

# 원전 신뢰도 DB 시스템을 이용한 표준형 원전 통합 기기 신뢰도 데이터 분석 및 적용

전호준<sup>†</sup> · 황석원 · 지문구

한국수력원자력 중앙연구원

(2011. 4. 28. 접수 / 2011. 12. 14. 채택)

## An Integrated Approach of Component Reliability Data on Korea Standard Nuclear Power Plants Using PRInS

Ho-Jun Jeon<sup>†</sup> · Seok-Won Hwang · Moon-Gu Chi

Central Research Institute of Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd

(Received April 28, 2011 / Accepted December 14, 2011)

**Abstract** : Component reliability data were analyzed by using PRInS(Plant Reliability data information System) based on the latest operating experiences of eight KSNPs(Korea Standard Nuclear Power plants), and these new data were applied to the KSNP PSA models. In addition, the existing PSA models were revised for reflecting as-built and as-operated plant conditions. As a result of newly performing PSA in this paper, CDF and LERF were estimated 26.1% and 18.2% lower than the existing values, respectively. It was identified that the risk measures decreased not because of revising the models but because of applying the new component reliability data. The result and the method of this paper could be used when generating plant specific data and performing the living PSA in the future.

**Key Words** : component reliability data, PSA, PRInS, living PSA

### 1. 서론

국내 표준형원전의 확률론적안전성평가(PSA: Probabilistic Safety Assessment) 수행시 영광 5, 6호기와 울진 5, 6호기는 영광 3, 4호기와 울진 3, 4호기 데이터를 통합하여 적용하였다. 통계적으로 모집단이 많을수록 데이터의 품질을 신뢰할 수 있으므로, 본 논문에서는 울진 3, 4, 5, 6호기 및 영광 3, 4, 5, 6호기 통합 기기 신뢰도 데이터를 생산하고 이를 표준형 원전 PSA 모델에 적용하고자 하였다. 미국의 경우, 초기 INPO(Institute of Nuclear Power Operations)에서 운영하였던 NPRDS(Nuclear Plant Reliability Data System)<sup>1)</sup>가 대표적인 국가 단위의 데이터베이스 시스템이라고 할 수 있다. NPRDS에는 기기 신뢰도, 각종 고장 및 사고정보, 대외 홍보정보, 기술정보 등이 주요 수록 정보로 입력되었다. 이 시스템은 주로 안전성과 관련된 계통과 기기들에 대한 신뢰도 통계량을 얻기 위해 사용되었으며, BNL(Bro-

okhaven National Laboratory)은 여기에 수록된 자료를 분석하여 기기 고장률 등에 대한 일반데이터 보고서 등을 발행하였다. 미국은 이를 사용하여 원전의 기기신뢰도 향상을 촉진시켰으며, 중요한 기기의 고장모드와 발전소 정지유형을 분석할 수 있었다. 현재는 NPRDS의 단점을 보완하여 정비규정(MR; Maintenance Rule) 지원을 위한 EPIX(Equipment Performance & Information eXchange)<sup>2)</sup>를 운영 중이며, PSA 및 정비규정<sup>3)</sup> 등에 활용하고 있다. 국내의 경우, 리스크정보활용(RIA; Risk Informed Application) 및 신뢰도 데이터의 중요성을 인식하여, 2001년도 수립된 제 2차 원자력 진흥 종합계획에서 2006년까지 성능기준 및 리스크정보를 이용한 규제제도의 도입, PSA 기술의 고도화 및 종합 데이터베이스 체계 구축을 명시하고 있다. 특히, 고리 1호기 가동 이후 약 30여년에 걸쳐 안정적으로 발전소를 운영하여 왔으나, 체계적인 국내원전 신뢰도 데이터시스템을 구축하지 못한 상태에서 전문가 판단(expert judgement) 및 기기공급자 제공 자료에 의존하여 안전성평가 및 발전소 정비 등을 수행하였다. 또한 중대사고 이항

<sup>†</sup> To whom correspondence should be addressed.  
jhj@khnp.co.kr

계획에 따른 PSA 수행시 일부기기에 대한 데이터 베이스를 개발하여 활용하였으나, 이는 안전성 관련기기에 국한되어 실제 발전소 운영 및 성능에 중요한 기기의 예측정비, 예방정비 등을 위한 정보로는 활용되지 못하였다. 따라서 체계적인 데이터 관리를 위해 국내 원전의 고장이력 기초자료를 담고 있는 ERP(Enterprise Resource Planning)시스템이 구축됨에 따라 전 원전 신뢰도 DB 시스템(PRIoS; Plant Reliability Data Information System)<sup>4)</sup>을 개발하였다.

본 논문에서는 개발된 원전 신뢰도 DB 시스템을 활용하여, 국내 표준형 원전의 통합 기기 신뢰도 데이터를 한 개의 표준형원전에 적용하고, 기존 노심 손상빈도(CDF: Core Damage Frequency) 및 조기대량방출빈도(LERF: Large Early Release Frequency)와 비교 검토하였다. 또한 참조원전인 울진 3, 4호기의 최근의 PSA 모델 개정사항을 반영하여 기존 결과와 비교 검토하였다.

## 2. 최신 기기신뢰도 데이터 수집 방법론 및 PSA 모델 개정

### 2.1. 기기신뢰도 데이터 수집 방법론

PRiOs를 이용하여 한국 표준형원전인 울진 3, 4, 5, 6호기 및 영광 3, 4, 5, 6호기에 대한 고유데이터(plant specific data)를 수집하고, 고장정비이력분석 및 통계분석을 수행하였다. PRiOs는 크게 아래와 같이 4가지 주요 모듈<sup>5)</sup>로 구성되어 있다(Fig. 1).

- 외부데이터(external data) 모듈 : ERP 시스템내 원전 기기 고장 및 정비이력을 담고 있는 기초자료 모듈
- 기본데이터(basic data) 모듈 : PSA 대상기기 관리, 통계분석을 위한 표준코드 정립 및 기능위치(function location) 매핑 테이블 등 데이터베이스 유지관리를 위한 모듈
- 고장정비분석(FMA: Failure & Maintenance Analysis) 모듈 : 외부데이터와 기본데이터 모듈이 서로 연계되어, 분석자에게 분석대상 자료를 선별해주고 고장정비이력분석을 수행하는 모듈
- 신뢰도분석(statistical analysis) 모듈 : 분석된 고장정비이력 결과와 기설정된 일반데이터(generic data)를 서로 통계 분석하여, 기기 고장률 및 이용불능도를 자동 계산하는 모듈

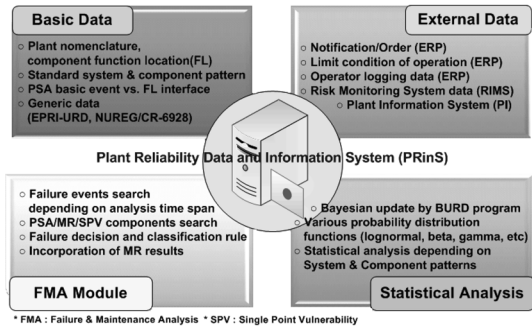


Fig. 1. Main Modules of PRiOs.

Table 1. Data gathering period for component reliability data

호기	기기설치 위치	자료수집 시작일	자료수집 종료일	출력운전 기간(hr)
표준형 원전 1	2423	1998-08-11	2008-12-31	83,931
	2424	1999-12-31	2008-12-31	72,090
표준형 원전 2	2435	2004-07-29	2008-12-31	35,937
	2436	2005-04-22	2008-12-31	29,143
표준형 원전 3	2323	1995-04-01	2008-12-31	108,169
	2324	1996-01-01	2008-12-31	102,749
표준형 원전 4	2335	2003-07-01	2008-12-31	42,432
	2336	2003-07-01	2008-12-31	41,922

기기신뢰도 데이터를 호기별로 상업운전시작부터 2008년 12월까지의 기기신뢰도 기초자료를 수집하고, 이를 분석하여 고장률 및 이용불능도를 계산하였다. PSA 모델은 전 출력운전에 대한 모델이므로, 대상기기의 출력운전기간은 각 호기의 계획예방정비기간과 불시정지 기간을 뺀 나머지 기간에 대해서만 고려하였다. 아래 Table 1은 각 대상 원전의 자료 수집 기간을 보여준다.

분석된 기초자료를 기기별로 고장횟수, 기기작동 요구수 및 기기운전시간 정보를 토대로 원전 고유 기기신뢰도 데이터를 생산하였다. 이후 분석된 원전 고유 데이터는 ALWR(Advanced Light Water Reactor) URD(Utility Requirements Documents)<sup>6)</sup> 일반 데이터와 베이지안(Bayesian) 분석<sup>7)</sup>수행 후 표준형 원전 개정 PSA 모델에 적용하였다.

### 2.2. PSA 모델 개정

기존의 표준형원전 PSA 모델에 대하여, 다음 2가지 사항을 반영하여 개정하였다.

- Case 1 : TBOCW(Turbine Building Open Cooling Water) 계통에서 필터 37번의 막힘(plugging)에 의한 실패관련 기본사건 삭제

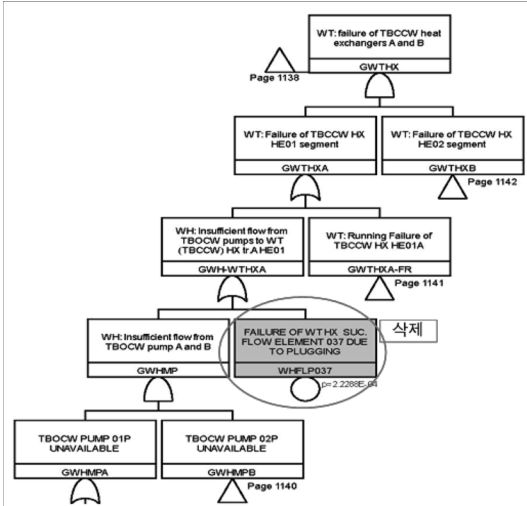


Fig. 2. Modified fault tree of PSA model for flow element #37.

- Case 2 : SDCS(Shut Down Cooling System)의 격납건물 살수 펌프에 의한 693, 694번 모터구동밸브(MOV: Motor Operated Valve) 추가

Case 1은 filter가 아닌 flow element로서 격자의 크기가 전단의 열교환기보다 커서 plugging을 고려하는 것은 무의미하다고 판단하여 해당 기본사건을 삭제하였다(Fig. 2).

Case 2 정지냉각계통의 기능은 원자로 정지 후 원자로냉각계통(RCS: Reactor Coolant System)의 온도가 이차측 열제거에 의해 정지냉각 진입조건으로 냉각된 후 원자로냉각계통을 재장전 온도(125 °F)로 낮춘 후 유지하는 것이다. 즉, 원자로정지 후 초기 단계의 증기발생기를 이용한 냉각은 주급수계통, 보조급수계통 및 증기제거계통을 통해 이루어진다.

냉각 초기 단계를 거친 후 원자로냉각계통이 정지냉각진입온도(350 °F) 및 압력(410 psia)에 도달하면, 정지냉각계통을 이용하여 고온관으로부터 원자로 냉각재를 뽑아 정지냉각 열교환기를 통해 냉각시킨 후 저온관으로 재순환시켜 원자로냉각계통 온도를 재장전 온도로 낮춘 후 이를 유지하게 된다.

PSA 모델에서는 정지냉각계통(SDCS)의 급수원으로, LPSI(Low Pressure Safety Injection) 펌프와 CS (Containment Spray) 펌프 2가지를 적용한다. LPSI 펌프사용시에는 과냉 방지를 위해 693번 모터구동밸브에 대한 “fail to open”을 모델하였다(Fig. 3).

따라서 같은 논리에서 CS 펌프사용시에도 과냉 방지를 위한 693번 밸브의 ”fail to open”을 모델 할 필요가 있다. 왜냐하면, 693번 모터구동밸브의 “fail

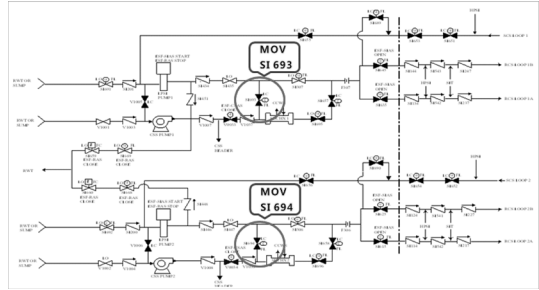


Fig. 3. Simplified P&ID of shut-down cooling system.

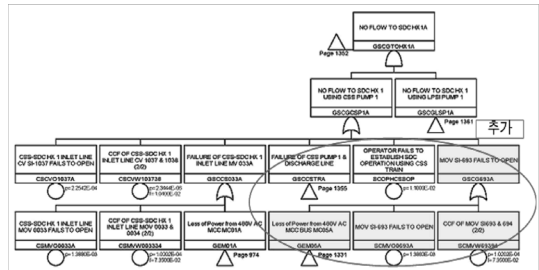


Fig. 4. Modified fault tree of PSA model for MOV #693.

to open”을 모델하지 않을 경우, 모델에서 과냉 유발을 일으키는 시나리오로 구성되기 때문이다.

Fig 4에서와 같이, 693번 모터구동밸브의 PSA 모델 추가시에는 밸브의 자체 고장(fail to open), 전원 공급실패 및 2개 트레인에 대한 밸브의 공통원인 고장(CCF: Common Cause Failure) 기본사건을 추가로 모델 하였다.

모터구동밸브 693번은 A 트레인에 위치하여 있고, 동종의 모터구동밸브 694번은 B트레인에 위치하고 있다. PSA 모델에서 모터구동밸브 693번과 마찬가지로 694번 밸브도 같은 논리로 모델하였다.

### 3. 기기신뢰도 데이터 및 리스크 평가 결과

#### 3.1. 기기신뢰도 데이터

전 원전 신뢰도 DB 시스템을 활용하여, 표준형원전 8개 호기에 대한 고장정비이력을 분석하고, 이를 PSA 모델에 적용하기 위한 통계분석을 수행하였다. 통계분석 수행시 베이지안 처리를 수행하게 되는데, 베이지안 분석은 국내의 고유데이터와 해외 일반데이터를 서로 합성하여 처리하는 조건부 확률의 정의로부터 도출된다. 대부분의 기기 고장에 대한 통계 분포(distribution)는 대수정규분포(Log-normal distribution)를 사용하고 있으며, 표준형 원전의 경우도 모두 이 분포로 가정하여 사용한다. 해외 일반데이터의 정보로 각 기기에 대한 평균값과 오

차인자(EF: Error Factor)를 제공하여 주는데, 각각 ALWR URD와 NUREG 보고서의 정보를 활용 중에 있다. 각 원전별 특성을 반영한 고유데이터의 경우는 크게 해당기기의 고장모드에 따라 통계 분포를 다르게 사용하고 있다. 고장모드는 크게 요구시고장(demand failure)과 운전중고장(running failure)으로 구분되는데, 요구시고장은 성공 혹은 실패의 개념을 가지고 있는 이항분포(Binomial distribution)로 가정하고, 운전중고장은 프와송분포(Poisson distribution)로 가정하여 베이지안 분석시 적용된다. 베이지안 분석을 위한 도구로 BURD(Bayesian Update for Reliability Data)<sup>8)</sup> 소프트웨어를 사용하며, 원전 신뢰도 DB 시스템에서는 모든 기기가 기능상실(complete failure)된 경우에 대하여 일괄 자동 계산하는 방식으로 설계되어 있다(Fig. 5).

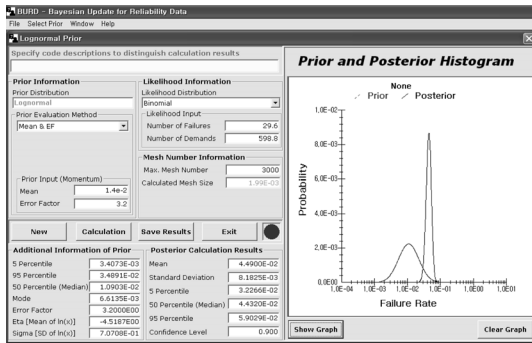


Fig. 5. Main frame of BURD software in PRInS.

Table 2. Result of main component reliability data using PRInS

Component	Failure Mode	Failure Rate	EF
Motor operated valve	fail to open	1.46E-03	1.56
	fail to close	3.03E-04	1.60
Air operated valve	fail to open	7.52E-04	1.89
	fail to close	7.84E-04	1.92
Motor driven pump	fail to start	2.99E-03	1.35
	fail to run	9.22E-06	1.20
AF turbine driven pump	fail to start	7.49E-03	2.23
	fail to run	1.47E-05	2.28
Diesel generator	fail to start	2.41E-02	1.33
	fail to run	1.55E-03	2.23
Air compressor	fail to start	1.38E-02	1.75
	fail to run	3.57E-05	1.40
Chiller unit	fail to start	6.26E-03	1.08
	fail to run	1.21E-04	1.15
Heat exchanger	fail to operate	2.25E-07	2.52
Filter/strainer	plugging	7.23E-07	1.39

Table 3. Comparison of CDF, LERF for KSNP PSA model

Risk Metrics	Basecase Model (/yr)	Revision Model (/yr)	Decrease Rate
CDF	5.44E-06	4.02E-06	26.1%
LERF	6.43E-07	5.26E-07	18.2%

최종 베이지안 분석 결과로 나온 기기고장률(running failure), 고장확률(demand failure) 및 이용불능도를 PSA 모델에 기기별로 그룹핑하여 적용하며, Table 2는 주요 기기별 신뢰도 데이터 분석결과를 보여준다.

분석된 기기 고장률, 기기 고장확률, 이용불능도에 대한 기본 사건 조합을 통하여 리스크 분석을 수행하며, SAREX 코드<sup>9)</sup>를 이용하였다.

### 3.2. 리스크 평가

기기신뢰도 통계분석결과를 PSA 모델에 적용하여 리스크 평가를 수행하였다. PSA에서 일반적으로 사용되는 리스크 척도는 CDF와 LERF이다. Table 3은 최신데이터 개정전 표준형 원전의 CDF 및 LERF 값과 최신 데이터 및 PSA 모델 개정 후의 리스크 비교 값을 보여준다.

기존 모델과 개정모델의 비교결과 CDF, LERF는 각각 26.1%, 18.2% 정도 감소함을 보였다. PSA 모델은 주요 안전계통을 대상으로 작성되며, 일반적으로 개정 주기 기간 동안 안전에 크게 중요하지 않은 계통의 설계변경사항을 PSA 모델에 반영 하더라도 CDF, LERF에 대한 변화는 크지 않다.

Table 3의 CDF, LERF의 감소는 대부분이 최신 적용된 통합 기기 신뢰도 데이터 즉, 최신 고장률이 기존 데이터와 비교하여 향상되었기 때문이다. 이는 정비규정과 같은 다양한 신뢰성 향상 프로그램 도입과 정비 프로세스가 과거와 비교하여 최적화되고 안정화되었기 때문인 것으로 판단하고 있다.

## 4. 결론

본 연구에서는 원전신뢰도 DB 시스템을 활용하여, 한국 표준형원전 8개 호기에 대한 통합 기기 신뢰도 데이터를 생산하고 이를 적용하였다. 또한 원전 설계변경사항을 기존 PSA 모델에 반영하여, as-built, as-operated 상태를 모델에 적용하였다. 그 결과 설계변경에 대한 PSA 모델 변경시 노심손상빈도 및 조기대량방출빈도에 미치는 영향이 크지는 않았으며, 기존 리스크 평가 결과와 비교하면 통합 기기 신뢰도 데이터에 의한 영향으로 각각 노심손상빈

도는 26.1%, 조기대량방출빈도는 18.2% 감소됨을 확인하였다. 향후 국내 가동원전에 대한 기기 신뢰도 데이터가 충분히 축적된다면 국내 원전의 특성만을 반영한 국내 원전 일반데이터 생산이 필요할 것이다. 이는 향후 국내 가동원전 뿐만 아니라 신규 원전에도 적용이 가능할 것이며, 국내 원전의 중요한 자산이 될 것으로 판단된다.

본 연구를 통하여 분석된, 한국 표준형원전 통합 기기신뢰도 데이터는 신규 원전 PSA 모델인 APR 1400에도 적용 중에 있고, 현재 가동 중인 한국표준형원전 PSA모델에도 활용할 계획이다.

### 참고문헌

- 1) INPO(Institute of Nuclear Power Operation), “NPRDS (Nuclear Plant Reliability Data System) Reportable System and Component Scope Manual”, INPO 83-020, 1994.
- 2) INPO, “Training Materials: Equipment Performance and Information Exchange System(EPIX), Engineering Application”, National Academy for Nuclear Training, 2001.
- 3) NEI(Nuclear Energy Institute), “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”, NUMARC 93-01, Revision 4, 2010.
- 4) Hwang SW, Oh JY, and Jae MS, “Development of web-based reliability data analysis algorithm model and its application”, Annals of Nuclear Energy 37, pp. 248~255, 2010.
- 5) Hwang SW, Na JH, and Yim HS, “Development of web-based reliability system for PSA and maintenance rule”, Preceeding of 9th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference, PSAM-0027, 2008.
- 6) EPRI(Electric Power Research Institute), “ALWR (Advanced Light Water Reactor) Utility Requirements Document, Volume II ALWR Evolutionary Plant”, Chapter 1, Appendix A, Revision 7, 1995.
- 7) Modarres M, Kaminskiy M, and Krivtsov V, “Reliability Engineering and Risk Analysis: A Practical Guide”, Marcel Dekker, New York, pp. 33~37, 1999.
- 8) KAERI, “Development of Bayesian Update Reliability Data(BURD) software”, KAERI-ISA-Memo-PSA-2001- 024, 2002.
- 9) 한국전력기술주식회사, “SAREX(Safety And Reliability Evaluation eXpert) User Manual”, Version 1.2, 2004.