**2004 춘계 학술발표회 논문집**
한국원자력학회

# 위험도정보를 활용한 국내 원전 성능지표의 경계치 설정 연구

## A Pilot Study on the Determination of Performance Indicator Threshold Values for Domestic Nuclear Power Plants Using Risk-Informed Approach

강대일*, 김길유*, 박진희*, 황미정*, 하재주*, 성계용**
*한국원자력연구소, **한국안전기술원

### 요 약

본 논문에서는 위험도 정보를 활용하여 국내 원전의 원자로 비계획정지 성능지표 경계치와 안전계통의 이용불능도 경계치 설정에 대한 연구를 수행하였다. 경계치 설정기준은 위험도정보활용 의사결정 관련 문서인 RG 1.174에 기술된 노심손상빈도 변화를 채택하였다. 비계획정지 성능지표 경계치 설정은 초기사건에 따른 조건부 노심손상확률은 변동이 없고 초기사건빈도는 변한다는 가정아래 설정하였다. 안전계통의 이용불능도 성능지표 경계치는 Fussel-Vesely 중요도, 노심손상빈도, 노심손상빈도 차이를 이용하여 설정하였다. 국내의 두 원전에 대한 분석결과, 비계획정지 성능지표 경계치는 초기사건빈도를 분석하는 방식에 따라 차이가 크게 나타났고, 현재 사용중인 국내 안전계통의 이용불능도 경계치는 다소 보수적으로 설정된 것으로 나타났다.

### Abstract

In this paper, a pilot study on the determination of the performance indicator (PI) threshold values of the unplanned reactor scram and the unavailability of safety systems for domestic nuclear power plants (NPPs) has been performed using risk-informed approach. The crtiteria of core damage frequency changes ($\Delta$CDF) in the RG 1.174, which has been used for the risk-informed decisionmaking, were adopted as the basic criteria for the dermination of the PI threshold values. The PI threshold values of the unplanned reactor scram (URS) were determined on the assumptions that the the initiating event frequencies are changed and their conditional core damage probabilities are constant. The PI threshold values of the safety system unavailabilities were determined using the Fussel-Vesely importance, CDF, and $\Delta$CDF. The study results for two domestic NPPs show that the PI threshold values of the URS are greatly dependent on the methodology of initiating event analysis and those of safety system unavailabilities currently used are somewhat conservatively set up.

## 1. 서론

원전의 산업계와 규제기관에서는 원전의 성능수준을 향상시키고 일반 국민의 안전관련 사항 알권리를 충족시키며 규제업무 효율화를 위하여 정량적인 원전의 성능지표를 개발하여 사용해왔다. 국내.외적으로 위험도 정보를 활용한 원전의 운영과 규제 업무가 활성화됨에 따라 성능지표를 성능기반/위험도 정보활용 규제의 한 수단으로 사용하려는 경향이 높아가고 있다. 대표적으로 미국 NRC는 원자로 안전성 감독절차(reactor oversight process: ROP)의 성능지표에 따라 발전소에 성능 등급을 부여해 규제업무를 달리하는 차등 규제를 시행하여 효율적인 규제기관의 자원 활용을 도모하고 있다[ 1 ]. NRC에서는 현재 사용하고 있는 WANO(world association of nuclear reactors) 기반의 안전계통과 초기사건의 성능지표가 발전소 고유 운전경험과 위험도를 반영하지 못한다는 사실을 인식하여 확률론적 안전성평가(probabilistic safety assessment: PSA)를 기반으로 개별 발전소의 특성을 반영한 위험도기반 성능지표(risk based performance indicator: RBPI)에 관한 시범연구(pilot study)를 수행하였다[ 2 ]. RBPI 시범연구를 통해 새로운 성능지표를 개발하였지만 RBPI 기반의 성능지표 또한 PSA와의 직접적인 연관성이 적고 발전소의 직원들이 직접 적용하기 어려워 원전 완화계통 성능지수(mitigating system performance index: MSPI)를 개발하여 기존 안전계통 성능지표를 대체할 계획이다[ 3, 4 ]. 초기사건은 전체 원전의 초기사건 경향을 파악하는 종합적인 산업계초기사건 지시계(integrated industry initiating performance indicator: IIIEI)에 대해 연구 중이다[ 3, 4 ].

국내의 안전기술원은 WANO의 성능지표와 미국 NRC의 ROP과정에서 사용되는 성능지표를 참고하여 국내 원전의 성능지표를 개발하여 사용 중이다. 국내 성능지표의 성능등급은 일반인이 손쉽게 이해할 수 있도록 성능등급을 4단계인 녹색, 남색, 노란색, 주황색으로 나누어 표시하고 있다. 현재 국내에서 사용하고 있는 성능지표는 원전의 안전성에 대한 일반 국민의 이해 도모 및 안전성 추이 분석용으로 사용 중이다. 국내의 초기사건과 안전계통의 성능지표 경계치(threshold values)는 국내 원전 운전 경험과 PSA 결과를 반영하지 못하고 있다. 이는 국내 원전 운전과 기기,계통 고장에 대한 데이터 수집이 체계적으로 이루어지지 못하고 PSA가 아직 전 원전에 대해 수행되지 않은 것이 주된 원인으로 판단된다[ 3, 4 ].

성능지표 등급을 구분하는 경계치를 설정하는 방법은 기본적으로 성능지표 사용자의 사용 철학과 밀접한 관련이 있다. 규제업무에 성능지표를 적극적으로 사용하고 있는 미국 NRC는 성능지표 경계치를 PSA의 결과물인 CDF 변화량과 연계하여 설정하고 있다[2, 5]. 국내에서는 초기사건 성능지표인 비계획정지 기본(우수/양호) 경계치는 국내 원전 운전경험을 반영하여 설정하였고, 상위(양호/보통, 보통/주의)경계치와 안전계통

성능지표 경계치는 외국의 경계치를 검토하여 설정하였다. 한편, 안전기술원에서 발간된 성능지표 현황보고서에서는 장기적으로 국내 원전 성능지표 경계치 설정에 PSA를 이용할 것이라고 언급을 하였다[ 6 ].

이에 본 논문에서는 위험도 정보를 활용하여 국내 원전의 원자로 비계획정지 (unplanned reactor scram: URS) 성능지표 경계치와 안전계통의 이용불능도 성능지표 경계치 설정에 대한 연구를 수행하였다. 경계치 설정기준은 위험도정보활용 의사결정 관련 문서인 RG 1.174[ 7 ]에 기술된 노심손상빈도 변화(ΔCDF=변경이후 CDF – 변경이전 CDF)를 채택하였다. 즉, 우수/양호 경계치는 ΔCDF를 1.0E-6/yr로, 양호/보통 경계치는 ΔCDF를 1.0E-5/yr로, 보통/주의 경계치는 1.0E-4/yr로 선정하였다. 2장에서는 비계획정지 초기사건 경계치 설정 결과와 논의사항을, 3장에서는 안전계통의 이용불능도 경계치 설정 결과와 논의사항을 기술하였다. 끝으로 4장에서는 결론을 기술하였다

## 2. 비계획정지 경계치 설정

원전의 비계획정지란 말 그대로 원자로가 예상치 못한 사건으로 인해 원전이 정지되는 사건으로 자동정지와 수동정지 사건 모두를 포함한다. 계획 예방정비를 위해 원전을 수동정지하는 사건은 포함이 안된다. 국내 성능지표에서 사용하고 있는 비계획정지 사건의 정의는 다음과 같다[ 3, 4, 6 ]:

비계획 원자로정지(unplanned reactor scram: URS)

=원자로 불시 정지횟수 x 7000(시간) / 원자로 임계(운전)시간(시간)

= 연간 평균 불시정지횟수 x 0.799.......................(1)

SECY 99-007[ 5 ]과 RBPI 관련 참고문헌인 NUREG-1753[ 2 ]에서는 위험도정보를 이용한 경계치 설정은 발생가능한 초기사건의 빈도를 증가시켜 수행하였다. 즉, 노심손상빈도 증가치를 ΔCDF라고 할 경우, ΔCDF는 다음과 같이 표시될 수 있다:

$\Delta CDF = \sum \Delta IE * CCDP_{IE}$……………………(2)

IE: 초기사건빈도,

$CCDP_{IE}$: 초기사건에 따른 조건부 노심손상확률

식(2)에서 $CCDP_{IE}$는 변동이 없고, IE만 일정비율로 증가한다고 가정하여 ΔCDF를 계산하였다. ΔCDF 값은 앞에서 언급했듯이 우수/양호 경계치와, 양호/보통 경계치, 보통/주의 경계치는 각각 1.0E-6/yr, 1.0E-5/yr, 1.0E-4/yr이다. 표 1과 표 2에는 각각 분석 대상 원전의 PSA 결과인 노심손상빈도가 초기사건별로 나타나 있다. 표 1과 표2의 두 원전에 대해 위의 식(2)를 이용하여 경계치를 설정하였다.

표 1. 국내 K1원전 초기사건 별 노심손상빈도

| 초기사건 | 초기사건 빈도(/yr) | 초기사건에 대한 CDF(/yr) | 전체 CDF 기여분(%) | 조건부 노심손상확률 |
|---|---|---|---|---|
| 소형 냉각재 상실사고 | 5.00E-04 | 1.43E-06 | 17.02 | 2.86E-03 |
| 중형 냉각재 상실사고 | 4.00E-05 | 1.16E-07 | 1.38 | 2.90E-03 |
| 대형 냉각재 상실사고 | 5.00E-06 | 1.91E-08 | 0.23 | 3.82E-03 |
| 증기발생기 튜브 파단사고 | 7.00E-03 | 2.14E-07 | 2.55 | 3.06E-05 |
| 저압경계부 냉각재 상실사고 | 3.25E-07 | 3.25E-07 | 3.88 | 1.00E+00 |
| 원자로용기 파손사고 | 2.70E-07 | 2.70E-07 | 3.22 | 1.00E+00 |
| 일반 과도사건(T1A) | 4.10E-01 | 6.79E-08 | 0.81 | 1.66E-07 |
| 일반 과도사건(T1B) | 6.35E-01 | 3.71E-07 | 4.42 | 5.84E-07 |
| 일반 과도사건(T2) | 1.51E-01 | 3.51E-07 | 4.19 | 2.32E-06 |
| 소외전원상실사고(SBO 포함) | 2.41E-02 | 3.68E-06 | 43.96 | 1.53E-04 |
| 주증기관파단사고(MSIV 전단) | 6.50E-03 | 3.36E-08 | 0.4 | 5.17E-06 |
| 주증기관파단사고(MSIV 후단) | 6.50E-03 | 1.10E-09 | 0.01 | 1.69E-07 |
| 1차측기기냉각수상실사고 | 3.56E-04 | 5.57E-07 | 6.65 | 1.56E-03 |
| NSSS 제어군 2&4 전원상실사고 | 4.45E-03 | 5.56E-10 | 0.01 | 1.25E-07 |
| NSSS 제어군 3 전원상실사고 | 3.88E-03 | 4.74E-10 | 0.01 | 1.22E-07 |
| 125V 직류모선 A 상실사고 | 3.35E-04 | 4.49E-07 | 5.36 | 1.34E-03 |
| 125V 직류모선 B 상실사고 | 3.35E-04 | 4.02E-08 | 0.48 | 1.20E-04 |
| 원자로정지불능사고 | 7.07E-06 | 4.55E-07 | 5.43 | 6.44E-02 |

표 2. 국내 K2 원전 초기사건 별 노심손상빈도

| 초기사건 | 초기사건 빈도(/yr) | 초기사건에 대한 CDF(/yr) | 전체 CDF 기여분(%) | 조건부 노심손상확률 |
|---|---|---|---|---|
| 소형 냉각재 상실사고 | 3.00E-03 | 1.86E-06 | 22.5 | 6.20E-04 |
| 중형 냉각재 상실사고 | 1.70E-04 | 6.33E-07 | 7.7 | 3.72E-03 |
| 대형 냉각재 상실사고 | 1.70E-04 | 1.05E-06 | 12.7 | 6.18E-03 |
| 증기발생기 튜브 파단사고 | 4.50E-03 | 1.14E-06 | 13.8 | 2.53E-04 |
| 저압경계부 냉각재 상실사고 | 1.20E-09 | 1.77E-09 | <0.1 | 1.48E+00 |
| 원자로용기 파손사고 | 2.66E-07 | 2.66E-07 | 3.2 | 1.00E+00 |
| 일반 과도사건 | 3.00E+00 | 3.59E-07 | 4.4 | 1.20E-07 |
| 급수공급상실 사고 | 5.40E-01 | 1.14E-06 | 13.8 | 2.11E-06 |
| 응축기 진공상실사고 | 2.36E-01 | 2.53E-08 | 0.3 | 1.07E-07 |
| 소외전원상실사고(SBO 포함) | 6.15E-02 | 8.77E-07 | 10.6 | 1.43E-05 |
| 이차측 증기관파단사고 | 1.50E-03 | 1.46E-07 | 1.8 | 9.73E-05 |
| 1차측기기냉각수상실사고 | 1.53E-01 | 1.25E-07 | 1.5 | 8.17E-07 |
| 4.16KV 상실사고 | 1.75E-03 | 5.48E-10 | <0.1 | 3.13E-07 |
| 125V 직류모선 상실사고 | 3.54E-03 | 3.17E-07 | 3.8 | 8.95E-05 |
| 원자로정지불능사고 | 2.07E-05 | 3.15E-07 | 3.8 | 1.52E-02 |

SECY 99-007[ 5 ]은 식(2)에서 노심손상빈도에 기여하는 초기사건 빈도 변화를 고려시, 위험도에 중요한 냉각재상실사고(LOCA), 증기발생기세관사고(SGTR), 소외전원상실사고

(LOOP), 보조계통의 고장에 관한 초기사건빈도는 발생가능성이 작아 초기사건빈도 변동을 고려하지 않았다. 하지만 본 분석에서는 3가지 경우 즉, 모든 초기사건이 변동된 경우, SECY 99-007와 같이 일부 초기사건만이 변동된 경우, 초기사건 발생빈도가 5.0E-3/yr보다 큰 초기사건 모두가 변동된 경우에 대해 분석을 하였다. 초기사건 발생빈도가 5.0E-3/yr보다 큰 경우를 고려한 것은 국내 원전 경험이 100reactor-years가 넘었기 때문에 표 1과 2에서 불확실성을 고려해 초기사건 발생빈도가 5.0E-3/yr이상인 초기사건은 1번이상 발생할 수 있기 때문이다. 표 3에는 앞에서 언급한 3가지 초기사건빈도 고려방식에 대해, 국내의 K1 원전과 K2 원전의 ΔCDF 값에 따른 비계획정지가 국내 원전의 경계치와 함께 나타나 있다. 국내 원전의 비계획정지 기본 경계치는 운전경험만을 반영하여 설정되었다.

**표 3. 국내의 K1 원전과 K2 원전의 ΔCDF 값에 따른 비계획정지**

| 고려하는 초기사건 종류 | 원전 | 기본 비계획정지* | ΔCDF 값에 따른 비계획정지* | | | 국내 원전 경계치 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 1.0E-6 (우수/양호) | 1.0E-5 (양호/보통) | 1.0E-4 (보통/주의) | 우수/양호** | 양호/보통 | 보통/주의 |
| 모든 초기사건 | K1 | 0.998 | 1.12 | 2.19 | 12.9 | 3 | 6 | 20 |
| | K2 | 3.2 | 3.59 | 7.07 | 41.95 | | | |
| 5.0E-3/yr 이상 초기사건 | K1 | 0.991 | 1.83 | 9.31 | 84.1 | | | |
| | K2 | 3.196 | 4.19 | 13.2 | 103 | | | |
| SECY 방법 (LOCA, LOOP, SGTR, 보조계통 고장제외) | K1 | 0.967 | 2.14 | 12.7 | 118 | | | |
| | K2 | 3.02 | 6.26 | 28.6 | 252 | | | |

*: 초기사건빈도를 비계획정지로 변경, 이용율 80% 가정, **: 국내 데이터분석으로 설정

K1 원전과 K2 원전의 ΔCDF 값에 따른 비계획정지 경계치 설정 분석으로부터 다음과 같은 사항이 파악되었다:

- 위험도 정보를 활용한 비계획정지 경계치는 노심손상빈도에 기여하는 기본 초기사건 빈도(기본 비계획정지)가 클수록 비계획정지 경계치는 큰값을 나타낸다.
- ΔCDF에 기여하는 초기사건을 많이 고려할수록 비계획정지 경계치는 감소하고 작을수록 경계치는 증가한다.
- 고려하는 초기사건이 SECY 99-007 방법을 따르거나 또는 5.0E-3/yr이상인 초기사건만을 고려시 두 원전의 상위수준(양호/보통, 보통/주의) 경계치는 국내 원전 경계치보다 큰 값을 나타내고 있다.

- K1 원전 경우 연간 2회정도의 불시정지로 노심손상빈도 변화가 1.0E-6/yr보다 크게되어 비계획정지 성능지표가 '양호' 상태에 있을 수 있다.
- K2 원전 경우 ΔCDF에 기여하는 초기사건이 모든 초기사건이라고 가정시 국내 경계치와 유사한 경계치 경향을 나타내고 있다.

본 시범연구로부터 국내 원전의 위험도정보를 활용해 비계획정지 성능지표 경계치를 설정하기 위해서는 다음과 같은 사항이 해결되어야 할 것으로 판단된다:

1) 두 원전의 PSA 결과물인 CDF가 유사할지라도 초기사건빈도를 다루는 방식에 따라 비계획정지 경계치가 크게 달라짐.
2) 위험도 정보를 활용하여 국내의 전원전에 통일적으로 적용되는 경계치를 설정하는 것은 용이하지 않음.

첫번째 문제를 해결하기 위해서는 비계획정지 성능지표 경계치 설정에 어느정도 통일된 PSA 방법이 사용되어야 한다고 판단된다. 특히 초기사건분석에서 베이지안(Bayesian) 방법 사용시 동일 사전분포(prior distribution)을 사용해야 할것으로 판단된다. 표 3에서 알 수 있듯이 K1 원전의 기본 비계획정지는 1정도이고, K2 원전은 3이다. 이렇게 기본 비계획정지가 차이나는 이유는 발전소 고유(plant specific) 운전경험 차이에서 오는 것도 있지만 초기사건분석 방법의 차이가 더 큰 원인인 것으로 판단된다. 보다 근본적으로 이문제를 해결하기 위해서는 국내 원전에 대한 초기사건분석을 체계적으로 수행하여 그 결과를 국내의 전 원전 PSA에 사용하는 것이다. 또한 현재의 방식대로 비계획정지 성능지표 기본(우수/양호) 경계치를 데이터분석으로 설정한다면 이 초기사건분석 결과를 사용하여 PSA에서의 전체 초기사건빈도와 성능지표의 기본 경계치(우수/양호) 값이 통계적 변동성(statistical fluctuation) 이내에 있도록 하여야 PSA를 활용한 상위수준 경계치가 합리적으로 설정될 수 있을 것이다. 데이터분석과 PSA를 이용하여 비계획정지지 경계치를 설정한 SECY 99-007에서는 20개 이상의 발전소 PSA 모델을 사용하였다. 국내에서도 PSA를 이용하여 경계치를 설정하기 위해서는 국내의 다양한 노형 원전 PSA 모델을 갖고 수행하여야 한다고 판단된다.

위험도 정보를 활용하여 전 원전에 적용할 수 있는 경계치의 설정은 경계치의 값이 커다란 편차를 보이기 때문에 쉽지가 않다. 또한  보통/주의 경계치는 지나치게 높은 경계치를 제공하여 현실적인 적용이 어렵다. 경계치를 단순히 공학적인 계산을 통해 설정하하면 경계치 사용은 쉽지가 않다. 서론에서 언급했듯이 성능지표 경계치의 설정은 성능지표 사용자의 철학과 어느정도 일치해야 한다. 비현실적인 경계치표 3의 분석결과 중 ΔCDF에 기여하는 초기사건 고려시 모든 초기사건을 고려하는 것이 어느정도 국내

경계치와 일치된 결과를 얻을 수 있는 것으로 나타나 위험도 정보만을 이용해 국내 원전의 비계획정지 경계치를 설정하기 위해서는 SECY 99-007 처럼 일부 초기사건을 고려하는 것보다 모든 초기사건을 고려하는 것이 바람직스러운 것으로 판단된다.

## 3. 안전계통 이용불능도 경계치 설정

본 절에서는 K1 원전과 K2 원전의 안전계통 이용불능도에 대한 기본(우수/양호) 경계치 및 상위 수준(양호/보통, 보통/주의) 경계치를 구하였다. 평가 대상 계통은 고압안전주입계통, 보조급수계통, 비상 디젤 발전기이다.

현재 국내에서 사용되는 안전계통의 이용불능도 성능지표 정의는 운영기술지침서상의 요구시간 대비 운전불능시간이다. 운전불능시간은 계획/비계획 정비시간에다 추정 이용불능시간을 고려한 시간이다. 추정 이용불능시간은 기기의 주기적인 시험 등을 통해 기기 고장이 밝혀졌다면 가장 최근의 시험이후 고장났다고 가정하여 최근의 시험시간 구간의 1/2을 고장시간으로 추정한다. 하지만, 발전소의 정비관련 보고서 (trouble report ) 등을 통해 이러한 시간을 추정하는 것은 용이하지가 않다[ 3 ]. 기존 trouble report 등에 고장발견 방법 등이 기재되지 않았기 때문이다. 표 4에는 국내 K1원전과 K2 원전의 안전계통 계열별 이용불능도 값과 이들 계통에 대한 국내 경계치가 나타나 있다. 이 데이터는 각각 K1원전과 K2원전의 계열별 정비 이용불능도 데이터 분석으로부터 나온 결과로 고장 노출시간은 포함되어 있지않다. 고장 노출시간도 포함되면 표 4의 이용불능도 값은 다소 높아질 것이다.

**표 4. 국내 K1 원전과 K2 원전의 안전계통 한 계열의 이용불능도**

| 계통 | 원전 | 이용 불능도 | 국내 우수/양호 기준치* |
|---|---|---|---|
| 안전주입계통 | K1 | 1.55E-2 | 1.5E-2 |
| | K2 | 2.5E-4 | |
| 보조급수계통 | K1 | 3.2E-3 | 1.5E-2(2.0E-2,미국) |
| | K2 | 1.07E-3 | |
| 비상디젤 발전기 | K1 | 4.90E-3 | 2.5E-2 |
| | K2 | 1.42E-3 | |

*: 외국 사례(NRC) 참조하여 설정

SECY 99-007에서는 PSA를 활용하여 안전계통 경계치 설정시 이용불능도와 비신뢰도의 값을 증가시켜 구했지만 본 논문에서는 F-V 중요도와 CDF로 경계치를 구하였다. 노심손상빈도 CDF를 구성하는 최소단절집합 형태에 A라는 기기가 다음과

같이 차지한다고 가정하자(여기서, Z는 A라는 기기와 무관한 최소단절집합들이다)[ 3, 4]:

CDF=A*X+A*Y+Z......................................(3)

여기서, A 기기의 Fussell-Vesely 값 FV(A)는 다음과 같다:

FV(A)= {CDF - CDF(A =0)}/CDF =(A*X+A*Y) /CDF...................(4)

또, A기기의 Birnbaum 중요도 척도값 B(A)는,

B(A)= CDF(A =1) - CDF(A =0) = X + Y = FV(A) * CDF / A

만약, A 기기의 성능이 다음과 같이 조금 변화한다면, 즉,

A -- > A+△A,

또, 이에 따른 CDF의 변화는 다음과 같다:

CDF' = CDF + △CDF = (A + △A)X+ (A + △A)Y+Z

△CDF =△A*(X + Y) = △A*B(A) =△A*FV(A)*CDF /A.............(5)

위의 식(5)에서 △A를 기준으로 정리하고, 기기 A의 변화된 이용불능도 A'=A+△A라면 A'는 다음과 같이 표현된다:

A' = A+△A = A+ (A/FV(A))*(△CDF/CDF).............(6)

위의 식의 성립 예를 간단히 보이자. 기기 A의 이용불능도가 1.0E-3에서 A'인 1.1E-3으로 변경되었다고 가정하자. 이때 X, Y, Z의 값은 각각 1.0E-2, 1.0E-2, 1.0E-5로 가정한다. 이 경우 CDF'와△CDF, FV(A)) 값은 다음과 같다:

CDF = 3.0E-5, CDF' = 3.2E-5, △CDF = 2.0E-6, FV((A)) = 2.0E-5/3.0E-5 = 2/3

이들 값을 식(6)에 대입하면 A'는 1.1E-3이 되어 식(6)이 성립함을 알 수 있다:

A'= A+△A = 1.0E-3 +(1.0E-3*3/2)*(2.0E-6/3.0E-5) = 1.0E-3 + 1.0E-4 = 1.1E-3

현재 국내에서 사용하고 있는 안전계통의 성능지표 이용불능도는 PSA에서의 이용불능도 정의와 달리 신뢰도 개념도 포함하고 있기 때문에, 식(6)과 같이 PSA를 이용하여 경계치를 정확히 계산하는 것은 쉽지않다. 표 4의 이용불능도 값과 식(6)을 이용해 경계치를 계산하면, 표 4의 이용불능도 값이 고장 노출시간을 포함하지 않았고 PSA의 기기 고장 모델링 방식과의 차이 등으로 다소 낙관적인 이용불능도를 얻을 우려가 있기 때문이다. 따라서, 본 연구에서는 보수적으로 PSA 모델에 고려된 기기, 즉 펌프 또는 비상디젤발전기의 고장모드 모두를 고려하여 K1 원전과 K2 원전의 안전계통 경계치를 계산하였다. 분석시 분석대상 계통의 계열별 이용불능도( 계열 기기의 (정비로 인한 +

고장노출로 인한 ))는 PSA에 모델링된 해당 계열의 펌프 이용불능도(계열 기기의 정비로 인한)와 비신뢰도를 합한 값보다 작다는 가정을 하였다. 표 5와 표 6에는 안전계통의 계열별 기본 이용불능도와 중요 기기의 전체 고장모드를 고려하여 계산한 이용불능도에 대한 노심손상빈도 차이(△CDF)에 따른 이용불능도 값과 국내 원전 경계치가 나타나 있다. 전체 이용불능도는 K1 원전의 경우 기본 이용불능도에 비해 최대 3배정도의 크기인데 반해, K2 원전은 최대 50여배 차이가 난다. 표 5와 표 6에서 도달안됨이란 것은 관련 계통의 한 계열이 완전 이용불능시 해당 △CDF 값 미만을 나타내는 것이다.

**표 5. 국내 K1 원전과 K2 원전 안전계통 한 계열의 기본 이용불능도에 대한 경계치**

| 계통 | 원전 | 기본 이용 불능도 | ΔCDF (/yr) 값 변경시 변경 이용불능도 값(A')* | | | 국내 경계치** | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 1.0E-6 | 1.0E-5 | 1.0E-4 | 우수/양호 | 양호/ 보통 | 보통/주의 |
| 안전(고압) 주입계통 | K1 | 1.55E-2 | 도달안됨 | 도달안됨 | 도달안됨 | 1.5E-2 | 5.0E-2 | 1.0E-1 |
| | K2 | 2.5E-4 | 4.18E-2 | 4.16E-1 | 도달안됨 | | | |
| 보조급수 계통 | K1 | 3.2E-3 | 2.55E-2 | 2.25E-1 | 도달안됨 | 1.5E-2 | 5.0E-2 | 1.0E-1 |
| | K2 | 1.07E-3 | 3.57E-2 | 3.47E-1 | 도달안됨 | | | |
| 비상디젤 발전기 | K1 | 4.90E-3 | 2.84E-2 | 2.64E-1 | 도달안됨 | 2.5E-2 | 5.0E-2 | 1.0E-1 |
| | K2 | 1.42E-3 | 도달안됨 | 도달 안됨 | 도달안됨 | | | |

*: 가장 낮은 값 선택 , **: 외국사례(NRC) 참조하여 설정

**표 6. 국내 K1 원전과 K2 원전 안전계통 한계열의 전체 이용불능도에 대한 경계치**

| 계통 | 원전 | 전체 이용 불능도 | 전체 대 기본 이용 불능도 | ΔCDF (/yr) 값 변경시 변경 이용불능도 값(A')* | | | 국내 경계치** | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | 1.0E-6 | 1.0E-5 | 1.0E-4 | 우수 /양호 | 양호 / 보통 | 보통 /주의 |
| 안전(고압) 주입계통 | K1 | 2.05E-2 | 1.32 | 도달안됨 | 도달안됨 | 도달안됨 | 1.5E-2 | 5.0E-2 | 1.0E-1 |
| | K2 | 2.62E-3 | 10.48 | 7.07E-3 | 4.71E-2 | 4.48E-1 | | | |
| 보조급수 계통 | K1 | 8.03E-3 | 2.51 | 2.16E-2 | 1.37E-1 | 도달안됨 | 1.5E-2 | 5.0E-2 | 1.0E-1 |
| | K2 | 2.45E-2 | 22.89 | 7.28E-2 | 4.85E-1 | 도달안됨 | | | |
| 비상디젤 발전기 | K1 | 1.47E-2 | 3 | 1.62E-2 | 8.94E-2 | 7.62E-1 | 2.5E-2 | 5.0E-2 | 1.0E-1 |
| | K2 | 7.35E-2 | 51.76 | 도달안됨 | 도달안됨 | 도달안됨 | | | |

*: 가장 낮은 값 선택, **: 외국사례(NRC) 참조하여 설정

두개의 K1원전과 K2원전의 안전계통 경계치 설정 분석으로부터 다음과 같은 사항이 파악되었다:

- 표 5의 기본 이용불능도에 대한 경계치를 보면 국내 경계치보다 모두 높은 값을 나타내어 국내 경계치가 보수적으로 설정되어 있음을 알 수 있다.

- 표 6의 전체 이용불능도에 대한 기본수준(우수/양호) 경계치를 보면 원전과 계통별로 다른 결과를 나타내고 있다.
- 표 6에서 국내 두 원전의 안전계통 상위수준(양호/보통, 보통/주의) 경계치 결과는 현재 국내에서 사용중인 경계치와 비슷하거나 높은 값을 나타내고 있어 국내 경계치가 다소 보수적으로 설정되어 있음을 알 수 있다.
- 표 5와 6으로 부터, 국내 안전계통의 기본수준(우수/양호) 경계치는 적절히 설정되어 있고, 상위수준(양호/보통, 보통/주의) 경계치는 다소 보수적으로 설정되어 있다는 것을 알 수 있다.

본 시범연구로부터 위험도정보를 활용하여 국내 원전의 안전계통 이용불능도 성능지표 경계치를 설정하기 위해서는 다음과 같은 사항이 해결되어야 할 것으로 판단된다:

1) 국내 원전의 안전계통 성능지표에 위험도 정보를 활용하기 위해서는 성능지표에서의 이용불능도 개념과 PSA에서의 이용불능도 개념을 통일시킬 필요성.
2) 특정계통의 기본 이용불능도가 현재 국내에서 사용하는 기본 경계치를 넘더라도 이용불능도 증가시 위험도에 미치는 영향이 미미한 것으로 나타나 현재 국내에서 사용중인 안전계통 성능지표 경계치의 개선 필요.
3) 특정계통은 한 계열 전체가 이용불능이라도 어느 경계치에도 도달되지 않아 이러한 계통에 대한 성능지표 확인에 별도의 방법 필요.

위의 첫번째 문제는 현재 국내에서 사용하고 있는 안전계통 이용불능도의 개념이 PSA나 정비규정에서 사용하고 있는 이용불능도의 개념과 달리 신뢰도 개념도 포함하고 있기 때문이다. 두번째 문제는 현재 사용하고 있는 안전계통 성능지표가 계통의 설계 특성과 발전소 고유 위험도 정보를 반영하고 있지않아서 생기는 문제이다. 이러한 문제들을 해결하기위해, 최근 미국에서는 기존의 WANO 기반의 안전계통 이용불능도 성능지표 대신 별도로 완화계통성능지수(mitigating system performance index: MSPI)를 개발하여 이를 해결하려 하고 있다. MSPI는 발전소 고유 위험도정보와 발전소 고유 이용불능도와 비신뢰도 정보, 그리고 산업계 전체 이용불능도와 비신뢰도 정보를 토대로 계산된다. 또한 MSPI의 경계치는 본 분석에서 사용한 ΔCDF의 값과 동일하다. 따라서 국내에서도 MSPI에 대한 현황파악과 적용연구가 시급히 수행될 필요가 있다. 또한 국내 원전의 PSA와 성능지표 사용에 도움을 줄 수 있도록 전체 원전의 기기와 계통에 대한 신뢰도분석 연구가 시급히 필요하다. 세번째 문제는 한 계열 전체가 이용불능이라도 경계치에 도달하지 못하는 문제는 MSPI의 현안에서 언급했듯이 위험도 정보 활용보다는 성능기반 접근(performance based approach)으로 해결하여 별도의 경계치를 설정해야 할

것이다. SECY 99-007처럼 현재 사용하고 있는 국내 원전의 안전계통 성능지표의 기본수준(양호/보통) 경계치는 데이터분석을 통해 설정하고, 상위수준 경계치는 위험도정보를 활용하여 설정하기 위해서는 초기사건의 비계획정지 성능지표와 같이 대표적인 노형의 원전 PSA 모델을 이용하여 안전계통 이용불능도 상위수준 경계치를 설정해야 할 것으로 판단된다.

## 4. 결론

본 논문에서는 위험도 정보를 활용하여 국내 원전의 원자로 비계획정지 (unplanned reactor scram: URS) 성능지표 경계치와 안전계통의 경계치 설정에 대한 연구를 수행하였다. 경계치 설정기준은 위험도정보활용 의사결정 관련 문서인 RG 1.174에 기술된 노심손상빈도 변화를 채택하였다. 비계획정지 성능지표 경계치 설정은 초기사건에 따른 조건부 노심손상확률은 변동이 없고 초기사건빈도만이 변한다는 가정아래 수행하였다. 안전계통의 성능지표 이용불능도 경계치는 Fussel-Vessely 중요도와 노심손상빈도, 그리고 노심손상빈도 차이를 이용하여 경계치를 설정하였다.

본 논문의 시범연구로부터 위험도정보를 활용하여 국내 원전의 비계획정지와 안전계통의 이용불능도 성능지표 경계치를 설정하기 위해서는 다음과 같은 사항이 해결되어야 할 것으로 판단된다:

- 두 원전의 PSA 결과물인 CDF가 유사할지라도 초기사건빈도를 다루는 방식에 따라 비계획정지 경계치의 차이가 큼.
- 위험도 정보를 활용하여 국내의 전원전에 통일적으로 적용되는 비계획정지 경계치를 설정하는 것은 용이하지 않음.
- 국내 원전의 안전계통 성능지표에 위험도 정보를 활용하기 위해서는 성능지표에서의 이용불능도 개념과 PSA에서의 이용불능도 개념을 통일시킬 필요성.
- 특정 안전계통의 기본 이용불능도가 현재 국내에서 사용하는 안전계통 기본(우수/양호) 경계치를 넘더라도 이용불능도 증가시 위험도에 미치는 영향이 미미한 것으로 나타나 현재 국내에서 사용중인 안전계통 성능지표 경계치의 개선 필요.

비계획정지 성능지표에 나타난 문제점을 어느정도 해결하기 위해서는 국내 원전에 대한 초기사건분석이 체계적으로 수행되어 그 분석결과를 국내의 전 원전 PSA와 성능지표에 사용하는 것이다. 또한 위험도 정보만을 이용해 국내 원전의 비계획정지 경계치를 설정하기 위해서는 ΔCDF에 기여하는 초기사건 고려시 모든 초기사건을 고려하는 것이 SECY 99-007 처럼 일부 초기사건을 고려하는 것보다 바람직스러운

것으로 판단된다. 하지만 위험도 정보를 활용한 초기사건의 경계치 설정은 현실적으로 수용하기 힘든 경계치를 제공하기 때문에 이에 대한 연구가 좀더 필요하다.

안전계통의 이용불능도 경계치 설정 연구시 나타난 문제를 해결하기 위해서는 완화계통성능지수(mitigating system performance index: MSPI)에 대한 현황파악과 국내적용 연구가 시급히 수행될 필요가 있다. 미국에서도 현재 사용중인 WANO 기반의 안전계통 이용불능도 성능지표에 본 연구결과와 동일한 문제점이 나타나 이를 해결하기 위한 방편으로 MSPI를 개발하여 연구중에 있기 때문이다.

국내에는 여러 가지 노형의 원전이 있기 때문에 위험도 정보를 활용한 성능지표의 선정과 경계치를 설정하기 위해서는 다양한 노형의 원전 PSA 모델에 대해 민감도분석이 수행되어야 한다. 또한 위험도 정보 활용과 규제에 기반이 되는 국내 전 원전의 초기사건빈도 분석과 안전계통의 신뢰도분석 연구가 조속히 시행되어야 한다.

## 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 참고문헌

1. USNRC, “Rector Oversight Process”, NUREG-1649.Rev.3, 2000
2. USNRC, “Risk-Based Performance Indicators: Results of Phase I Development”, NUREG-1753, 2002
3. 강대일 외, “위험도기반 성능지표 국내적용 기술개발”, KINS/HR-584, KINS, 2004
4. 강대일 외,”원자력발전소의 안전계통과 초기사건의 성능지표 경계치 설정에 관한 현황 연구”, KAERI/AR-698/2004, KAERI, 2004
5. SECY-99-007, “Recommendations For Reactor Oversight Process Improvements", SECY-99-007, Jan. 8, 1999, USNRC
6. “국내 원전 성능지표 분석”, KINS-AR/802, KINS, 2002
7. USNRC, “An Approach for Using PRA in Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to the Licensing Basis”, RG 1.174, 1998