

원전운전지표를 이용한 원전의 안전성 변화 분석[†]

박우영*

요약 : 본 연구는 국제원자력기구(International Atomic Energy Agency: IAEA)의 원자로정보시스템(Power Reactor Information System: PRIS)에서 제공하는 원자로 운전실적지표를 이용하여 원전의 안전성에 미치는 기술적·비기술적 요인의 역할을 분석한다. 이를 위해 안전성의 척도로 원전의 고장정지에 따른 발전손실률 (FLR: forced loss rate)을 사용했다. 1970년부터 2015년까지 전 세계에서 운영된 모든 원전으로 구성된 패널자료를 통해 분석한 결과, 기존 연구와 마찬가지로 원전의 전반적인 기술수준과 정비기술수준이 향상될수록 FLR이 하락하는 사실을 확인했다. 하지만 1986년 체르노빌 원전 사고 이후 기술적 요인이 통제된 FLR은 유의적으로 상승했다. 이는 원자력발전사업자가 체르노빌 사고 이후 원자력안전을 위해 보다 많은 기회비용을 지불하고 있다고 해석된다.

주제어 : 원자력 발전소, 안전성, 고장정지에 따른 발전손실률

JEL 분류 : Q49

접수일(2016년 11월 8일), 수정일(2017년 1월 10일), 게재확정일(2017년 4월 14일)

[†]본 논문은 에너지경제연구원 2014년 기본연구 「국내외 원자력안전규제시스템 비교연구」의 일부를 학술논문 형태로 발췌·수정하였음을 밝혀둔다. 과제를 함께 수행한 에너지경제연구원 이상림 박사과 선문대학교 윤태연 교수, 2016년 한국재정학회 추계학술대회에서 귀중한 견해를 주신 부산대학교 원두환 교수 그리고 논문의 완성도를 높이는 데 유익한 조언을 주신 익명의 심사위원들께 심심한 감사를 드린다.

* 에너지경제연구원, 부연구위원(e-mail: parkw@keei.re.kr)

Nuclear Safety Analysis with the Performance of NPPs[†]

Wooyoung Park*

ABSTRACT : Nuclear safety measures such as safety technology, culture, and regulation affects nuclear performances. This paper analyzes the change of nuclear performance by considering nuclear safety measures. Nuclear performance and technical data ranging 1970 to 2015 are collected from the Power Reactor Information System (PRIS) of IAEA. The result of panel regression analysis shows that overall engineering level, maintenance engineering and productivity decrease the forced loss rate (FLR). FLR structurally increase after Chernobyl accident in 1986 whereas after TMI and Fukushima accidents FLR didn't show any significant changes. The structural increase of FLR after Chernobyl are likely to result from the efforts of international communities for nuclear safety culture which makes nuclear operating company pay more opportunity cost to achieve nuclear safety.

Keywords : Nuclear power, Safety, Forced loss rate

Received: November 8, 2016. Revised: January 10, 2017. Accepted: April 14, 2017.

[†] This work is partly based on the 2014 KEEI policy research report 'A Comparative Study on the International Safety Regulatory System of Nuclear Power Industry'.

* Associate Research Fellow, Korea Energy Economics Institute(e-mail: parkw@keei.re.kr)

I. 서론

원자력 발전은 경제성과 동시에 기후변화에도 대응할 수 있는 유일한 전원으로 여러 나라들이 원자력 발전을 주요 전원으로 사용하거나 신규 도입을 고려하고 있다. 그러나 과거 여러 차례의 심각한 원전사고로 원자력에 대한 국제 사회의 의구심이 깊어지고 있다. 급기야 2011년 후쿠시마 제1원전 사고가 발생으로 독일, 스위스, 벨기에 등은 원자력 발전을 포기하거나 축소하는 방향으로 에너지 정책을 전환하였다.

이렇듯 원자력에 대한 사회적인 인식이 악화되는 가운데 지속 가능한 전원으로 원자력을 사용하기 위해서는 원자력의 안전성 확보가 요구된다. 그리고 이를 위해 원전의 안전성을 측정하고 관찰하여 안전성이 훼손되지 않게 유지하는 것이 중요하다. 원전의 안전성을 확보하는 데 필요한 안전의 속성에 대해서는 어느 정도 공감대가 형성되어 있다. 국제원자력기구(International Atomic Energy Agency: IAEA)는 높은 수준의 원자력 안전이 좋은 설계(good design), 운영상의 안전(operational safety) 그리고 인간수행(human performance)의 상호작용을 통해서 얻을 수 있는 결과임을 강조한다(IAEA, 2000). 이는 원전의 안전성이 단지 기술적 요인에 의해서만 확보되는 것이 아니라 비기술적 요인들과 상호작용으로 이루어진다는 것을 의미한다.

본 연구는 원자력 안전성에 미치는 요인들과 그 역할을 원자로 운전실적자료 등을 통해 파악하고자 한다. IAEA (2000)는 과거 경험으로 볼 때 원전의 안전성과 생산활동은 서로 배치되는 것이 아니며, 안전성이 높은 원전이 높은 생산성을 보이고 있음을 제시한다. 또한 안전성지표는 안전성과 직접적으로 관련이 있는 변수뿐만 아니라 원전의 경제성 변수도 고려해야 한다고 주장한다. 그러나 원전의 안전성에 대한 기존연구들은 원자력의 안전성에 직접적으로 관련이 있는 지표들에 집중되어 있다. 여기서는 원자로의 경제성을 나타내는 운전실적 가운데 ‘원전의 고장정지에 따른 발전손실률(FLR: forced loss rate)’을 통해 전세계 원전산업의 안전성 변화를 분석한다.

원전의 운전실적은 크게 기술적인 요인과 경영자의 자세 및 조직문화, 에너지 정책 등의 비기술적 요인들에 영향받는다. 이 중 원자로의 기술적 안전성은 원전운전을 위한 기본적 요건이다. 한국과학기술정보연구원(2005)은 원전안전의 기술적 특성으로 다음 세 가지를 언급한다. 첫째, 원자로는 많은 양의 방사성물질을 축적하고 있으며, 둘째, 원자

로를 적절하게 냉각시키지 못하면 방사성물질이 외부로 누출될 수 있고, 셋째, 원자로 정지 시에도 방사성붕괴열이 상당히 높기 때문에 상당기간 지속적인 냉각이 필요하다는 것이다. 이는 원전은 근본적으로 방사성물질이라는 자연과 인간에 유해한 물질을 생성하고 축적하고 있으며, 이를 안전하게 통제·관리하는 기술이 필요함을 의미한다. 하지만 원전의 안전운전은 지진·해일과 같은 외부환경변화 등에 의해 기술적 안전성을 유지하기 어려운 경우가 있다. 따라서 이러한 안전관련 기술적 요인 변화를 관측하고 안전규제와 관리에 활용하는 것이 필요하다. 지금까지 국내외에서 여러 안전성 지표들이 개발되었다. 대표적인 것으로 세계원자력사업자협회(World Association of Nuclear Operators: WANO)의 12개 원전안전성능지표가 있다(WANO, 2015). 또한 IAEA와 한국원자력안전기술원(KINS)은 자체적으로 안전성능지표(safety performance indicator)를 개발하여 안전규제에 활용하고 있다(IAEA, 2000; 양채용, 2010).

그렇지만 원자력의 안전은 안전기술을 통해서만 달성할 수 있는 것은 아니다. 오히려 원전의 안전기술이 정상적으로 작동하는 경우에도 구성원의 실수 등으로 안전이 위협받을 수도 있다. 하지만 원자력 안전에 관한 여러 문헌들은 인적·조직적 측면의 안전성, 즉 안전의 비기술적 요인보다는 기술적 측면의 안전성에 집중되어 있다(Ramana, 2009). Ramana (2009)는 정책입안자나 공공이 제기하는 의문은 ‘원자력시설이 안전할 수 있는 가능성’을 묻는 것이 아니라 ‘원자력시설이 실제로 안전할 수 있는지’를 묻는 것이라고 주장한다. 그리고 두 번째 질문에 대한 답은 인적·조직적 요인과 관련 있다고 언급한다.

대표적인 인적오류에 따른 원전사고로 1979년 미국 쓰리마일 원전(Three Mile Island: TMI) 사고와 체르노빌(Chernobyl) 원전 사고를 들 수 있다. TMI 원전사고는 정비오류로 인해 보조급수기가 작동하지 않은 가운데 운전원이 긴급노심냉각장치의 작동을 멈추는 부적절한 대응으로 발생하였다(OECD/NEA, 2012). 舊소련(현재 우크라이나)의 체르노빌 원전사고는 안전문화(safety culture)의 중요성을 일깨워준 사고이다.¹⁾ 국제원자력 기구(IAEA) 산하 국제원자력안전자문그룹(International Nuclear Safety Advisory Group: INSAG)은 사고사정보고서를 통해 “체르노빌 원전사고의 근본원인은 소위 인적요인

1) 사고 발생 전일인 1986년 4월 25일, 체르노빌 원전 4호기(RBMK 원자로)에서는 외부전력공급 차질이 발생할 경우 터빈의 관성으로 냉각수 공급에 필요한 전력생산이 가능한지 시험을 했다. 시험 중 열출력 저하로 원자로가 불안해지자 열출력을 높이기 위해 제어봉을 수동으로 조절하는 과정에서 과잉출력이 났고, 원자로 자동정지계통이 꺼져있어서 핵연료가 과열되어 파손되고 노심이 폭발했다(OECD/NEA, 2012).

(human factor)에서 발견할 수 있다.”고 밝혔다(IAEA/INSAG, 1992). 이후 IAEA는 원자력 안전에 있어서 조직과 종사자의 자세를 강조하는 안전문화(safety culture)의 개념을 정립했다. IAEA의 원자력안전자문그룹의 보고서인 INSAG-3에서는 안전문화를 “원자력에 관련된 모든 활동에 종사하는 모든 개인과 조직이 안정성에 관련된 모든 정보를 자유롭게 교환할 수 있는 개방된 태도와 실수에 대한 솔직한 인정, 안전에 대한 철저한 인식과 책임을 공유하는 풍토”라고 정의하고 있다(INSAG, 1999). 또한 IAEA는 ‘ASCOT (Assessment of the Safety Culture in Organizations Team) Guidelines (1996)’을 통해 안전문화를 평가하는 데 필요한 각 분야의 주요지표를 제시하고 있다(IAEA, 2002).²⁾

위에서 언급한 안전성의 기술적 요인과 비기술적 요인은 각각의 고유 특성으로 인해 원전의 운전실적에 각기 상반된 영향을 미친다. 먼저 원전의 기술향상은 안전성을 개선하여 원전의 고장정지 횟수를 낮추거나 정비시간을 줄일 뿐만 아니라 원전의 생산성을 높인다. 반면 원전의 안전문화와 안전규제와 같은 비기술적 요인은 생산기술과 달리 안전관리를 위한 시간과 노력을 유발시킴으로써 안전성을 개선한다. 따라서 원자력 안전의 비기술적 요인은 원전의 생산성을 저하시킨다.

일상에서 우리는 원전의 안전을 나타내는 여러 지표들 중에 ‘고장정지 횟수’ 또는 ‘고장정지율’을 원전의 안전성 척도로 여기는 경우가 많다. 그리고 원자력발전소의 잦은 고장정지가 원전의 안전성을 위협하는 신호로 받아들여곤 한다. 이는 원전의 고장정지를 기술적 측면에서만 바라보았기 때문이다. 엄밀히 말해서 안전성 악화는 고장정지를 촉발하지만, 고장정지가 안전성 악화를 의미하지 않는다. 오히려 원전의 고장정지는 안전성에 문제가 있을 때 안전한 상태를 회복하기 위해 강제적으로 (위험한) 운전을 중지하는 과정이라고 보는 것이 보다 타당하다. 다시 말해서 원자력 발전소에서 발생하는 고장은 안전한 운영을 위한 하나의 절차인 것이다. 만약 원전의 안전관리시스템이 작동하지 않아서 원자로가 무리하게 위험한 운전을 계속하게 되면 특정 임계치에서 원자로의 안전은 확보되지 못하고 원자력 사고로 이어질 것이다.

본 연구는 원전의 안전성을 구성하는 기술적·비기술적 요인들로 구분하여 각 구성

2) 최영성 외(2004)에 따르면 ASCOT을 대체한 SCART (Safety Culture Assessment Review Team)은 5개 차원, 16개 요소, 42개 지표, 76개 측정변수로 구성된 안전문화지표를 개발하고 있다. 측정변수는 정성적 및 정량적 변수로 구성되며, 감사(Audit), 관찰(Observation), 인터뷰, 설문조사 등의 방법을 활용하여 측정한다.

요소가 원전의 고장정지에 따른 발전기회비용에 미치는 영향을 살펴본다. 특히 주요원 전사고 전후로 비기술적 요인에 의한 안전성 변화를 분석한다. 실증분석을 위해 국제원 자력기구(International Atomic Energy Agency: IAEA)의 원자로정보시스템(Power Reactor Information System: PRIS)의 원자로운전실적자료(performance indicators)를 이용했다. 여기서는 안전성의 척도로 ‘원전의 고장정지에 따른 발전손실률(FLR: forced loss rate)’을 사용했다(IAEA, 2013). 1970년부터 2015년까지 전 세계에서 운영된 모든 원전으로 구성된 패널자료를 통해 분석한 결과, FLR은 원전의 전반적인 기술수준과 정비기술수준이 향상됨에 따라 감소하는 것으로 나타났다. 또한 FLR이 체르노빌 원전사 고 이후 구조적으로 상승한 것을 확인했다. 반면, 쓰리마일 원전(Three Mile Island: TMI) 사고와 후쿠시마 원전사고 전후로는 FLR에 유의한 구조적 변화를 확인할 수 없었다.

체르노빌 원전 사고 이후에 발생한 FLR의 구조적 상승은 고장정지 횟수가 증가하거 나 고장정지 시간이 증가할 경우 모두에서 발생할 수 있다. 하지만 고장정지 횟수의증가 는 안전성 위험이 상승하는 것을 의미하는 반면, 고장정지 시간은 원전사업자가 안전성 확보를 위해 지불하는 기회비용이 증가하는 것을 의미한다는 점에서 시사하는 바가 서로 다르다. FLR의 상승요인을 파악하기 위해 PRIS의 원자로 긴급가동정지(Safety Control Rod Axe Man: SCRAM) 횟수와 SCRAM 발생 후 고장정지시간에 관한 자료를 이용했 다. 고장정지 횟수와 정지시간의 추세를 분석한 결과 체르노빌 원전 사고 이후에 고장정 지 횟수가 감소 또는 일정 수준을 유지하는 것으로 나타내는 반면, 고장정지시간은 꾸준히 증가하는 모습을 보였다. 이는 FLR의 구조적 상승이 고장정지시간의 증가에 기인한 다는 사실을 의미한다. 다시 말해서, 체르노빌 사고 이후 원자력 사업자는 안전성 확보 를 위해 이전보다 많은 기회비용을 지불하는 것으로 확인되었다.

이하에서는 관련 선행연구와 원전안전기술 및 안전문화에 대해 살펴본다. 그리고 실 증분석에 이용한 IAEA의 PRIS 데이터를 설명하고, 실증분석 모형과 결과에 대해서 논 의한다. 마지막으로 연구의 결론을 제시한다.

II. 선행연구

1979년 미국 TMI사고 이후 원전의 안전성이 강조되면서 원전의 기술적 안전성 및 안

전문화를 측정·관리하기 위해 많은 지표들이 개발되었다. 여기서는 이와 관련된 대표적인 문헌들을 소개한다.

Joskow and Rozanski (1979)는 원자력 발전효율이 학습효과(learning by doing)에 의해서 개선되고 있음을 보여주었다. 원전 설비이용률(capacity factor)이 누적발전량에 비례하여 증가하고 있음을 확인한다. 이는 원전 운영경험이 발전효율을 향상시키는 매우 중요한 요소임을 의미한다. 구체적인 분석결과는 다음과 같다. 새로운 발전소의 경우 학습효과로 인해 연간 5% 증가하는 것으로 나타났고, 나라별로 살펴보았을 때 미국과 다른 국가들 간의 차이는 크지 않은 것으로 나타났다.

Rothwell (1990)은 설비이용률(capacity factor)을 가동용량비중과 운영시간비중으로 나누고, 원전의 규모(capacity), 년수(years), 정비시간이 각 비중에 미치는 영향을 분석했다. 분석결과, 원전의 규모에 따라 이용률이 일관되게 비례하여 증가하지 않는 것으로 확인되었다. 또한 원자로 제조사에 따라 상이하게 나타났다. 대체적으로 가동연수가 증가함에 따라 긴급가동정지(SCRAM) 횟수는 감소하지만, SCRAM에 따른 정비시간은 늘어나는 것으로 확인되었다.

Krautmann and Solow (1992)는 원자로의 발전효율과 가동연수 간의 관계를 분석했다. 비등형경수로(Boiling Water Reactor: BWR)의 경우 가동연수 증가에 따라 원전의 효율은 감소했다. 그러나 가압경수로(Pressurized Water Reactor: PWR)의 경우 TMI사고 이전에는 가동연수에 따라 원전의 효율이 약간 증가하지만, TMI사고 이후 증가폭이 작아졌다. 이는 가동연수에 따른 학습효과가 발전효율을 향상시키고, 비용을 절감한다는 견해와는 상반된다. 다시 말해서, 원자력 사고로 인해 안전규제가 강화되고 이로 인해 초기 건설비용, 운영비용의 증가, 그리고 잠재적인 원전해체 비용까지 고려하게 되면서 발전효율을 높이는 학습효과는 상쇄될 수 있다. 따라서 원전의 비용 절감을 유도하지 못할 가능성이 있음을 시사한다.

Rust and Rothwell (1995)은 미국의 TMI사고가 원전의 규제정책과 사업자들의 원전 운영방식에 미친 영향에 대해 분석했다. TMI사고 이후 사업자들은 계획정지(planned outage) 기간을 늘리는 한편, 원전운영 주기도 사고 이전 12개월에서 사고 이후 18개월로 늘렸다. 계획정지 기간을 늘린 것은 계획된 설비점검 시간의 증가를 의미하며, 이는 원전이 불시에 고장·정지할 확률을 감소시키는 역할을 한다고 볼 수 있다. 다만 계획정

지시간의 증가는 운영비용을 증가시킨다. 동적 시뮬레이션의 결과도 TMI사고 이후 미국의 원자력규제기관인 U.S. NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission)가 규제를 강화하면서 비계획정지 발생 빈도가 낮아졌지만, 사업자의 이윤이 감소하는 것으로 확인되었다. 주지할 점은 비계획정지 횟수가 감소하는 것과 달리 비계획정지 시간은 늘어나는 것이다.

David et al. (1996)은 TMI사고 이후 U.S. NRC의 안전규제정책이 실질적으로 안전성을 향상시켰는지를 분석했다. 특히 비계획정지 발생 빈도가 아닌 비계획정지 위험률(hazard rate)을 원전의 안전성을 측정하는 대리변수로 사용했다. 분석 결과 TMI 이후 U.S. NRC의 안전규제강화는 비계획정지 위험률을 현저히 떨어뜨리면서, 실질적으로 안전성 제고에 기여한 것으로 확인되었다.

원자력의 안전성과 관련하여 규제 이외 측면 가운데 중요한 주제는 안전문화라고 볼 수 있다. Morrow et al. (2014)는 안전문화와 안전지표 간의 관계를 분석했다. 안전문화를 측정하기 위해 안전문화를 구성하는 9개 요인을 설정하고, 각 안전문화 요인이 U.S. NRC의 안전지표에 어떠한 영향을 미치는지 살펴보았다. 분석 결과 대체적으로 안전문화와 안전지표 사이에 유의한 상관관계가 확인되었고, 안전문화가 안전지표의 약 23~52%를 설명하는 것으로 나타났다.

III. 원자력 안전기술과 안전문화

1. 안전기술

원자로의 기술적 안전성은 원전운영을 위한 기본적 요건이다. 한국과학기술정보연구원(2005)은 『원자력 안전관리 기술동향』에서 원자력 관련시설의 안전관리관점에서 고유한 기술적 특성으로 다음 세 가지를 언급한다. 첫째, “원자로는 운전됨에 따라 많은 양의 방사성물질이 원자로 내에 생성·축적된다.” 둘째, “정상운전 중인 원자로를 적절하게 냉각시키지 못하면 원자로 내에서 생성된 핵분열 생성물을 외부와 차단하고 있는 방벽들이 손상되어 방사성물질이 외부로 누출될 수 있다.” 셋째, “원자로를 정지시키더라도 핵분열 생성물의 방사성붕괴에 의해 계속 발생하는 붕괴열이 상당히 높은 수준이어서, 상당한 기간 동안 지속적으로 냉각시켜야 한다.”

OECD/NEA (2012)도 역시 원전의 안전성확보의 기본은 안전한 원자로와 운영시스템을 확보하는 것이라고 밝히면서 안전성이 기술적 토대에서 확보되는 가치임을 강조한다. 그리고 원전 안전 시스템의 기술적 요인들로 부지선정(siting), 심층방호(defence-in-depth), 공학적 안전시스템(engineered safety systems) 그리고 포괄적 시험(comprehensive testing)을 들고 있다.

〈표 1〉 기존 원자력 발전소에서의 심층방호 단계

| 단 계 | 목 적 | 주요 수단 |
|---------|--|---------------------------|
| Level 1 | 비정상 운전 및 고장 예방 | 보수적 설계 및 고품질 건설과 운영 |
| Level 2 | 비정상 운전 제어 및 고장 감지 | 제어, 제한 및 보호 시스템과 기타 감시 기능 |
| Level 3 | 설계기준 내에서 사고의 통제 | 공학적 안전 기능 및 사고 절차 |
| Level 4 | 사고의 진행을 막는 것을 포함하는 중대 원전 상태의 제어 및 중대 사고 결과의 저감 | 보완 조치 및 사고 관리 |
| Level 5 | 방사성 물질의 심각한 누출로 인한 방사선 피해 저감 | 소의 비상대응조치 |

출처: IAEA (1996)

특히 IAEA (1996)는 보고서³⁾를 통해 기술적 요인들 가운데 심층방호의 중요성을 강조한다. 보고서는 심층방호를 “다중의 보호단계를 통해 방사성 물질이 외부로 유출되는 것을 방지하는 시스템”으로 정의한다. 심층 방호 전략은 다섯 레벨⁴⁾로 이루어지며, 하나의 레벨이 실패할 경우 다음 레벨이 작동하는 방식이다. 심층방호 1레벨은 정상적인 운전에서 사고에 대한 대응을 나타낸다. 2레벨은 비정상 운전 발생 시 이를 탐지하여 원전의 상태가 악화되는 것을 방지하는 단계이다. 이때 원전은 고장정지하고 가급적 빠른 시일에 정상운전으로 복귀하기 위한 조치들이 시행된다. 3레벨은 설계기준 내에서 발생한 사고에 대한 대응 단계이며, 4와 5레벨의 심층 방호 전략이 적용되는 경우는 이미 발

3) IAEA/INSAG, 1996, “Defence in depth in nuclear safety (INSAG-10)”

4) 심층방호의 다음과 같은 다섯 개의 단계로 이루어진다. 1단계 비정상 운전 및 고장 예방, 2단계 비정상 운전 제어 및 고장 감지, 3단계 설계기준 내에서 사고의 통제, 4단계 사고의 진행을 막는 것을 포함하여 중대원전상태의 제어 및 중대사고 결과의 저감, 5단계 방사성 물질의 심각한 누출로 인한 방사선 피해 저감.

생한 심각한 사고에 따른 방사성 물질 유출을 최소화하거나 원자력 피해를 경감하는 대응조치가 시행된다. <표 1>에서 볼 수 있듯이 1부터 4레벨까지는 물리적 방벽 보호(Protection of barriers)⁵⁾와 방사성 물질 유출 감소를 지향하고 있으며, 마지막 5레벨은 심각한 유출사고로부터 주민들을 보호하기 위한 소외 긴급조치에 해당한다.

지금까지 국내외에서 여러 기술적 안전성 지표들이 개발되어 활용되고 있다. 대표적으로 세계원자력사업자협회(World Association of Nuclear Operators: WANO)는 원자로의 안전성능과 관련된 12개의 지표를 발표하고 있다.⁶⁾ IAEA (2000)는 원전의 안전하게 운영되는 원전의 상태를 ① 원활한 운영(operate smoothly), ② 낮은 위험으로 운영(operate with low risk), ③ 바람직한 안전태도를 가지고 운영(operate with positive safety attitude)되는 상태로 구분하고 해당범주에 속하는 안전성능지표를 제시하고 있다(WANO, 2015). 한국원자력안전기술원(KINS)은 1995년부터 성능지표에 관한 연구를 시작하여 자체적으로 안전성능지표(safety performance indicator)를 개발하고 있으며, 안전규제에 활용하고 있다. 현재는 총 11개의 지표를 개발하고 평가결과를 원전안전운영정보시스템(OPIS)⁷⁾을 통해 공개하고 있다(양채용, 2010).

2. 안전문화

각국의 안전규제시스템은 중대 원전사고를 통해 크게 개혁되었다. 특히 1979년 TMI사고와 1986년 구소련에서 발생한 체르노빌 원전사고는 세계 원자력 산업에 있어서 안전문화(safety culture)의 중요성을 다시금 강조하는 계기가 되었다. 퍼거슨은 그의 저서(Ferguson, 2011)에서 안전문화를 “위험한 상황이 전개되고 있다고 의심되는 경우 사고로부터 대중이 입는 피해 방지를 최우선으로 하는 문화”라고 정의한다. 그리고 원전의 모든 구성원들이 지위고하를 막론하고 원전의 안전에 중요한 역할을 하고 있으며, 원전의 안전에 이상이 발생할 경우 모든 구성원이 처벌에 대한 두려움 없이 당국에 보고할 수 있어야 한다.

5) IAEA가 정의하는 물리적 방벽은 연료 매트릭스(fuel matrix), 연료 피복(fuel cladding), 냉각시스템(boundary of the reactor coolant system), 격납건물(containment system)로 구성된다.

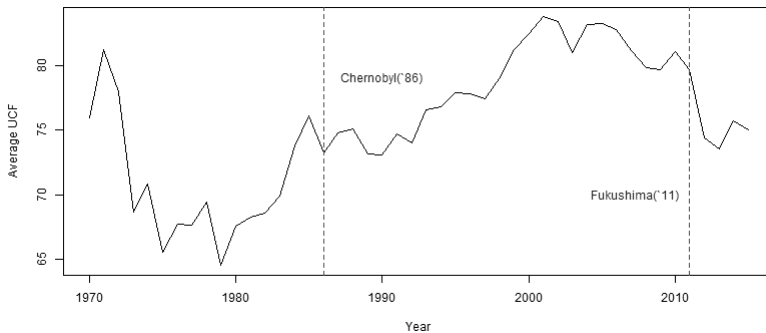
6) WANO는 발표하는 원자력안전성 지표는 다음과 같다: unplanned total SCRAM, unplanned automatic SCRAM, Industrial safety accident rate, collective radiation exposure, unit capacity factor, unplanned capability loss factor, forced loss rate, safety system performance, chemistry performance, fuel reliability, grid-related loss factor, contractor industrial safety accident rate.

7) <http://opis.kins.re.kr/>

한편 체르노빌 원전사고 이후 IAEA를 중심으로 하는 원자력 및 안전전문가들이 국제적으로 이 사고를 조사하고 대책을 논의하면서 안전문화가 중요하다는 인식이 보다 확대되었다. 이와 함께 원자력발전소에서 사고 발생 시 소외로 방출되는 방사성물질이 해당 국가뿐만 아니라 국경을 초월하여 전 세계로 확산된다는 우려가 제기되었다. 이에 따라 국제적 장치로 원자력안전협약, 방사성폐기물협약 등이 만들어졌다. 특히 IAEA는 체르노빌 사고 이후 국제적으로 원전 안전성 향상을 위한 원자력 안전문화 조성에 힘쓰는 한편, 3년 주기로 체약국들 간에 원전 운영상황을 상호 검토하도록 하였다. 이러한 국제사회의 노력으로 전 세계에 안전문화가 확산되었다. 또한 국제사회는 과거 원자로의 발전 실적 향상을 중시한 원전정책에서 탈피하여 안전을 최우선 가치로 설정하는 원전정책을 추구하게 되었다.

일각에서는 과도한 안전 우선 문화가 원전의 경제성을 낮출 수 있다고 우려한다. 하지만 안전문화의 확산과 안전규제강화에도 불구하고 원전의 경제성은 훼손되지 않은 것으로 보인다. <그림 1>은 전 세계 원자로의 연평균 이용률 추이를 나타내고 있다. 1970년대 말부터 체르노빌 사고가 발생하기 전인 1985년까지 원자로의 이용률은 급격히 상승하는 모습이였다. 체르노빌 원전중대사고 발생 이후 원전 이용률 증가세는 크게 꺾이고 1990년대 초반까지 평균 약 74%대의 이용률에서 횡보하였으나 원전 이용률이 저하되지는 않았다. 오히려 체르노빌 사고에 따른 충격이 완화되고 원전운영기술이 발달함에 따라 원전 이용률은 1993년부터 다시 상승세를 보였고, 후쿠시마 원전사고 이전까지 80%대에 달하는 높은 경제성을 나타냈다.

<그림 1> 연평균 원자로 이용률(UCF: unit capacity factor) 추이



출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

IV. 원자로 운전실적 자료

국제원자력기구(IAEA)는 원자로정보시스템(PRIS)를 통해 전 세계에서 운영한 모든 원자로들의 특성(specification), 운전실적(performance), 전력공급중단(outage) 등을 포함하는 포괄적인 데이터뿐만 아니라 건설, 계획, 해체 중인 원자로에 대한 정보도 제공하고 있다.⁸⁾ 따라서 PRIS database를 통해 전 세계 원자로의 현황을 파악하고 분석에 활용하였다.

〈표 2〉 국가별 원자로 운영 현황(2015년 말 기준)

| 국가 | 운전 중 | | 장기운전 정지 | | 영구운전 정지 | | 운영 경험 (년/월) | 순위 | | 건설 중 | | 계획 중 | |
|-------|------|----------|---------|----------|---------|----------|----------------|-----|-------|------|----------|------|----------|
| | 기수 | 순용량 (MW) | 기수 | 순용량 (MW) | 기수 | 순용량 (MW) | | 순용량 | 운영 경험 | 기수 | 순용량 (MW) | 기수 | 순용량 (MW) |
| 미국 | 99 | 99185 | | | 33 | 13945 | 4111/4 | 1 | 1 | 5 | 5633 | 15 | 19656 |
| 프랑스 | 58 | 63130 | | | 12 | 3789 | 2048/4 | 2 | 2 | 1 | 1630 | | |
| 일본 | 43 | 40290 | 1 | 246 | 16 | 8262 | 1739/0 | 3 | 3 | 2 | 2650 | 9 | 12419 |
| 영국 | 15 | 8918 | | | 30 | 4715 | 1559/7 | 11 | 4 | | | | |
| 러시아 | 35 | 25443 | | | 5 | 786 | 1191/4 | 5 | 5 | 8 | 6582 | 22 | 6609 |
| 독일 | 8 | 10799 | | | 28 | 15576 | 816/7 | 9 | 6 | | | | |
| 캐나다 | 19 | 13524 | | | 6 | 2143 | 693/6 | 7 | 7 | | | | |
| 한국 | 24 | 21733 | | | | | 474/0 | 6 | 8 | 4 | 5420 | | |
| 우크라이나 | 15 | 13107 | | | 4 | 3515 | 458/6 | 8 | 9 | 2 | 1900 | | |
| 인도 | 21 | 5308 | | | | | 439/6 | 14 | 10 | 6 | 3907 | 4 | 3094 |
| 스웨덴 | 10 | 9648 | | | 3 | 1210 | 432/6 | 10 | 11 | | | | |
| 스페인 | 7 | 7121 | 1 | 446 | 2 | 621 | 315/1 | 12 | 12 | | | | |
| 벨기에 | 7 | 5913 | | | 1 | 10 | 275/7 | 13 | 13 | | | | |
| 중국 | 31 | 26774 | | | | | 209/2 | 4 | 14 | 24 | 24128 | 32 | 26520 |
| 대만 | 6 | 5052 | | | | | 206/1 | 15 | 15 | 2 | 2600 | | |
| 스위스 | 5 | 3333 | | | 1 | 6 | 204/11 | 17 | 16 | | | | |
| 불가리아 | 2 | 1926 | | | 4 | 1632 | 159/3 | 19 | 17 | | | | |

8) IAEA (2013)의 ‘PRIS-Statistics: Power Reactor Information System Statistical Reports (User’s Manual)’ 참고.

<표 2> 국가별 원자로 운영 현황(2015년말 기준) (Continued)

| 국가 | 운전 중 | | 장기운전 정지 | | 영구운전 정지 | | 운영 경험 (년/월) | 순위 | | 건설 중 | | 계획 중 | |
|-------|------|----------|---------|----------|---------|----------|----------------|-----|-------|------|----------|------|----------|
| | 기수 | 순용량 (MW) | 기수 | 순용량 (MW) | 기수 | 순용량 (MW) | | 순용량 | 운영 경험 | 기수 | 순용량 (MW) | 기수 | 순용량 (MW) |
| 슬로바키아 | 4 | 1814 | | | 3 | 909 | 156/7 | 23 | 18 | 2 | 880 | | |
| 핀란드 | 4 | 2752 | | | | | 147/4 | 18 | 19 | 1 | 1600 | 1 | 1200 |
| 체코 | 6 | 3930 | | | | | 146/10 | 16 | 20 | | | | |
| 헝가리 | 4 | 1889 | | | | | 122/2 | 20 | 21 | | | | |
| 이탈리아 | | | | | 4 | 1423 | 80/8 | | 22 | | | | |
| 아르헨티나 | 3 | 1632 | | | | | 76/2 | 24 | 23 | 1 | 25 | | |
| 네덜란드 | 1 | 482 | | | 1 | 55 | 71/0 | 30 | 24 | | | | |
| 파키스탄 | 3 | 690 | | | | | 64/8 | 28 | 25 | 3 | 1644 | 1 | 1014 |
| 남아공 | 2 | 1860 | | | | | 62/3 | 22 | 26 | | | | |
| 브라질 | 2 | 1884 | | | | | 49/3 | 21 | 27 | 1 | 1245 | | |
| 멕시코 | 2 | 1440 | | | | | 47/11 | 25 | 28 | | | | |
| 리투아니아 | | | | | 2 | 2370 | 43/6 | | 29 | | | | |
| 아르메니아 | 1 | 375 | | | 1 | 376 | 41/8 | 31 | 30 | | | | |
| 슬로베니아 | 1 | 688 | | | | | 34/3 | 29 | 31 | | | | |
| 루마니아 | 2 | 1300 | | | | | 27/11 | 26 | 32 | | | | |
| 카자흐스탄 | | | | | 1 | 52 | 25/10 | | 33 | | | | |
| 이란 | 1 | 915 | | | | | 4/4 | 27 | 34 | | | 3 | 2160 |
| UAE | | | | | | | | | | 4 | 5380 | | |
| 벨라루스 | | | | | | | | | | 2 | 2218 | | |
| 베트남 | | | | | | | | | | | | 2 | 2000 |
| 계 | 441 | 382855 | 2 | 692 | 157 | 61395 | | | | 68 | 67442 | 89 | 74672 |

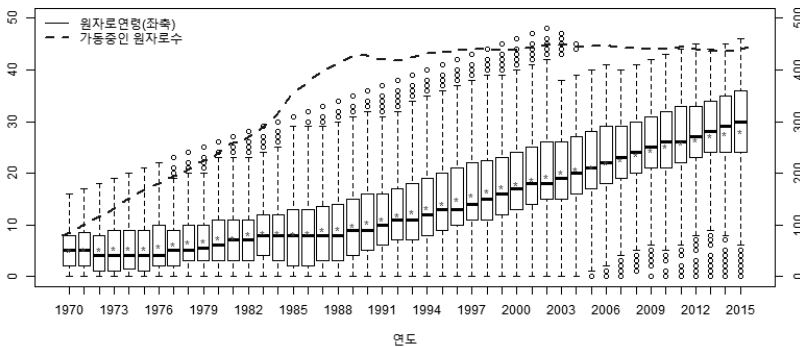
주) 원자로의 운영시작시점은 전력망연결을 기준으로 한다. 계획 중인 원자로는 2016년 9월 현재 기준으로 작성되었다.

자료: IAEA PRIS

<표 2>는 2015년 기준으로 각국이 운영한 원자로의 수 및 총 순용량과 원자로 운영경험을 수치화하여 나타내고 있다. 원자력 발전소 운영경험은 미국, 프랑스, 일본, 영국, 러시아, 독일, 캐나다 순으로 높으며, 한국도 8위의 높은 운영경험 순위를 기록하고 있다. 순발전용량 기준으로 순위를 살펴보면 1위부터 3위까지는 운영경험과 순위가 같으나,

영국의 2015년 현재 순발전용량 순위는 11위에 그치고 있으며, 높은 운영경험을 보유한 독일도 탈원전 정책으로 인해 순발전용량 순위가 9위로 하락하였다. 하지만 낮은 운영 경험에도 불구하고 최근에 많은 원전을 건설하고, 계획 중인 중국이 순발전용량 순위에서 일본 다음으로 4위에 차지하고 있는 것이 특징적이다.

<그림 2> 원자로의 가동연령 분포와 운영 중인 원자로 수 추이



주) 좌측에 해당하는 그래프는 각 연도별 원자로의 가동연령을 박스그래프로 나타낸 것이다. 박스 플롯의 가운데 굵은 실선은 해당 분포의 중앙값, 별표(*)는 평균값을 표시한다. 박스는 하한선과 상한선이 각각 1사분위수와 3사분위수인 사분위수 범위(interquartile range)를 나타낸다. 박스 밖의 점선 꼬리는 사분위수 범위의 1.5배 안에 들어오는 구간을 의미한다. 우측에 해당하는 점선은 연도별 가동 중인 원자로수를 보여준다.

출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

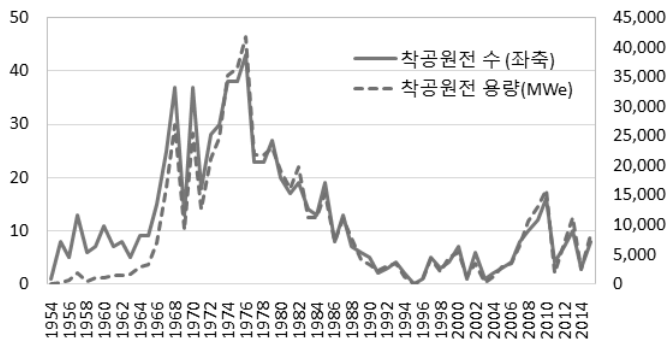
<그림 2>는 1970년부터 2015년까지 전 세계에서 운전 중인 원자로의 수와 연도별 원자로의 가동연령 분포를 보여주고 있다.⁹⁾ 전 세계 원자로의 수는 상업운전 기준으로 1970년의 80개에서 1990년에 429개로 증가하는 가파른 증가세를 보였다. 하지만 90년대부터 상업운전을 개시하는 원자로가 급격히 줄어드는 가운데 폐로도 증가하면서 전반적으로 원자로의 증가세가 크게 꺾여 2012년부터 2014년까지 원전의 수가 437기로 정체된 모습이었다. 하지만 중국에서 추가된 신규원전이 급속히 증가하면서 2015년 현재 상업운전 기준 원자로 수는 444개이다. 이렇듯 원자로 수 증가세가 줄어들면서 전 세계 원자로의 노후화도 빠르게 진행되는 모습이다. 1990년 이전까지는 신규 원자로의 꾸

9) <그림 2>의 원자로의 수는 상업운전시점을 기준으로 산출된 것으로 전력망 연결시점을 기준으로 사용하는 IAEA의 발표와는 차이가 있다.

준한 유입으로 원자로 가동연령 분포의 변화가 매우 완만하였지만, 이후 신규 원자로 유입이 크게 줄어들면서 전 세계적으로 원전의 노후화가 심화되고 있는 모습이다.

<그림 3>과 <그림 4>는 각각 착공한 원자로 수 및 원전 용량과 신규원자로 및 영구정지 원자로의 수 추이를 나타내고 있다. 원자로 건설은 1970년대 중반까지 꾸준히 증가다가 1976년에 착공한 원자로 수가 43기로 정점을 기록한 이후에 감소세로 전환하였다. 이에 따라 신규로 전력계통에 투입된 원자로의 수도 1984년과 1985년에 공히 33기를 기록하면서 정점에 달한 이후 감소하고 있으며, 영구정지 원자로도 1980년대 중반 이후 꾸준히 발생하고 있다.

<그림 3> 착공한 원자로의 수와 용량 추이



출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

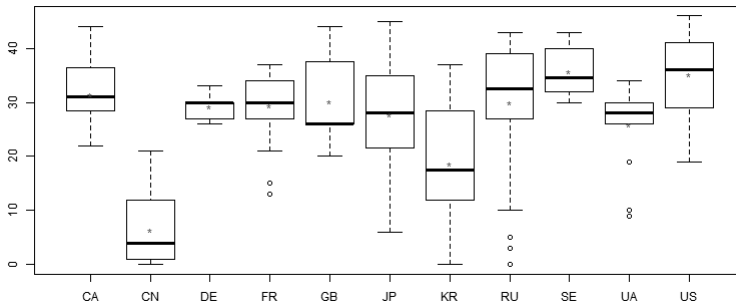
<그림 4> 신규 원전 및 영구정지 원자로 수 추이



출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

이러한 원자로 노후화는 특히 원전 선진국에서 두드러진다. 주요국의 원자로 가동연령 분포를 나타내는 <그림 5>로부터 스웨덴(SE: 35.7), 미국(US: 35.2), 캐나다(CA: 31.53), 러시아(RU: 30.0), 영국(UK: 30.1), 프랑스(FR: 29.5), 독일(DE: 29.2), 일본(JP: 27.8)과 같은 원전 선진국의 가동 연령이 대략 30년 정도임을 알 수 있다.¹⁰⁾ 이에 반해 한국(KR)과 중국(CN)에서 운영 중인 원자로의 평균가동연령은 각각 18.8년과 6.4년으로 전반적인 노후화 정도가 낮다.

<그림 5> 주요국 원자로 가동연령 분포(2015년 기준)



주) 박스 플롯의 가운데 굵은 실선은 해당 분포의 중앙값, 별표(*)는 평균값을 표시한다. 박스는 하한선과 상한선이 각각 1사분위수와 3사분위수인 사분위수 범위(interquartile range)를 나타낸다. 박스 밖의 점선 꼬리는 사분위수 범위의 1.5배 안에 들어오는 구간을 의미한다. 출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

1. 운전실적 현황

PRIS의 원전 운전실적 지표 가운데 원자로의 안전과 상당한 관계를 가지고 있다고 판단되는 지표로 고장정지에 따른 발전손실률(FLR: forced loss rate)이 있다.¹¹⁾ 이는 갑작스러운 원전 고장정지로 발생한 발전손실의 상대적 규모를 나타낸다. 발전소 운영자가 예상하지 못한 가동중단, 즉 고장정지는 원전의 안전과도 상당한 상관관계가 있을 것이라고 추측하는 것이 일반적이다. 하지만 원전 고장정지에 따른 발전손실이 반드시 원전의 안전상의 이유에 의해서만 증가하는 것은 아니다. 고장정지에 따른 발전손실은 정지

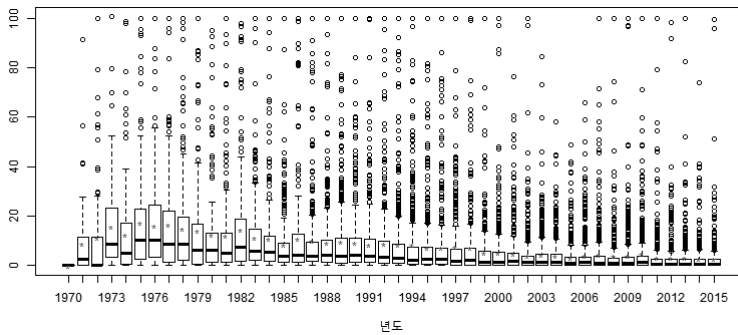
10) 각 괄호안의 숫자는 해당국가의 원자로 평균가동연령을 나타낸다.

11) PRIS 운전실적지표에 대한 보다 자세한 사항은 <부록>을 참고.

횡수뿐만 아니라 원전기술 및 원전 종사자의 숙련도와 밀접한 관련이 있는 정비시간에도 영향을 받기 때문이다.¹²⁾

<그림 6>은 전 세계 원자로에서 고장정지로 발생한 발전손실, 즉 FLR의 1970년부터 2015년까지 연도별 분포를 박스플롯(box plot)을 통해 보여주고 있다. 1970년대 중반 이후 FLR은 꾸준히 감소하는 모습을 나타낸다. 하지만 이러한 고장정지에 따른 발전기회비용의 감소를 원자로 안전성의 향상으로 해석하는 것은 무리가 있다. 왜냐하면 이러한 현상의 상당부분은 원자로 기술의 발달과 원전 종사자의 숙련도 향상에 크게 영향받기 때문이다. Joskow and Rozanski (1979)는 원자력 발전효율이 learning by doing으로 개선되고 있음을 실증적으로 보여준다. 그들에 따르면 원자로의 이용률(capacity factor)은 누적발전량이 증가하면서 향상된다. FLR이 설비이용률(unit capacity factor)과 특정 조건에서 음의 함수관계를 가진다는 것을 고려하면, 누적발전량이 증가할수록 learning by doing으로 FLR이 하락하는 것을 유추할 수 있다. 다시 말하면 FLR은 원자로의 기술적 안전성이 개선되지 않아도 learning by doing에 따른 원전관계자들의 숙련도 향상 등으로 개선될 수 있는 것이다.

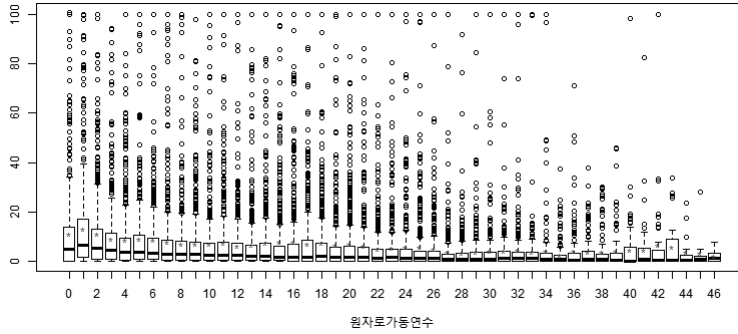
<그림 6> 고장정지에 따른 발전손실률(FLR)의 연도별 분포 추이



주) 박스 플롯의 가운데 굵은 실선은 해당 분포의 중앙값, 별표(*)는 평균값을 표시한다. 박스는 하한선과 상한선이 각각 1사분위수와 3사분위수인 사분위수 범위(interquartile range)를 나타낸다. 박스 밖의 점선 꼬리는 사분위수 범위의 1.5배 안에 들어오는 구간을 의미한다. 출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

12) 모든 고장정지가 안전문제로 발생한다고 단정 짓기도 어렵다. 원자로에 이상 징후가 있을 경우 원자로에서 자동 또는 수동으로 SCRAM이 작동하여 가동을 중단한다. 이는 원전의 비정상적 가동을 차단함으로써 원자로의 안전성을 확보하는 것이다. 따라서 안전성이 낮은 원전에서 고장정지가 많이 발생하는 것이 아니라 오히려 안전시스템이 효과적으로 작동하는 원자로에서 고장정지가 잘 발생한다고 해석할 수 있다. 하지만 이 연구에서는 원전 안전시스템이 없는 상황에서 모든 고장정지가 안전성과 직결된다고 가정하였다.

〈그림 7〉 고장정지에 따른 발전손실률(FLR)의 원자로 연령별 분포



주) 박스 플롯의 가운데 굵은 실선은 해당 분포의 중앙값, 별표(*)는 평균값을 표시한다. 박스는 하한선과 상한선이 각각 1사분위수와 3사분위수인 사분위수 범위(interquartile range)를 나타낸다. 박스 밖의 점선 꼬리는 사분위수 범위의 1.5배 안에 들어오는 구간을 의미한다. 출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

FLR을 원자로 연령별로 살펴보면 원전운영에서 나타나는 learning by doing 효과를 보다 명확히 확인할 수 있다. <그림 7>은 전 세계 원자로의 평균 FLR이 원자로의 연령 35년에 달할 때까지 지속적으로 하락하고 있음을 보여준다. 이는 원자로가 최초 건설된 이후에 원전 근무자들이 해당 원자로를 파악하고 효율적으로 활용하는 데는 시간이 필요함을 방증한다. 그리고 원자로가 설계수명을 넘어서게 되면 FLR은 다시 상승한다. 즉, 노후 원자로의 효율성이 저하되는 것이다.

V. 실증분석

본 절은 원전의 운전실적을 나타내는 여러 지표들 가운데 원전의 안전성과 관련이 높은 고장정지에 따른 발전손실률(FLR)을 통해 안전의 비기술적 요인이 주요 원전사고 전후로 변화된 양상을 분석한다. FLR은 원전의 안전문화 또는 안전규제 등과 같은 비기술적 요인뿐만 아니라 안전기술의 변화에도 영향 받기 때문에 분석모형은 원전의 기술 향상에 영향을 주는 요인들을 통제하도록 설정한다.

1. 모형설정

모든 원자로는 제작 및 건설이 시행될 때 결정된 고유의 특성을 가지게 된다. 먼저 설 계단계에서 설비출력(RUP: reference unit power)이 결정되며, 큰 규모의 설비출력을 가 진 원자로의 한번 중단에 따른 발전기회비용은 다른 원자로에 비해 상대적으로 높다. 따 라서 원자로의 규모와 같은 원자로의 고유특성에 따라 고장정지에 따른 손실, 즉 FLR 의 차이가 발생할 수 있다. 또한 FLR은 정비기술수준과 관계가 있다. 높은 정비기술을 보유한 원자로는 고장 후 정비시간이 다른 원자로보다 적게 걸리게 된다. 이러한 정비기 술의 수준은 계획정비에 따른 발전손실(PCL: planned capacity loss)과 깊은 관련이 있 다. 실증분석에서는 PCL 로그값($\ln PCL$)에 3년 이동평균을 취하여 (음의) 정비기술 수 준을 나타내는 대리변수로 사용한다.¹³⁾ 그리고 전기($t-1$ 기)의 이동평균 값을 사용하 여 PCL과 FLR이 가지는 양의 함수관계를 회피하였다.¹⁴⁾

앞서 설명한 Joskow and Rozanski (1979)의 결과에서도 유추할 수 있듯이 FLR은 learning by doing과 같은 원자로의 생산성에 영향을 주는 요인에 의해 변화할 수 있다. 그 러면 원자로의 생산성을 어떻게 측정할 수 있을까? 원자력 발전의 투입요소로는 자본인 원 자로, 중간투입재인 연료(농축우라늄 등), 그리고 노동 등을 고려할 수 있다. 더 나아가 다른 발전원과는 다르게 원자력 발전은 적은 변동비용으로 전기를 생산하고 그것의 변동비를 구성하는 연료비도 대체로 안정적이다.¹⁵⁾ 따라서 원자력 발전의 생산요소는 시간에 따라 크게 변화하지 않는다고 볼 수 있으며, 이는 원자력발전에 투입되는 생산요소가 상당히 균 질적(homogeneous)임을 암시한다. 그리고 생산요소가 균질적일 경우 해당 원자로의 생산 성은 산출물로 평가할 수 있다. 일반적으로 생산성은 투입요소 당 산출물의 비중으로 정의 되는데, 투입요소에 차이가 없는 경우 생산성은 산출물의 양에 의해 결정되기 때문이다.

원자로 운전실적 지표 가운데 최종 수요자에게 공급되는 전력비중을 나타내는 부하

13) 원자로가 보통 2년 미만의 기간 동안 연료교체 없이 계속가동이 가능하다는 점을 고려하여 3년 이동 평균을 사용하였다.

14) PCL과 FLR은 양의 관계를 가지고 있다. FLR의 계산식이 분모가 계획정비 후 공급가능한 순발전량 (REG - (PEL+EPL))이므로 계획정비에 따른 발전손실(PEL)이 증가할수록 FLR은 증가한다. 이는 주 어진 시간 하에서 계획정비시간이 길수록 고장정지가 발생할 수 있는 절대적인 가능성이 줄어들기 때문이다.

15) 원자력 발전 연료는 노형마다 다르다. 하지만 노형별로 사용되는 연료는 거의 같기 때문에 같은 노형에 대해서는 균질적인 연료를 사용한다고 가정할 수 있다.

율(LF: load factor)은 대표적인 원자로의 산출물 지표이다. 하지만 LF 역시 FLR과의 함수관계에서 자유롭지 못하다. 이를 해결하기 위해 운전률(OF: operating factor)도 함께 고려하고 있다. OF는 총 가동가능시간 중 실제로 가동한 시간을 나타낸다. 하지만 원자로가 모든 가동시간 동안 동일한 출력으로 전력을 생산하지 않는다. 원자로의 생산성이 높은 경우에는 가동시간 대비 부하율이 높을 것이고 생산성이 낮으면 가동시간 대비 부하율도 낮을 것이다. 따라서 본 연구에서는 $\ln(LF/OF)$ 를 생산성의 대리변수(proxy)로 사용한다. 그리고 이러한 원자로의 생산성이 시간에 따라 크게 변화하지 않는 점을 고려하여 이동평균값(3년과 5년)을 사용한다.

앞의 <그림 6>에서 우리는 FLR이 시간에 따라 개선되는 모습을 보았다. 이는 전 세계의 전반적인 원자력 기술이 시간에 따라 향상되는 데 따른 것이라 볼 수 있다. 또한 원자로의 연령에 따라 FLR은 U자형을 나타낸다(<그림 7> 참고). 이러한 시간과 원자로의 연령에 따른 효과를 반영하기 위해서 분석모형에 시간(t)과 원자로의 연령(OP_{yr})을 포함하였다. 이에 더해 중대 원전사고인 TMI, 체르노빌(Cher), 후쿠시마(Fuku)사고의 전후기간을 더미변수를 통해 고려하고 있다. 분석에 사용하는 PRIS database는 1970년부터 2015년 중에 운영되었던 모든 원자로의 운전실적 자료를 기반으로 구축되었다. 이들 원자로 중에는 폐로된 원자로와 최근에 건설된 신규 원자로를 포함한다. 즉, database는 unbalanced panel자료이다.

앞서 설명한 바와 같이 분석에 사용한 패널자료는 각 개별 원자로의 특성에 크게 영향 받는다. 여기서는 고정효과(fixed effect) 모형을 사용하여 개별원자로의 특성을 통제한다.¹⁶⁾ 분석에 이용한 모형은 아래와 같다.

$$\ln FLR_{i,t} = \beta_1 \ln PCL.ma_{i,t-1} + \beta_2 \ln \left(\frac{LF.ma_{i,t-1}}{OF.ma_{i,t-1}} \right) + \beta_3 t + \beta_4 TMI_t + \beta_5 Cher_t + \beta_6 Fuku_t + \nu_i + e_{i,t} \quad (\text{모형 1})$$

여기서 하첨자는 i 는 원자로, t 는 연도를 나타낸다. 종속변수($\ln FLR$)는 고장정지에 따른

16) Hausman 테스트를 시행한 결과에서 테스트의 귀무가설은 기각되어 고정효과(fixed effect)모형이 적합한 모형으로 채택되었다.

발전손실률의 로그값이다. 설명변수는 (음의) 정비기술수준을 나타내는 *PCL*의 이동평균(3년과 5년), 원전의 생산성을 나타내는 *LF/OF*, 원전의 시간에 따른 기술변화를 통제하기 위해 시간더미(*t*)와 3대 원전사고인 *TMI*, 체르노빌, 후쿠시마 사고의 더미변수 *TMI*(1979), *Cher* (1986), *Fuku* (2011)로 구성된다¹⁷⁾.

원전의 고장정지에 따른 발전기회비용(*FLR*)은 원전 근로자의 학습효과수준과 원전의 노후화 정도에도 영향을 받는다. 따라서 원전운영경험에 따른 학습효과와 노후화에 따른 안전성 저하를 통제하기 위해 모형에 원자로의 연령을 추가한 모형도 분석한다.¹⁸⁾

$$\ln FLR_{i,t} = \gamma_1 \ln PCL.ma_{i,t-1} + \gamma_2 \ln \left(\frac{LF.ma_{i,t-1}}{OF.ma_{i,t-1}} \right) + \gamma_3 \ln(OP.yr) + \gamma_4 \ln(t) + \gamma_5 TMI_t + \gamma_6 Cher_t + \gamma_7 Fuku_t + \eta_i + u_{i,t} \quad (\text{모형 2})$$

여기서 하첨자는 *i*는 원자로, *t*는 연도를 나타낸다. 설명변수 중 하나인 *OP.yr*은 원자로의 가동연수를 의미한다.

한편 분석에 사용한 패널자료는 각 원자로 마다 고유의 공간적(지리적, 정치적 등) 종속성을 포함하고 있다. 여기서는 이러한 공간적 종속성(spatial dependence)을 고려하여 Driscoll and Kraay (1998)의 강건성 표준오차(robust standard error)를 사용한다.

2. 분석결과

<표 3>은 (모형 1)과 (모형 2)에 대한 분석결과를 보여 준다. 각 모형에 사용된 정비기술수준($-\ln(PCL)$)과 생산성($\ln(LF/OF)$) 변수에 대해서 3년 이동평균값과 5년 이동평균값을 각각 사용해서 비교하였다. 네 개의 분석결과는 모두 유사하게 나왔다. 먼저, 정비기술수준이 낮을수록 고장정지에 따른 발전손실률(*FLR*)도 높았다. 이는 낮은 수준의

17) 원전사고 더미변수 옆 괄호 안의 숫자는 사고발생 연도를 의미한다. 원전사고 더미변수는 해당사고가 발생한 연도를 기준으로 발생년도 이전(사고년도 포함)은 0의 값을 갖고 발생년도 이후(사고년도 미포함)는 1의 값을 갖는다.

18) 시간과 관련된 두 개의 변수 즉 연도(*t*)와 원자로 연령(*OP.yr*)을 함께 넣어 고정효과모형을 구성할 경우 연도와 원자로 연령 간에 선형종속이 생기며, 이에 따라 둘 중 하나의 변수가 탈락하게 된다. 따라서 두 변수를 모두 같이 포함시키기 위한 방법으로 두 변수의 자연로그값을 사용하였다.

정비기술이 원자로의 고장정지에 따른 기회비용을 증가시키고 있음을 시사한다. 반면, 생산성이 높을수록 FLR은 낮아지는 것으로 나타났다. 또한 시간에 따른 전반적인 기술 수준의 변화는 FLR을 유의하게 낮추는 한편, 원자로 가동연령의 증가는 FLR을 높이는 것을 확인할 수 있었다. 마지막으로 원자로의 발전용량이 클수록 강제중단에 따른 발전 기회비용이 높은 것으로 나타났다.

이렇듯 모형분석에서 확인된 독립변수들의 설명력은 예상한 바와 같거나, 상식적 수준에서 이해가 되는 방향으로 확인되었다. 한편, 비기술적 요인의 변화는 3대 원전 중대 사고들(severe accidents)을 기점으로 분석하였다. 후쿠시마 원전사고의 경우 FLR의 유의한 변화를 이끌어내지 못한 반면, TMI와 체르노빌 원전사고 전후로 FLR이 5% 유의 수준에서 증가하고 있음을 확인할 수 있었다.

〈표 3〉 모든 원자로를 대상으로 한 분석결과

| | 3년 이동평균 | | 5년 이동평균 | |
|------------------------|--------------------|---------------------|--------------------|---------------------|
| | 모형1 | 모형2 | 모형1 | 모형2 |
| ln (PCL.MA3) | 0.07** (0.03) | 0.08** (0.03) | | |
| ln (LF.MA3/ OF.MA3) | -1.87*** (0.36) | -1.86*** (0.36) | | |
| ln (PCL.MA5) | | | 0.10*** (0.03) | 0.10*** (0.03) |
| ln (LF.MA5/ OF.MA5) | | | -1.43*** (0.32) | -1.43*** (0.33) |
| Time | -0.03*** (0.00) | | -0.03*** (0.00) | |
| ln (Time) | | -41.35*** (8.25) | | -45.63*** (8.59) |
| ln (OP.yr) | | -0.16** (0.06) | | -0.13 (0.07) |
| TMI | 0.09* (0.04) | 0.11* (0.05) | 0.16*** (0.05) | 0.18*** (0.05) |

〈표 3〉 모든 원자로를 대상으로 한 분석결과 (Continued)

| | 3년 이동평균 | | 5년 이동평균 | |
|-----------|---------|--------|---------|--------|
| | 모형1 | 모형2 | 모형1 | 모형2 |
| Cher | 0.11** | 0.13** | 0.14** | 0.15** |
| | (0.04) | (0.04) | (0.05) | (0.05) |
| Fuku | 0.00 | -0.02 | 0.01 | 0.00 |
| | (0.03) | (0.03) | (0.03) | (0.03) |
| R2 | 0.1 | 0.1 | 0.08 | 0.08 |
| Adj. R2 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.08 |
| Num. obs. | 13665 | 13665 | 12561 | 12561 |

주1) 유의성 수준: ***p<0.001, **p<0.01, *p<0.05

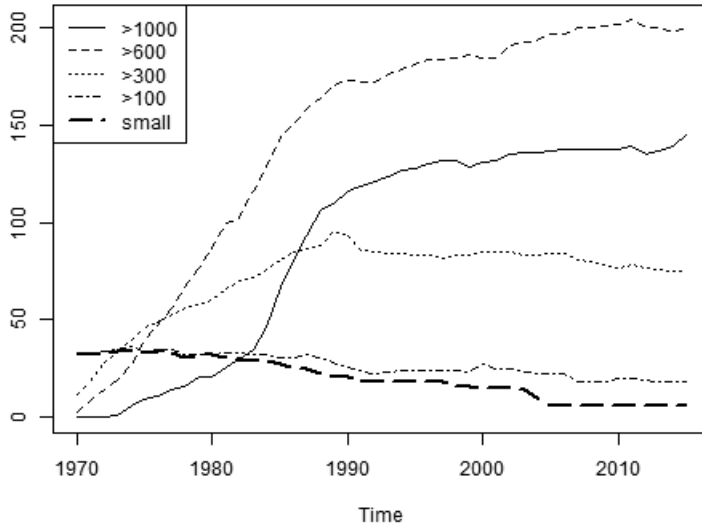
주2) 괄호 안의 수치는 추정치의 표준오차이며, 표준오차는 Driscoll and Kraay (1998)의 robust standard error이다.

체르노빌원전 사고의 피해 규모는 매우 컸고, 이러한 대규모 피해는 원전 운영자의 안전 불감증에서 비롯된 것이었다. 사고 이후 전 세계 많은 원전 운영자들은 확률적으로만 존재했던 원전사고의 피해를 수치로 확인하게 되었고, 이를 계기로 발전사업자는 원전의 안전성을 확보하기 위해 발전기회비용을 증가시켰고, 대표적인 발전기회비용인 FLR이 구조적으로 상승하는 원인을 제공한 것으로 보인다.

모형 분석에 사용된 데이터는 전 세계에 존재한 대부분의 원자로를 포함하고 있다. 해당 원자로들 중에는 용량이 매우 작고 현재에는 존재하지 않는 것들도 있다. 상용화의 최초 단계에 적용된 기술은 일반적으로 작은 용량으로 건설되었다. 즉, 작은 용량의 원자로는 프로토타입이거나 다른 원자로와 기술적으로 차이가 있는 것으로 볼 수 있다. 따라서 본 연구는 이러한 작은 용량의 원자로를 제외한 데이터에 대해서도 분석을 하였다.

원전산업의 초기 단계였던 1970년대에는 주력 원자로들의 용량은 크지 않았으므로 이 시기의 관측치를 충분히 확보하기 위해서 적절한 기준용량을 설정할 필요가 있다. <그림 8>은 300MW 이하의 원자로가 1970년대의 주력이었음을 보여준다. 이 중 용량 100MW 이하의 원자로가 절반을 차지한다. 하지만 그 수는 100MW 이상 300MW 이하 원자로 수보다 빠르게 감소하였다. 따라서 본 연구에서는 100MW 이하의 원자로를 제외한 데이터를 비교 대상으로 설정하였다.

〈그림 8〉 원자로 용량별 운전기수 추이



출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

〈표 4〉 설비용량 100MW 이상인 원자로를 대상으로 한 분석결과

| | 3년 이동평균 | | 5년 이동평균 | |
|-----------------------|--------------------|---------------------|--------------------|---------------------|
| | 모형1 | 모형2 | 모형1 | 모형2 |
| ln(PCL.MA3) | 0.09*** (0.03) | 0.10*** (0.03) | | |
| ln(LF.MA3/ OF.MA3) | -1.98*** (0.46) | -1.99*** (0.46) | | |
| ln(PCL.MA5) | | | 0.13*** (0.03) | 0.13*** (0.03) |
| ln(LF.MA5/ OF.MA5) | | | -1.55*** (0.44) | -1.57*** (0.44) |
| Time | -0.03*** 0.00 | | -0.03*** 0.00 | |
| ln(Time) | | -35.64*** (8.30) | | -39.60*** (9.16) |
| ln(OP.yr) | | -0.18** (0.06) | | -0.14 (0.07) |

〈표 4〉 설비용량 100MW 이상인 원자로를 대상으로 한 분석결과 (Continued)

| | 3년 이동평균 | | 5년 이동평균 | |
|-----------|------------------|------------------|-------------------|-------------------|
| | 모형1 | 모형2 | 모형1 | 모형2 |
| TMI | 0.02 (0.03) | 0.05 (0.04) | 0.08 (0.05) | 0.09 (0.05) |
| Cher | 0.13** (0.04) | 0.14** (0.04) | 0.15*** (0.04) | 0.16*** (0.04) |
| Fuku | -0.01 (0.03) | -0.04 (0.03) | -0.01 (0.03) | -0.03 (0.03) |
| R2 | 0.1 | 0.1 | 0.08 | 0.08 |
| Adj. R2 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.08 |
| Num. obs. | 13152 | 13152 | 12113 | 12113 |

주1) 유의성 수준: *** $p < 0.001$, ** $p < 0.01$, * $p < 0.05$

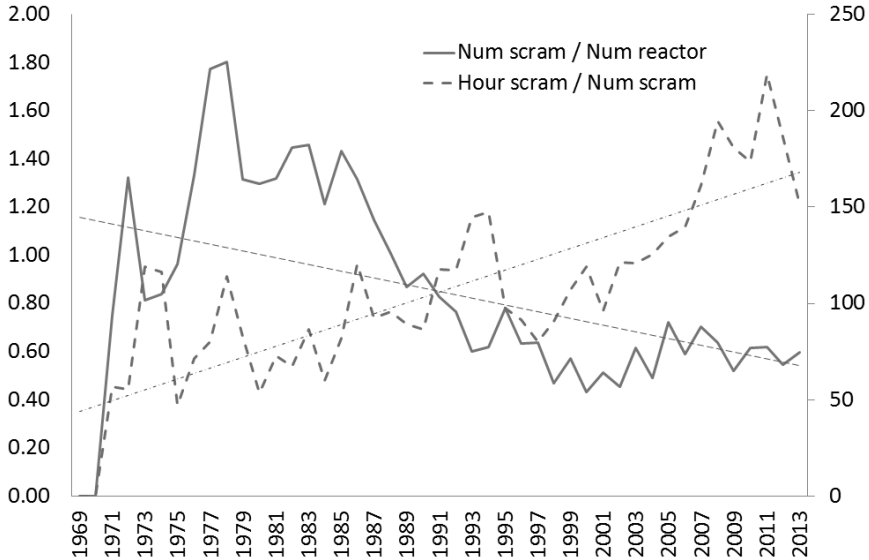
주2) 괄호 안의 수치는 추정치의 표준오차이며, 표준오차는 Driscoll and Kraay (1998)의 robust standard error이다.

설비용량 100MW 이상인 원자로에 대해서 모형을 분석한 결과는 <표 4>에 나타나 있다. 전반적인 결과 값은 모든 원자로를 대상으로 했을 때와 크게 다르지 않다. 한 가지 차이점은 앞서 모든 원전을 대상으로 분석한 결과에서는 TMI 사고 이후 FLR이 유의하게 상승하는 것으로 나타났지만, 설비용량 100MW를 대상으로 분석한 결과에서는 TMI 특이의 유의성이 없어졌다.

위의 분석결과는 체르노빌 원전 사고 이후 FLR이 유의하게 상승하였으나, TMI와 후쿠시마 원전사고의 경우 유의한 변화를 관측할 수 없음을 시사한다. 후쿠시마 FLR의 상승을 다시 말하면 고장정지 시 발생하는 발전손실이 크게 상승했다는 의미이다. 결국 중대 원전사고 중 체르노빌 사고의 경우에만 고장정지 이후 발전손실이 증가한 것이다.

고장정지에 따른 발전손실은 고장정지의 횟수와 정지시간에 비례한다. 아래 <그림 9>는 원자로당 평균 원자로의 긴급가동정지(Safety Control Rod Axe Man: SCRAM) 횟수와 SCRAM당 평균 정지시간을 나타낸다. SCRAM 횟수는 70년대 후반 이후 꾸준히 감소세를 보이는 한편, SCRAM당 평균 정지시간은 꾸준히 상승하고 있다. 따라서 이러한 추세들로부터 우리는 체르노빌 사고 이후 FLR의 유의한 증가가 고장정지 횟수의 증가가 아니라 고장정지 후 정지시간의 증가에 따른 것임을 유추할 수 있다.

〈그림 9〉 원자로당 SCRAM 횟수와 SCRAM당 정지시간



출처: IAEA의 PRIS 자료를 이용하여 연구자 작성

고장정지횟수는 원자로의 기술적 안전성과 규제수준에 영향받는다. 먼저 원자로의 기술적 안전성이 구조적으로 훼손된 경우에는 원자로의 안전성능이 떨어져서 고장정지 횟수가 증가한다. 또한 고장정지횟수는 원자력안전 규제수준이 강화된 경우에도 증가한다. 규제가 강화되면 이전에 가벼이 여기던 가동오류에 대해서도 원자로를 정지시키기 때문이다. 한편, 고장정지시간은 두 가지 요인에 영향받는다. 하나는 원자력 안전 규제가 강화되어 의무적인 정비시간이 증가한 경우이며, 다른 하나는 원전운영자가 고장 발생 시 정비시간을 충분히 할애하여 자발적으로 안전성 확보에 노력하는 경우이다. 후자는 원자력 안전문화의 향상으로 볼 수 있다.

앞의 실증 분석결과는 체르노빌 원전사고 이후 고장정지에 따른 발전손실률(FLR)이 구조적으로 상승했다. 그리고 FLR의 구조적 상승이 고장 후 정비시간의 증가에 따른 것으로 확인되었다. 정비시간은 안전규제와 안전문화에 영향을 받는다. 결국 FLR의 구조적 상승은 체르노빌 이후 안전규제가 강화되었거나 안전문화가 개선된 데 따른 것으로 해석할 수 있다.¹⁹⁾ 즉, 안전규제강화와 안전문화 개선이 원자력발전사업자의 발전기회

비용을 증가시킨 잠재적 요인이라고 볼 수 있다. 다만, 여러 안전규제관련 문헌들(Rust and Rothwell, 1995; David, Maude-Griffin and Rothwell, 1996)은 TMI원전 사고에 집중되어 있는 반면, 안전문화와 관련된 문헌들(IAEA/INSAG, 1992; IAEA, 2002)은 체르노빌 이후 안전문화의 개념이 생겨났으며 안전문화 개선을 위한 국제적 노력이 이루어졌음을 강조한다. 따라서 문헌들로 유추할 경우 체르노빌 원전 사고 이후 FLR의 구조적 상승은 상대적으로 안전문화 개선에 영향 받았다고 생각할 수 있다. 하지만 본 연구는 이에 대해 면밀한 분석을 시행하지 않았다.

실증분석 결과는 TMI와 후쿠시마 원전 사고 이후 FLR의 구조적 변화를 확인하지 못했다. 본 연구에서 실증분석에 이용한 데이터의 기간은 1970년부터 2015년까지이다. TMI원전사고는 1979년에 발생하였다. TMI 사고 이전인 1970년대는 많은 신규원전건설이 이루어지던 시기였지만, 실제가동 중인 원전은 1970년 80기에서 1979년 220기로 현재 원자로수의 절반 이하 수준이었다. 따라서 TMI 사고 전후의 비교결과가 유의성을 얻기에는 관측치가 불충했다고 생각된다. 후쿠시마 원전 사고는 2011년에 발생했다. 분석기간이 2015년까지이므로 사고 이후에 충분한 관측치가 없다고 볼 수 있다. 또한 후쿠시마 원전 사고는 다른 원전사고와 달리 사고발생국인 일본 내 모든 원전을 가동정지시켰다. 이는 가장 규제적으로 또는 안전문화 차원에서 영향을 컸던 국가의 모든 원전이 관측치에서 제외되는 결과를 초래하였기 때문에 의미 있는 분석결과를 얻기 힘들었던 것으로 보인다.

VI. 결론

본 연구는 비기술적 요인에 따른 고장정지 후 발전기회비용(FLR)의 구조적 변화를 주요 원전사고 전후로 분석하고, 체르노빌 원전 사고 이후 FLR이 구조적으로 상승한 사실을 확인했다. 그리고 FLR의 증가가 주로 고장정지 후 정비시간의 증가에 기인함을 유추할 수 있었다. 이러한 정비시간의 증가는 원전 운영자에게는 상당한 기회비용을 초래한다. 이윤추구를 목표로 하는 발전사업자(원전 운영자)가 이전보다 높은 기회비용을

19) 본 연구의 분석에서는 기술적 안전성 요인을 완전히 통제하였다고 가정한다.

지불하는 데는 이에 상응하는 이유가 있을 것이다. 그 이유로는 강제적인 안전규제의 강화와 안전문화의 개선에 따른 자발적으로 지불하고자하는 기회비용의 증가를 들 수 있다. 여기서는 그 이유를 국제사회에 확산된 안전문화라고 생각한다.

원전 운영자의 안전 불감증에서 비롯된 체르노빌 사고는 여러 나라에 걸쳐 대규모 피해를 입혔다. 이에 전 세계는 원자력사고의 위험성을 깨닫고, 원자력 안전문화 향상에 대한 노력을 크게 기울였다. 또한 국제사회는 원전 운전실적 향상을 중심으로 한 원전정책에서 선회하여 안전을 최우선 가치로 설정하는 원전정책으로 나아가게 되었다. 이로써 원전 운영자가 안전성 확보를 위해 보다 많은 비용을 부담할 수 있는 사회적 분위기가 형성된 것으로 보인다.

현재 원전 운영자들이 지불하는 직·간접적인 비용이 원전의 안전성을 확보하는 데 절대적으로 충분한지를 확인할 수 있는 방법은 없다. 다만 본 연구의 분석결과, 체르노빌 원전 사고 이후 원전 운영자들이 보다 많은 발전 기회비용을 지불하고 있는 것으로 나타났다. 이는 고장발생 후 충분한 정비를 통해 원전의 안전성을 개선하는 데 도움이 될 것으로 보인다.

후쿠시마 원전사고 이후 원전에 대한 불신이 사회적으로 만연한 지금, 원전을 안전하게 운영하면서 ‘안정적 전력공급’이라는 가치를 달성하기 위해서는 원자로의 기술적 안전성을 확보하는 것이 중요하다. 하지만 보다 현실적인 측면에서 원전 운영자 및 원전 규제기관 종사자들이 안전을 최우선 가치로 여기는 환경, 즉 안전문화를 조성하고 확산시키는 데 많은 노력을 기울여야 하는 시점이라고 생각된다. 그리고 안전문화의 확산은 안전한 원자력발전소를 운영을 위한 기틀을 마련할 것으로 기대된다.

본 연구는 체르노빌 사고 이후 비기술적 요인에 의한 고장정지 후 발전기회비용이 구조적으로 상승한 사실을 실증적으로 확인한 데 기여하고 있다. 하지만 발전기회비용의 구조적 상승요인이 안전문화인지 안전규제 강화에 의한 것인지에 대해서는 정량적 분석을 하지 않았다. 이런 정량적 분석 결과의 부족은 본 연구의 여러 결과 중 하나인 ‘체르노빌 원전사고 이후 안전문화 개선으로 사업자가 부담하고자하는 발전기회비용이 증가했다’라는 명제의 논리적 타당성을 약화시킨다. 따라서 해당 연구결과의 타당성을 확보하기 위해서는 발전기회비용의 변화 요인에 대해 실증분석하는 후속 연구가 필요하다.

[References]

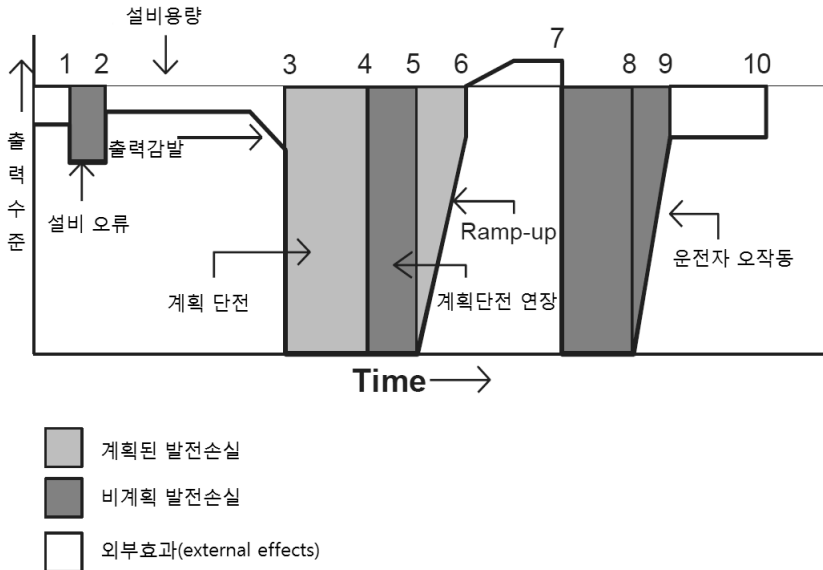
- 양채용, 「원자력시설 안전규제 개선을 위한 평가지표 개발」, 한국원자력안전기술원, 2010.
- 최영성·고재동·최광식·정윤형, 「원전 안전문화지표: 국제 동향과 국내 개발현황」, 2004
춘계학술발표회 논문집, 한국원자력학회, 2004.
- 원자력 안전관리 기술동향, 한국과학기술정보연구원, 2005.
- David, P., R. Maude-Griffin, and G. Rothwell, "Learning by accident? Reductions in the risk of unplanned outages in U.S. nuclear power plants after Three Mile Island," *Journal of Risk and Uncertainty*, Vol. 13, No. 2, 1996, pp. 175~198. doi: 10.1007/BF00057867.
- Driscoll, J. C. and A. C. Kraay, "Consistent Covariance Matrix Estimation with Spatially Dependent Panel Data," *Review of Economics and Statistics*, Vol. 80, No. 4, 1998, pp. 549~560.
- Ferguson, C. D. *Nuclear energy: What Everyone Needs to Know*, Oxford University Press, USA, 2011.
- IAEA, *Operational Safety Performance indicators for Nuclear Power Plants*, 2000.
- IAEA, *Safety culture in nuclear installations*, 2002.
- IAEA, *The Power Reactor Information System (PRIS) and its Extension to Non-electrical Applications, Decommissioning and Delayed Projects Information*, 2005.
- IAEA, *PRIS-Statistics Power Reactor Information System Statistical Reports*, 2013.
- IAEA/INSAG, *INSAG-7: The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1*, IAEA, 1992.
- IAEA/INSAG, *INSAG-10: Defence in Depth in Nuclear Safety*, IAEA, 1996.
- IAEA/INSAG, *INSAG-12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1*, IAEA, 1999.
- Joskow, P. L. and G. A. Rozanski, "The Effects of Learning by doing on Nuclear Plant Operating Reliability," *The Review of Economics and Statistics*, Vol. 61, No. 2, 1979, pp. 161~168.
- Krautmann, A. C. and J. L. Solow, "Nuclear Power Plant Performance?: The Post Three Mile Island Era", *Energy Economics*, 1992, pp. 209~216.
- Morrow, S. L., G. Kenneth Koves, and V. E. Barnes, "Exploring the Relationship between Safety Culture and Safety Performance in U.S. Nuclear Power Operations," *Safety*

- Science*, Elsevier Ltd, Vol. 69, 2014 pp. 37~47.
- OECD/NEA, *Nuclear Energy Today*, 2012.
- Ramana, M. V., “Nuclear Power: Economic, Safety, Health, and Environmental Issues of Near-Term Technologies,” *Annual Review of Environment and Resources*, Vol. 34, No. 1, 2009, pp. 127~152.
- Rothwell, G., “Utilization and Service: Decomposing Nuclear Reactor Capacity Factors,” *Resources and Energy*, Vol. 12, 1990, pp. 215~229.
- Rust, J. and G. Rothwell, “Optimal Response to a Shift in Regulatory Regime: The Case of the US Nuclear Power Industry”, *Journal of Applied Econometrics*, Vol. 10, 1995.
- WANO, *Performance Indicators*, *World Association of Nuclear Operators*, 2015.

[부록]

원자로는 다른 발전기에 비해 정상출력에 도달하는 데 많은 시간이 걸리지만, 일단 정상수준에 도달하면 적은 변동비로 상당히 오랫동안 안정적인 출력의 전기를 생산할 수 있는 장점이 있다. 그러나 원자로의 운전실적은 원자로 운영자의 기술수준 및 숙련도, 해당 노형의 특성, 원자로의 입지, 원전에 대한 규제수준 등에 따라 차이가 발생한다.

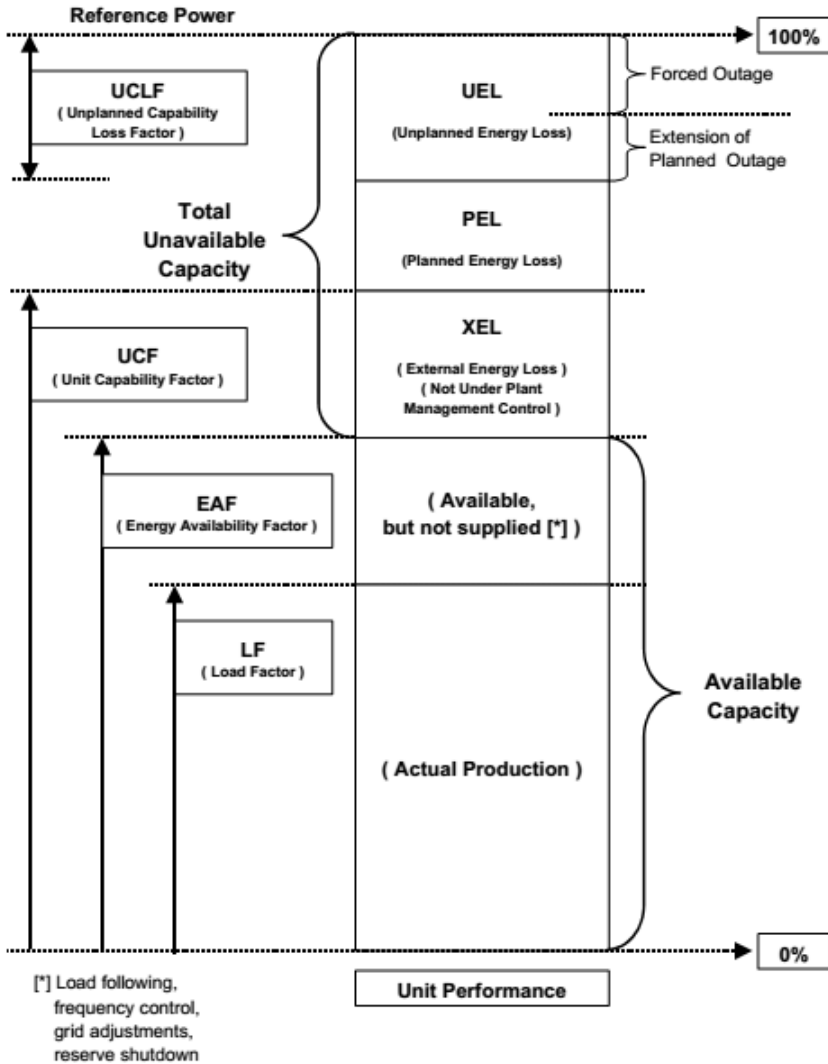
<그림 10> 원자로 운영기간에 발생하는 손실 유형들



출처: IAEA (2005)

<그림 10>은 원자로 운영기간 중에 발생하는 손실 유형들을 도식화하여 설명하고 있다. 원자로의 설계 시 결정된 출력용량(reference unit power)을 가지고 있다. 하지만 매 시기에 설비출력으로 발전하는 것은 아니다. 때로는 설비출력보다 낮게 출력하거나 (0-3, 9-10구간), 정비목적으로 계획 또는 비계획 하에 정지하는 경우(3-5, 7-8구간)도 있으며, 냉각수의 효율상승으로 발전량이 설비출력을 넘어서는 경우(6-7구간)도 발생할 수 있다.

<그림 11> 원전의 운전실적 지표(performance indicators)



출처: IAEA (2005)

PRIS는 이러한 유형들의 발전손실을 <그림 11>에 나타나 있는 바와 같이 분류하여 지표산정에 반영하고 있다. 원자로는 정비와 같은 내부적 필요나 외부적 요인이 발생하지 않을 경우 설비출력으로 발전한다. 하지만 지속적인 원자로 가동을 위해서는 연료교

체와 같은 기계적 이유 등으로 불가피하게 원자로를 정지하거나 출력을 낮춰야하는 경우가 발생한다. 이러한 결정은 계획(PEL: 4주 이전)하에 이뤄지거나 운영자의 필요시 비계획적(UEL: 4주 이내)으로 이루어지고 있다. 또한 비계획정지는 계획정지의 연장과 고장정지(forced outage)로 구분된다. 이러한 원자로의 정지 및 출력 감소가 증가할 경우 원자로의 발전량은 자연스럽게 감소하게 된다. 다시 말해서 원자로의 정비로 인한 단전비중이 증가할수록 해당 원자로의 발전량이 낮아지는 음의 함수관계가 존재한다.

IAEA PRIS는 전 세계 원자력발전소 운영자들로부터 원자로의 운영과 관련된 주요 실적들을 수집하고 이를 웹을 통해 공개하고 있다.²⁰⁾ <표 5>는 PRIS에서 제공하는 여러 운전실적 지표들 가운데 본 연구에서 관심 있게 바라보는 지표들을 설명하고 있다.

<표 5> PRIS의 운전실적 지표 설명

| 운전실적 지표 | 설명 | 공식 |
|--|----------------|--|
| EAF (energy availability factor) | 이용가능한 에너지율 | $EAF(\%) = \frac{(REG - PEL - UEL - XEL)}{REG} \times 100$ |
| UCF (unit capability factor) | 설비이용률 | $UCF(\%) = \frac{(REG - PEL - UEL)}{REG} \times 100$ |
| UCL (unplanned capability loss factor) | 비계획 발전손실률 | $UCL(\%) = \frac{UEL}{REG} \times 100$ |
| PCL (planned capability loss factor) | 계획 발전손실률 | $PCL(\%) = \frac{PEL}{REG} \times 100$ |
| LF (load factor) | 부하율 | $LF(\%) = \frac{EG}{REG} \times 100$ |
| OF (operating factor) | 운전률 | $OF(\%) = \frac{Online\ Hours}{Total\ Hours} \times 100$ |
| FLR (forced loss rate) | 고장정지에 따른 발전손실률 | $FLR(\%) = \frac{FEL}{REG - (PEL + EPL)} \times 100$ |

주) REG : 전체 기준기간 동안 기준설비출력으로 가동하여 공급가능한 순발전량
 PEL : 발전소 계획 하에 가동 중단으로 발생한 에너지 손실
 UEL : 계획되지 않은 가동 중단으로 발생한 에너지 손실(UEL = FEL + EPL)
 XEL : 발전소 통제를 넘어선 가동제약으로 발생한 에너지 손실
 FEL : 가동기간 중 발생한 불시정지에 따른 에너지 손실
 EPL : 계획정지기간이 연장되어 발생한 에너지 손실
 EG : 실제로 공급된 순발전량

20) <http://www.iaea.org/pris> 참고.

먼저 EAF (energy availability factor)는 발전소에서 생산 가능한 에너지 중 실제로 생산한 에너지의 비중을 나타내고 있다. 이와 유사한 지표로 최종 수요자에게 공급된 에너지의 비중을 나타내는 LF (load factor)가 있다. 발전기에서 생산된 모든 전력에너지가 최종 수용자에게 온전히 전달되는 것은 아니다. 생산된 전력의 일부는 전력 생산을 위해 중간재로 재투입되기도 한다. 따라서 발전기의 생산량과 공급량에는 차이가 생기게 된다. 다시 말해 EAF와 LF의 차이는 부하추종, 주파수조정, 소내소비 등으로 인해 발생한다. 또한 총 가동 가능 시간 중 실제로 가동한 시간의 비중을 나타내는 지표로 OF (operating factor)가 있다. 한편, 원자력발전소 운영자는 원자료를 계획 또는 비계획하에서 정비하고 있다. PRIS는 연료교체나 주기적인 점검을 목적으로 발생한 발전손실, 즉 발전기회비용을 PCL (planned capacity loss factor)로 나타내고 있다. 또한 유사하게 비계획하에서 발생한 발전손실률은 UCL (unplanned capacity loss factor)로 나타난다. 그리고 총 출력 가능한 발전량 중 발전소 운영자의 관리 하에서 발생한 발전손실을 제외한 발전량은 UCF (unit capacity factor)로 확인할 수 있다.