 등의 편의성으로 인해 최근 세계적으로

선호되고 있는 알파모수 추정방법을 적용하여 CCF를 평가하였다. 또한, CCF로 인한 원전의 안전성을 정확히 평가하기 위해 관련 기기의 시험특성을 조사하여 시험방식에 따른 영향을 평가하였다. 평가 결과, 체크밸브의 2중 CCF, 보조급수계통 모터구동 펌프의 2중 CCF 등 일부 CCF를 제외하고는 대부분의 CCF 관련 고장률이 기존 PSA 모델의 CCF 결과에 비해 낮게 평가되었다. 신규 데이터원 및 알파모수 추정방법을 적용하여 평가된 결과가 원전 안전성에 미치는 영향을 평가하기 위해 참조원전의 PSA 모델에 적용하여 노심손상빈도를 평가하였다. 그 결과, 원전의 안전성이 30% 이상 개선된 것으로 평가되었으며, 안전성에 미치는 영향이 큰 주요 기본사건에서도 CCF 관련 기본사건의 중요도가 낮아진 것으로 평가되었다. 최신 데이터원의 적용과 시험방식을 고려한 평가, 그리고 불확실성 분석이 용이한 알파모수 추정방법의 적용은 CCF 관련 PSA 모델의 품질을 향상시킬 수 있는 것으로 판단되며, 본 논문의 평가 방법 및 결과를 기반으로 CCF 평가 관련 표준화 방안을 마련하여 참조원전 이외의 국내 가동중 원전의 PSA 모델에도 적용해야 할 것으로 판단된다.

참고문헌

1. 박창규, 하재주, “확률론적 안전성 평가”, 브레인코리아, 2003
2. US NRC, “CCF Database and Analysis System”, NUREG/CR-6268
3. US NRC, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment”, NUREG/CR-5485, 1998
4. EPRI, “Classification and Analysis of Reactor Operating Experience Involving Dependent Events”, EPRI/NP-3967, 1985
5. US NRC, Data Summaries of Licensee Event Reports of Valves at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG/CR-1363, 1982
6. US NRC, “Common-Cause Failure Parameter Estimations”, NUREG/CR-5497, 2007