

모터구동 밸브 주기적 안전성 확인을 위한 중요도 분류

강대일[†] · 성태용 · 김길유

한국원자력연구소

(2002. 2. 28. 접수 / 2002. 5. 23. 채택)

Categorization of Motor Operated Valve Safety Significance for Its Periodic Safety Verification

Dae-il Kang[†] · Tae-young Sung · Kil-yoo Kim

Korea Atomic Energy Research Institute

(Received February 28, 2002 / Accepted May 23, 2002)

Abstract : Safety-related motor operated valve(MOV) safety significance for Ulchin Unit 3 was categorized. The safety evaluation of MOV of domestic nuclear power plants affects the generic data used for the quantification of MOV common cause failure(CCF) events in Ulchin Units 3&4 PSA. Therefore, in this paper, MGL(multiple greek letter) parameter β , used for the evaluation of MOV CCF probabilities in Ulchin Units 3&4 probabilistic safety assessment(PSA), was re-estimated and the MOV safety significance was categorized. The re-estimation results of MGL parameter show that the value of β is decreased by 30% compared with the current value used in Ulchin Unit 3&4 PSA. The categorization results of MOV safety significance using the changed value of MGL parameter(show that the number of HSSCs(high safety significant components) is decreased by 54.5% compared with those using the current value of it used in Ulchin Units 3&4 PSA.

Key Words : nuclear power plant, motor operated valve, probabilistic safety assessment, common cause failure, importance analysis

1. 서론

원전의 안전성 관련 모터구동밸브(motor operated valve : MOV)들은 원전의 가동중시험(In-Service Testing : IST) 요건을 규정하고 있는 ASME(American society of mechanical engineers) 코드 요건에 따라 시험되어 왔었지만, 안전계통의 실제 작동 요구 시 밸브들이 제대로 동작하지 않은 사건·사고가 많이 발생되었다^{1~3)}. ASME 코드 요건에 따른 원전의 안전성 관련 MOV 시험은, 계통의 설계조건(사고시의 높은 압력, 온도 등)보다는 낮은 대기압 상태에서 밸브의 열림이나 닫힘에 대한 동작시험을 수행하는 것이다. 원전의 이상상태 발생으로 안전계통 작동 요구시 발생했던 많은 안전 관련 밸브들의 고장 사건들은 ASME 코드 요건에 따른 시험에 의

해 확인이 안 되는 사건이나 사고였다. 이에 미국의 원자력 규제기관인 원자력 규제위원회(NRC)에서는 안전관련 MOV들의 신뢰성 및 안전성을 확보하기 위해 표 1의 GL 89-10³⁾, GL 95-07⁴⁾, GL 96-05⁵⁾ 등을 발표하여 원전의 사업자들로 하여금 안전관련 MOV들의 안전성과 신뢰성을 평가하도록 하였다.

국내의 과학기술부에서도 1997년 6월에 원전의 MOV 및 동력구동 게이트 밸브(power operated gate valve : POGV)에 대한 신뢰성 및 안전성을 확보하

Table 1. Generic Letters for the evaluation of safety and reliability for safety related MOVs

GL 종류	주된 내용
GL 89-10 ³⁾	안전관련 MOV에 대해 설계기준 사고 하의 설계조건 검토(전기적 요소포함) 및 시험실시, 발전소 전 운전기간동안 스위치 설정 값 선정/유지, 절차서 작성 등
GL 95-07 ⁴⁾	열적 고착과 압력 잠김에 민감한 POGV에 대해 작동성 평가
GL 96-05 ⁵⁾	GL 89-10에 대해 주기점검 프로그램 확립과 시행

[†]To whom correspondence should be addressed.
dikang@kaeri.re.kr

기 위한 규제 권고사항(원검 71233-205 : GL89-10 / GL95-07과 유사)을 발표하였다^{6,7)}. 국내 원전의 MOV에 대한 안전성 확인은 1999년부터 시작되어 2005년에 완료될 예정이다. 이후에는 국내에서도 MOV의 주기적 안전성 확인을 위해 미국의 GL 96-05와 유사한 규제 요건이 공표될 예정이다⁶⁾.

MOV의 주기적 안전성 확인은 확률론적 안전성 평가 (probabilistic safety assessment : PSA) 수행으로 얻어지는 MOV 중요도의 정량적인 순위화 정보와 MOV의 안전성 평가에서 얻어진 MOV 성능평가 정보를 이용하여 MOV가 원전의 안전성에 기여하는 정도에 따라 높은 안전성(high safety significant components : HSSCs) 기기와 낮은 안전성(low safety significant components : LSSCs) 기기로 분류한다.^{5,6,8,9,10)} 필요에 따라서는 3가지로 분류할 수도 있다. 분류된 MOV마다 별도의 안전성 확인 프로그램을 개발하여 발전소 운전기간 동안 반복적으로 계속 시행한다.^{5,6)}

기준에 발생했던 안전관련 MOV 고장 사건들 중에는, 동일 기능을 하거나 유사 유형의 MOV들 모두에 고장이 발생하는 공통원인고장(common cause failure : CCF) 사건들이 있다^{3,11)}. 이들 공통원인고장 사건의 원인(causes)들을 보면 인적오류 등에 의해 반복적으로 발생하는 것도 있으나 기기 공급자(vendor)가 제공하는 공학적인 데이터나(토크 또는 리미트 스위치 설정치, 모터 크기 등) 절차서 등이 잘못되어 발생된 사건들이 많았다^{3,11)}. 이러한 공통원인고장 사건들 중 일부는 GL 89-10³⁾에 따른 시험이나 국내의 MOV 안전성 확인 요건 7에 따라 안전성 평가를 시행하면 그 발생 가능성이 매우 희박하게 된다. 국내 표준 원전인 울진 3,4 호기 PSA¹²⁾에서는, MOV의 공통원인고장 평가에 MGL(Multiple Greek Letter) 방법을 사용하였는데, 평가시 사용되었던 경험 데이터에는 위에서 언급한 사건들과 유사한 원인으로 발생된 공통원인고장 사건들이 있다¹²⁾.

이에 본 논문에서는 울진 3호기의 MOV에 대해 안전성평가 시행으로 영향을 받는 MGL 모수(parameter)를 재추정하고, 원전의 안전성에 기여하는 정도에 따라 MOV를 분류하였다.

2절에서는 MGL 모수를 추정하는 방법과 PSA를 이용해 기기 중요도를 평가하는 방법을, 3절에서는 MOV의 안전성 평가에 대한 MGL 모수 추정 결과와 MOV 중요도 분류 결과를 기술하였다. 끝으로 4절에서는 결론을 기술하였다.

2. 방법론

이 절에서는 공통원인고장 확률 평가에 사용된 MGL 모수 추정 방법¹²⁻¹⁵⁾과 MOV 중요도 분류에 사용된 방법^{15,16)}을 기술하였다. 본 연구에 사용된 기기 중요도 분류 방법은 참고문헌^{15,16)}에 상세히 기술되어 있다.

2.1. MGL 모수 추정 방법

공통원인고장이란 공통된 원인(shared causes)으로 2개 이상의 기기가 동시에 또는 짧은 시간에 고장나는 의존적인 사건들의 집합이다. 공통원인고장이 발생하는 원인으로서는 인적, 환경, 설계, 절차서 등 여러 가지가 있다¹³⁾. 울진 3,4 PSA에서는 공통원인고장 확률 평가에 MGL 방법을 사용하였다.

크기 m인 공통 원인 기기 군에서 k(k=1, 2, ..., m)개의 특정 기기가 포함된 기본사건 확률을 $Q_k^{(m)}$ 라고 표시할 경우 $Q_k^{(m)}$ 은 아래의 (식 1)과 같이 표시되는데 MGL 모수는 여기서 $\theta_i(\theta_2 = \beta, \theta_3 = \lambda, \dots)$ 를 말한다^{12,13)}.

$$Q_k^{(m)} = \frac{1}{m-1 C_{k-1}} \prod_{i=1}^k \theta_i (1 - \theta_{k+1}) Q_i \quad (1)$$

이때 k=1, 2, ..., m
여기서,

$$\theta_i (i=1, 2, \dots, m+1) = (\theta_1 = 1, \theta_2 = \beta, \theta_3 = \lambda, \dots, \theta_{m+1} = 0)$$

Q_i : 한 개 기기의 전체 고장 확률로서 m개의 공통 원인 군에서 한 개의 기기에 대한 독립원인 고장사건과 공통원인고장 사건 전체에 대한 기기 고장 확률

m : 공통원인고장군 그룹 크기

(식1)에서 공통원인고장 경험 데이터를 토대로 한 MGL 모수 계산은 아래의 (식2)를 이용한다 :

$$\theta_i = \frac{\sum_{k=1}^m k \cdot n_{ki}}{\sum_{k=1}^m k \cdot n_k} \quad (2)$$

이 때 k=2, ..., m
여기서,

$\theta_i (i=1, 2, \dots, m+1)$ = MGL 모수

n_k : k개 기기가 포함된 고장 사건 수

(식2)에서 고장사건 수 n_k 를 계산하는 식은 다음과 같다 :

$$n_k = \sum_{i=1}^T P_k^{(i)} \text{ for } k=2, \dots, m \quad (3)$$

$$N_1 = \sum_{i=1}^T P_1^{(i)} + N_{IND} \quad (4)$$

여기서,

n_k : k 유사 기기 고장 관련 사건 수

$P_k^{(i)}$: 사건 i 영향 벡터의 P_k 요소

N_1 : 독립사건 총 수

n_{IND} : 순수 독립 사건 수

T : 데이터 베이스 경험사건 총 수

MGL 모수를 추정하는 과정은 먼저 수집된 경험 데이터에 있는 사건이 평가 대상 발전소에 적용 가능한지 평가를 한다. 두 번 째로 경험 데이터에 있는 계통 크기와 평가 대상 계통의 크기를 조절하여 영향 벡터(impact vector)를 구한다. 세 번 째로 (식 3)과 (식4)을 이용해 영향벡터를 합산해 고장 사건 수를 구하고 (식2)를 사용해 MGL 모수를 구한다 (12~14).

크기 m개로 이루어진 기기그룹에서 사건발생시 이 사건의 영향벡터는 $(P_0, P_1, \dots, P_j, \dots, P_m)$ 로 정의되며 m+1 요소를 갖는다. 여기에서, 각 P_j 는 공동원인고장 분석 전문가가 고장자료를 토대로 j개의 기기가 동시에 혹은 비슷한 시간에 고장날 가능성을 확률로 표시한 것이다. 경험데이터의 계통 크기와 평가 대상 계통의 크기가 같고, 적용 가능성에 대한 확률이 P_{ap} 일 경우, 평균 영향 벡터 [P]는 아래와 같이 표시된다 ;

$$[P^*] = P_{ap} * (P_0, P_1, \dots, P_m) \quad (5)$$

계통 크기가 분석 대상 계통보다 크면 영향 벡터를 하향 배치 (mapping down)한다. 만일 분석대상 계통 크기보다 사건의 본래 크기가 작다면, 영향 벡터를 상향 배치 (mapping up)한다. 이때 영향 벡터의 상향 배치는 한 개의 기기 고장이 공동그룹 (common group)내의 다른 기기에 미치는 충격 (shock) 형태에 따라 다르다. 치명적 (lethal) 충격으로 인해 n

개의 기기가 있는 계통에서, 모든 n개의 기기가 고장나는 확률은 변경없이 m개 기기 계통 내에서 모든 m개 기기가 고장나는 확률로 배치된다. 충격 형태가 비치명적 (non-lethal)이면 상향 배치는 주어진 충격에 대해 기기가 고장날 조건부 확률인(ρ 값을 사용해 평가한다. 참고문헌^{12,13,15})에 따른 하향배치, 상향배치, 독립사건 배치에 대한 일반식은 다음과 같다 :

● 계통크기 m+1에서 m으로의 하향배치 일반 식:

$$P_0^{(m)} = [1/(m+1)]P_1^{(m+1)} + P_0^{(m+1)},$$

$$P_k^{(m)} = [1k/(m+1)]P_k^{(m+1)} + [(k+1)/(m+1)]P_{k+1}^{(m+1)} \quad (6)$$

이때 $k=1, \dots, m$

여기서,

$P_k^{(m)}$: 계통 크기 m에 대한 영향 벡터 k+1요소

● 비치명적 충격으로 m-1기기 계통에서 m기기 계통 상향 배치 일반식 :

$$P_1^{(m)} = [m/(m-1)](1-\rho)P_1^{(m-1)}$$

$$P_k^{(m)} = \rho(P_{k-1}^{(m-1)} + (1-\rho)P_k^{(m-1)}) \quad (7)$$

$$P_m^{(m)} = \rho P_{m-1}^{(m-1)}$$

이때, $k=2, \dots, m-1,$

여기서,

ρ 는 비치명적 충격이 있을 경우 기기가 고장나는 조건부 확률

● 치명적 충격으로 n개의 기기 계통에서 m개 기기 계통으로 상향배치 경우 :

$$P_m^{(m)} = P_n^{(n)} \quad (8)$$

● 계통크기 n에서 계통크기 m으로의 독립 사건 배치 일반식 :

$$P_1^{(m)} = (m/n)P_1^{(n)} \quad (9)$$

여기서,

$P_1^{(m)}$ 은 계통 크기 m에서 독립사건 수

2.2. MOV 중요도 분류 방법

참고문헌¹⁶)에 따라 PSA를 이용한 MOV 중요도

분류는 원전의 위험도(risk)를 나타내는 노심손상빈도(core damage frequency : CDF)나 대량조기누출빈도(large early release frequency : LERF)에 대한 FV (Fussler-Vesely) 중요도와 위험도 달성가치(Risk Achievement Worth : RAW)를 사용하여 수행하였다. 이들에 대한 정의는 다음과 같다 :

$$FV = [R_o - R_i(-)] / R_o = 1 - R_i(-) / R_o \quad (9)$$

$$RAW = R_i(+)/R_o \quad (10)$$

- R_o : 기본 위험도,
- $R_i(+)$: 기기 i 가 고장시 위험도,
- $R_i(-)$: 기기 i 가 완벽 작동시 위험도

Table 2에 나타난 것처럼 FV 중요도와 RAW 값에 따라 모터구동 밸브들을 3가지 즉, HSSCs(High Safety Significant Components), ISSCs(Intermediate Safety Significant Components), LSSCs(Low Safety Significant Components)로 분류하였다.

본 연구에서 수행된 MOV 중요도 분류 과정이 Fig. 1에 나타나 있다 MOV 중요도 분류는 먼저 PSA를 이용하여 MOV들의 노심손상빈도와 대량조기누출빈도에 대한 FV 중요도와 위험도 달성가치를 평가한 후, 노심손상빈도의 FV 중요도와 위험도 달성가치에 대한 민감도분석을 수행하였다. 또한 외부사건 PSA, 정지/저출력 운전 PSA, 초기사건 분석 결과도 검토하였다.

PSA에 모델이 안된 MOV의 중요도 분류는 밸브 고장과 관련된 초기사건 또는 계통 등의 FV 중요도와 위험도 달성가치로부터 구해진 정량적인 정보와 배관계측도(P&ID)와 안전성 평가 보고서 등의 검토, 발전소 직원이나 설계자 등의 면담 등을 통해 얻어진 정성적 정보와 PSA 전문성(expertise)에 근거한 공학적 판단(engineering judgment)에 의해 수행하였다.

Table 2. Criteria for categorization of MOV safety significance using PSA

MOV 중요도 분류범주	중요도 값 범위	
	FV 중요도	위험도 달성가치(RAW)
HSSCs	$FV\{CDF\}$ or $FV\{LERF\} > 0.05$	모든 기기
ISSCs	$FV\{CDF\}$ and $FV\{LERF\} < 0.05$	$RAW\{CDF\}$ or $RAW\{LERF\} \geq 2.0$
LSSCs	$FV\{CDF\}$ and $FV\{LERF\} < 0.05$ or Truncated Components	$RAW\{CDF\}$ and $RAW\{LERF\} < 2.0$ or Truncated Components

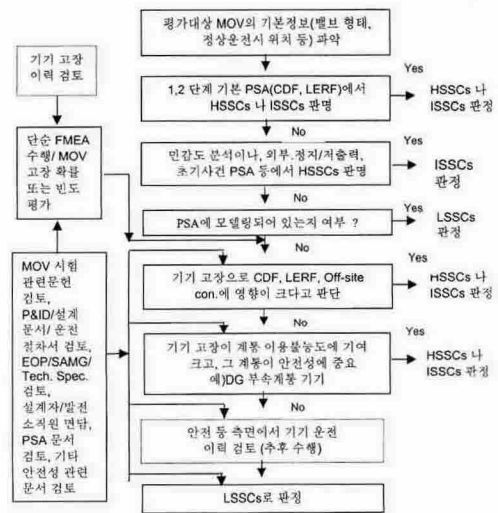


Fig. 1. Categorization procedure of MOV safety significance

올진 3호기는 운전 경험이 짧기 때문에 MOV에 대한 운전이력 검토는 본 연구에서 수행하지 않았다. 참고문헌^{15,16)}에 따라 민감도분석 항목은 다음과 같이 선정하였다 ;

- 공통원인고장 사건을 고려하지 않고 중요도 분석을 수행
- 회복행위를 고려하지 않고 중요도 분석 수행
- HSSCs가 아닌 기기의 고장을 분포의 95% 값을 사용해 중요도 분석 수행

중요도 분석시, 단일고장(single failure) 사건과 공통원인고장 사건의 중요도 분석 결과는 별도로 다루었다. 이는 공통원인고장 사건에 불확실성이 많기 때문이다. 분석시 사용한 절단치는 1.0×10^{-11} 이고 사용 전산 코드는 KIRAP¹⁷⁾이었다.

PSA에 모델링이 안된 밸브의 정량적인 정보는 다음과 같은 절차를 수행함으로써 구했다:

- 단순 고장모드 영향분석(simplified failure modes and effects analysis)을 수행하여 MOV 고장이 원전의 안전성에 가장 심한 영향을 줄 수 있는 고장모드와 그 고장 모드와 관련된 초기사건이나, 계통 등을 파악
- 파악된 MOV의 고장모드에 대한 정량적 평가 결과를 밸브 고장과 관련된 초기사건이나 계통 등의 FV 중요도로 부터 구해진 중요도 분류 기준치와 비교하여 밸브 중요도를 평가
- MOV의 FV 중요도 기준치는 기기 이용불능도와 FV 중요도가 비례한다는 전제아래 다음의

식을 사용하여 평가하였다 :

$$X_{CRI}(i) = X(i) * CRI / FV(X(i)) \quad (10)$$

$X(i)$: 기기 i 고장과 관련된 초기사건빈도, 격납용기 격리실패 빈도, 또는 기기 i 가 속한 계통의 이용불능도

$X_{CRI}(i)$: FV 중요도가 CRI에 해당되는 기기 i 고장과 관련된 초기사건 빈도, 격납용기 격리실패 빈도, 또는 기기 i 가 속한 계통의 이용불능도

$FV(X(i))$: 기기 i 고장과 관련된 현재의 초기사건 빈도, 격납용기 격리실패 빈도, 또는 기기 i 가 속한 계통의 이용불능도에 대한 FV 중요도

CRI : Table 2에서 HSSCs 기준되는 값(0.005)

위험도 달성가치는 기기 이용불능도보다 기기 고장과 연관된 논리수목 구조 (logic tree structures)에 직접적으로 의존하고 기준치를 구하기가 용이하지 않기 때문에 정량적 기준치를 구하지 않았다. 평가 대상 MOV에 대한 위험도 달성가치는 MOV 고장과 관련 있는 계통 실패나 초기사건 발생을 일으키는 논리구조와 이들 계통 실패나 초기사건 발생에 대한 위험도 달성가치를 검토함으로써 간접적으로 평가하였다.

3. 분석 결과

이 절에서는 MOV 안전성 평가로 영향을 받게 되는 MGL 모수 β 평가 결과와 이를 반영한 MOV 중요도 분류 결과를 기술하였다.

3.1. MGL 모수 추정 결과

MOV의 안전성 평가가 MOV의 공통원인고장 경험 데이터에 미치는 영향을 파악하여 2.1에 소개한 MGL 모수 추정 방법에 따라 울진 3,4 PSA에 사용된 MGL 모수를 손 계산으로 재추정하였다.

현재 울진 3,4 PSA에서 MOV의 MGL 모수 추정 시 사용한 경험 데이터는 EPRI/NP-3967¹¹⁾이다. 이 데이터 가운데 MOV 안전성 평가 시행으로 확인이 되지만 반복적으로 발생되지 않을 사건들을 파악하여 이 사건들을 경험 데이터에서 삭제하고 2.1에 기술된 MGL 모수 평가 방법에 따라 재평가 하였다. 베타(β) 이외의 다른 모수($\gamma, \delta, \lambda \dots$ 등) 값은 불확실성이 크고 새로이 평가된 값과의 차이는 별로 없을 것으로 판단되어 만을 평가하였다. 평가시 다음과 같은 가정을 하였다 ;

- 울진 3,4 PSA 보고서에 따라 독립고장 수는 706개이고, 잠재적인 독립고장 수는 30개이다. 이 고장들은 2계열(train)에서 70%, 3계열에서 30%가 발생한 것으로 가정한다.

- MOV 안전성 평가는 규정7에 따라 제대로 수행된다.

- 공통원인고장 사건의 발생은 일반적으로 자주 발생하지 않기 때문에 안전성 평가동안 별도로 확인된 MOV 공통원인고장 사건은 없다고 가정한다.

울진 3,4 PSA의 MOV 공통원인고장 경험 데이터의 39개 사건중, 18개 사건은 MOV 안전성평가 시행으로 발견될 수 있는 사건이다. 18개의 사건 중 5개 사건은 반복적인 오류로 파악되었다. EPRI/NP-3967¹¹⁾에 나타난 13개 사건의 공통원인고장 원인은 설계나 절차서, 또는 원인을 알 수 없는 것(Unknown)으로 확인되었다.^{12,14)} 이중 설계나 절차서 관련 공통원인고장 사건 10개를 울진 3,4 공통원인고장 경험 데이터에서 삭제하고 나머지 원인을 알 수 없는 공통원인고장 3개는 50%만을 삭제하여 MGL 모수 β 를 재평가하였다. Table 3에는 (식5)-(식9)를 이용해 평가한 MOV 안전성평가이후 각 계열별 유사 MOV 고장 관련 사건 수가 나타나 있다. Table 3

Table 3. Number of Events related to failures of similar MOVs according to trains after employment of MOV safety evaluation

	2계열	3계열	4계열	6계열	8계열
N_i	640.04	960.11	1279.8	1918.6	2556.86
n_0	6.393	5.741	5.357	5.143	5
n_1	2.339	3.055	3.756	4.501	4.275
n_2	16.88	0.7836	0.437	1.143	1.971
n_3		16.56	1.75	0.2971	0.2962
n_4			15.32	0.8444	0.28
n_5				2.342	0.5733
n_6				13.72	1.059
n_7					2.475
n_8					12.74

Table 4. Changes of β value after employment of MOV safety evaluation

계열	울진 3&4 현재 모델	MOV 안전성 평가 일차 종료후
2	0.0736	0.0501
3	0.0734	0.0507
4	0.0731	0.05
6	0.0732	0.0498
8	0.0701	0.0499

과 (식2)를 이용하여 얻어진 β 값의 점 추정치(point estimation)가 Table 4에 나타나 있다.

3.2. 중요도 분류 결과

울진 3호기의 MOV 안전성 평가 대상 밸브 수는 121대로 이들 밸브 중 1단계 내부사건 PSA의 고장 수목에 모델링 되어 있는 MOV수는 시험 대상 MOV의 56.19%인 68대이다.

앞의 2.2.와 그림 1에 따라 현재의 울진 3,4 호기 PSA에 사용된 MGL 모수 β 값과 변경 MGL 모수 β 값을 갖고 MOV 중요도를 평가하였다. 먼저, 1,2 단계 내부사건 PSA 결과인 노심손상빈도와 대량조기누출 빈도에 대한 MOV의 FV 중요도와 위험도 달성가치에 따라 MOV를 분류하였다. 이후 민감도 분석과 외부사건 PSA, 정지/저출력 운전 PSA, 초기사건 분석 결과를 검토하였다.

Table 5에는 1,2단계 내부사건 PSA와 민감도분석 결과만을 이용하여 MGL 모수 변화를 반영한 MOV 중요도 분류결과가 나타나 있다. 변경 MGL 모수를 사용해 MOV 중요도 분류시 HSSCs는 약 50%로 줄어든 것으로 나타났다. LSSCs의 댓 수는 MGL 모수 β 값 변경에 따라 변화가 없는 것으로 나타났다. 1,2 단계 PSA와 민감도 분석을 포함한 중요도 분석 결과 중 가장 높은 중요도 값을 각 분석결과에서 선택했을 경우의 HSSCs 댓수는, Fig. 1에 따른 분석결과보다 2배 증가된 것으로 나타났다. 가장 높은 중요도 값을 선택했을 경우에 HSSCs 댓수에 가장 크게 기여한 것은 회복행위를 고려하지 않을 경우에 대한 민감도분석 결과로 나타났다. 공통원인고장을 고려하지 않을 경우에 새로이 HSSCs나 ISSCs로 확인된 기기는 없는 것으로 나타나 MOV의 단일고장 (single failure) 사건은 중요도 분석 결과에 영향을 안 미치는 것으로 나타났다.

Table 6과 7에는 MGL 모수 β 의 변경전 값과 변경후의 값을 사용한 경우에, 주기적 안전성 확인 대

Table 5. Importance analysis incorporating the change of MGL parameter β

분석 결과 종류	HSSCs	ISSCs	LSSCs
현재 MGL 모수 값을 이용한 분석	20	20	28
변경 MGL 모수 값을 이용한 분석	10	30	28
현재 MGL 모수 값을 이용한 분석결과 중 가장 높은 중요도 값을 선택한 경우	38	2	28
변경 MGL 모수 값을 이용한 분석결과 중 가장 높은 중요도 값을 선택한 경우	24	16	28

Table 6. Final categorization results using current MGL parameter β

MOV 중요도 분류 범주	1단계 PSA (CDF)	2단계 PSA (LERF)	정지/저출력 PSA (CDF)	외부사건 PSA (CDF)	PSA에 모델링 되지 않은 MOV (종합적)
HSSCs	22	0	0	0	0
ISSCs	22	16	2	2	2
LSSCs	77	26	0	0	51
합계-121	64	0	2	2	53

Table 7. Final categorization results using changed MGL parameter β

MOV 중요도 분류 범주	1단계 PSA (CDF)	2단계 PSA (LERF)	정지/저출력 PSA (CDF)	외부사건 PSA (CDF)	PSA에 모델링 되지 않은 MOV(종합적)
HSSCs-10	10	0	0	0	0
ISSCs-34	30	0	2	0	2
LSSCs-77	26	0	0	0	51
합계-121	66	0	2	0	53

Table 8. Comparison of MOV categorization results between Ulchin Unit 3 and South Texas nuclear power plant

	울진 3호기	South Texas		
모델링/ 시험대상 기기수	68/121(56.2%)	66/151(43.7%)		
PSA 정량화 위한 논리수목 구성 방식	Small ET/Large FT 방식	Large ET/ Small FT 방식		
평가시 이용한 PSA	1단계 내·외부사건, 정지/저출력, 2단계 내부사건 PSA	1·2단계 내부사건 PSA		
PSA에 모델링 안된 MOV	단순 FMEA와 기기고장 정량화 결과와 안전성분석 보고서 등 검토 중요도 평가	잠재적인 LSSCs로 평가		
민감도분석	회복행위 고려하지 않음, 공통원인고장 고려하지 않음, HSSCs가 아닌 기기 이용불능도 증가	회복행위 고려하지 않음		
PSA 측면서 분석 결과	HSSCs	10(22)* - 8.26%(18.18%)*	HSSCs	10 - 6.62%
	ISSCs	34(22)* - 28.1%(18.18%)*	ISSCs	27 - 17.88%
	LSSCs	77(77)* - 63.6%(63.6%)*	LSSCs	114 - 75.49%

(*) : 현재의 MGL 모수 β 값을 사용하여 평가 경우

상 MOV 모두에 대한 최종 분석 결과가 PSA별로 나타나 있다. 앞의 Table 5에 나타난 결과와 마찬가지로 변경된 MGL 모수를 사용해 MOV 중요도 분류시 HSSCs는 50% 정도가 줄어들고, LSSCs 대수는 변경이 없는 것으로 나타났다. 1단계 PSA 외에 2 단계 PSA, 정지/저출력 운전 PSA, 외부사건 PSA,

PSA에 모델링되지 않은 MOV에 대한 분석 결과 HSSCs로 추가 확인된 기기는 없었다. 1단계 PSA에 새로이 확인된 ISSCs는 정지/저출력 운전 PSA, 외부사건 PSA, PSA에 모델링되지 않은 MOV에서 2개로 확인되었다.

본 연구에서 수행한 분석 결과와 기존에 수행되었던 South Texas 발전소⁸⁾의 분석결과가 Table 8에 요약·비교되어 나타나 있다. HSSCs 및 수를 보면 두 발전소 모두 10대이지만 전체 시험대상 MOV에 대한 비율은 울진 3호기가 크게 나타났다. ISSCs 비율 또한 울진 3호기가 더 큰 것으로 나타났다. 이렇게 차이 나는 이유는 Table 6과 7에 나타나 있듯이 중요도 분석방식 차이보다 두 발전소의 설계 특성 차이와 PSA 수행 방식의 차이인 것으로 판단된다.

4. 결론

국내에서 시행중인 MOV의 안전성 평가 시행은 MOV의 공통원인고장 평가시 사용했던 경험 데이터에 영향을 주게 된다. 이에 본 연구에서는 울진 3,4 PSA에서 MOV의 공통원인고장 사건 평가에 사용되었던 MGL 모수 β 를 재추정하고 원전의 안전성 관점에서 MOV를 분류하였다.

MGL 모수 β 의 재추정 결과, 울진 3,4 PSA의 공통원인고장 분석에 사용된 MGL 모수 β 값은 현재의 β 값보다 약 30%가 감소되었다. 변경된 MGL 모수 β 값을 사용하여 MOV의 공통원인고장 확률을 재평가하고, 중요도 분석을 수행한 결과, HSSCs로 분류된 MOV 댓수는 현재의 MGL 모수 β 값을 사용하여 분석한 경우보다 54.5% 감소하였다.

추후에는 MOV 안전성 평가 시행으로 얻게되는 성능평가 데이터와 본 연구 결과를 이용한 최종 MOV 분류와 분류된 MOV에 대한 시험요건 최적화(optimization) 연구가 수행될 필요가 있다. MOV 시험요건 최적화는 발전소에 중요하다고 판정된 MOV에 대해서는 현재의 시험요건 또는 현재보다 엄격한 시험요건을 적용하고, 중요하지 않다고 판정된 MOV에 대해서는 현재보다 완화된 시험요건을 적용함으로써 달성될 수 있다. MOV 시험요건 최적화를 통해 원전의 안전성과 경제성 향상을 동시에 달성할 수 있는 계기를 마련할 수 있을 것으로 판단된다.

아직까지 국내의 원전이나 화학공장에 대한 공통원인고장 데이터의 수집과 평가는 제대로 이루어져

있지 않다. 따라서 이에 대한 연구도 조속히 시행될 필요성이 있을 것으로 판단된다.

감사의 글 : 본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- 1) 김월태, "안전관련 모터구동밸브 규제 기술연구," KINS/AR-454, 한국안전기술 연구원, 1995.
- 2) "모터구동밸브 및 동력구동 게이트 밸브 안전성 확인방안 검토 용역," 한국전력공사, 1997.
- 3) GL 89-10, "Safety-Related Motor Operated Testing and Surveillance," NRC, 1989.
- 4) GL 95-07, "Pressure Locking and Thermal Binding of Safety-Related Power Operated Gate Valve," 1995.
- 5) GL 96-05, "Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor Operated Valves," NRC, 1996.
- 6) 성계용, "MOV Safety Evaluation," 세미나 자료, 2001.
- 7) "모터구동밸브 및 동력구동 게이트 밸브의 안전성 확인을 위한 권고사항," 과학기술부, 1997.
- 8) Craig Sellers, Kar, Fleming, et al., "Optimized Periodic Verification Testing, Blended Risk and Performance-Based MOV IST Program, An Application of ASME Code Case OMN-1," NUREG/CP-0152, Proceedings of the 4th NRC/ASME Symposium on Valve and Pump Testing, 1996.
- 9) "Risk Ranking Approach for MOVs in response to generic letter 96-05," WOG, 1998.
- 10) ASME OMN-1 Code Case, "Alternative Rules for Preservice and Inservice Testing of Certain Electric Motor Operated Valve Assemblies in LWR Power Plants," 1995.
- 11) "Classification and Analysis of Reactor Operating Experience Involving Dependent Events," EPRI/NP-3967, PL&G Inc., 1985.
- 12) "Ulchin Units 3&4 Final Probabilistic Safety Assessment," 한국전력공사, 1995.
- 13) A. Mosley et al., "Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies," NUREG/CR-4780, NRC, 1987.

- 14) 임태진 외, “PSA 수행용 기기 독립고장 자료 및 공통원인고장 자료 분석,” KAERI/CM-164/96, 1997, 한국원자력 연구소.
- 15) 강대일외. “울진 3호기 안전성 관련 모터구동밸브 중요도 분류,” KAERI/TR-2073/2002, 한국원자력연구소, 2002.
- 16) 강대일 외, “울진 3호기 가동중시험 대상기기의 위험도 정보를 이용한 중요도 분석,” KAERI/TR-1627/2001, 한국원자력연구소.
- 17) 김태운, 한상훈 외, “KIRAP을 이용한 사고경위 정량화 방법,” KAERI/TR-848/97, 한국원자력연구소, 1997.