

2004 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

원전 안전 심각도 결정 절차에 관한 연구

A Study on Safety Significance Determination Process of Nuclear Power Plants

이창주, 성계용

한국원자력안전기술원

대전광역시 유성구 구성동 19

요 약

미국 NRC에서 사용하고 있는 안전 심각도 결정 과정 (SDP)은 리스크정보를 직접 규제검사 및 현안 해결에 활용하여 규제의 효율성과 효과성을 제고하기 위한 최근의 규제수단이다. 따라서 그 SDP 절차에 사용되는 각종 의사결정 판단 기준과 등급 결정용 리스크 척도에 대한 경계치는 SDP 실제 이행에 있어 필수적인 요소가 된다. 본 연구에서는 미국 NRC의 이행 경험을 토대로 하여 SDP 경계치 설정 배경과 근거를 파악하고 국내 적용성을 검토하고자 하였다. 세부적으로는 단계별 이행 절차를 정립하고 현안을 파악하며 주요 고려사항들을 자체적으로 평가하는데 초점이 주어졌다. 또한 실제 국내 규제검사와 사건 자료를 참조로 하여 2건의 사례분석을 수행하였다.

Abstract

Safety significance determination process (SDP), being applied by USNRC, is one of regulatory approaches which can improve the regulatory effectiveness and efficiency by utilizing the risk information to any regulatory inspections and issue resolution. The decision-making criteria and some risk thresholds for the determination of significance might be, therefore, essential elements in actual SDP implementation. This study is willing to identify the rationale and background for the determination of significance based on NRC's experiences, and to check the feasibility of the implementation to Korean nuclear power plants. The details of study are focused on establishing step-by-step processes, identifying the current issues, and assessing major considerations for the application to domestic plants. In addition, two examples are practically analyzed, after consulting the database on actual regulatory inspections and incidents.

1. 서론

원전 안전성 저해요인의 심각성 정도를 리스크 평가결과에 근거하여 결정하기 위한 소위 안전 심각도 결정 과정 (significance determination process: SDP)은 최초로 2000년대 초반 미국 NRC에 의해 시도되었다. SDP는 규제 기관의 검사자에 의한 현장의 검사 발견사항

(inspection finding – 우리나라에서는 보통 검사 지적사항 혹은 권고사항에 해당하는 것이지만 이는 의미가 다소 다르므로 원문 그대로 표현함)을 초기에 선별 검토하며, 이 검사 발견사항에 포함되는 기기 및 성능의 결함 (performance deficiency) 과 같은 근본적인 문제점으로 인해 심각한 리스크 증가를 초래하였는지 여부를 확인하는 절차이다. 즉, SDP는 검사 발견사항의 안전에의 심각성 (중요성 정도)을 결정하는 문제에서 기존의 규정적 기준 부합 여부에 역량과 초점을 두는 대신에 리스크 정보에 의해 얻어진 고찰사항을 보다 재원이 요구되는 곳에 사용하고 NRC 검사자 또는 규제요원의 규제 의사결정을 돕기 위해 개발된 규제 평가수단이라 할 수 있다. SDP의 목적은 다음과 같이 요약할 수 있다.

- NRC 원자로감독과정 (ROP) 이행에서 검사 발견사항에 대한 안전성 중요도를 평가하기 위한 척도를 제공한다.
- 사업자를 포함한 관련 당사자들간에 잠재적인 안전 중요도에 대한 객관적, 공통적 논의체계와 기준을 제공한다.
- 검사 발견사항과 관련된 적시평가 및 규제행위에 대한 기반을 제공한다.
- 검사 활동에서 리스크를 활용할 수 있도록 발전소 고유 리스크 고찰 (risk insight) 정보를 검사원에게 제공한다.

미국 NRC의 ROP 프로그램을 지원하는 요소 중의 하나로서 SDP는 말 그대로 리스크의 심각성을 자체적으로 선별하고 평가한다. 이는 구체적으로 ROP 프로그램의 요소 중 하나인 기반 규제검사 (baseline inspection)에서 발견된 사항, 즉 실제로 일어난 사건들 (초기 사건은 제외됨)을 특성화하는 작업을 의미하며 연관된 평가 및 행정조치의 근거를 제공할 수 있다 [1].

발전소 리스크 증가를 유발할 가능성이 있다고 판단되는 검사 발견사항들은 상세 평가과정에 들어간다. 이 상세 평가과정은 보통 PSA 전문가에 의해 수반되며 상세분석 결과가 도출되면 어떤 추가적인 규제조치들이 수행되어야 하는지 쉽게 결정할 수 있게 된다. 상세 평가과정에서는 설계기준 사고분석이 아니라 실제적인 사고분석을 사용하며, 따라서 검사 발견사항의 심각성을 결정하는 일차적 고려사항은 단순한 운전성 (operability) 여부가 아니라 기능적 역량(functional capability)이 된다. SDP는 리스크 정보가 체계적이고, 실질적이며 반복적인 방식으로 사용될 수 있음을 보여준다. 또한 이는 검사자들에게 일관되게 검사 발견사항을 특성화하도록 하는 객관적 규제과정을 제시한다. 한편으로는 새로이 나타난 검사 현안들을 우선순위화하고 평가 표본들을 선택하는데 있어 향상된 기법을 제공한다.

2. 배경

NRC는 1990년대 말기에 상용 원전 운영자 또는 인허가 취득자에 대해 새로운 리스크정보 활용 규제 감독과정 (ROP)을 제안하였다. 또한 시범 평가를 위해 선정된 원전에 대해 ROP의 초기 적용 노력을 경주하였다. ROP 프로그램은 SDP와 PI (성능지표)의 양대 축을 중심으로 이행되며, 모든 검사 프로그램들이 관여되고 이를 기반으로 제반 조치전략 및 실제 행정조치 등이 수반된다.

NRC는 ROP 시범평가 결과를 독립적으로 평가, 조언하고 얻어진 경험을 적절히 반영하기 위하여 시범 프로그램 평가위원단 (PPEP: Pilot Program Evaluation Panel)을 구성하였다. PPEP의 시범 적용에서의 초기 조치 권고사항은 다음과 같다.

원자로 관련 항목 이외의 다른 항목에 대한 과정 개발

PSA 활용에 있어서 NRC와 산업계 간의 상호과정을 명확히 규정

서로 다른 SDP와 안전 지시자에 대해 선정된 경계치가 안전성 영향을 일관되게 대변하는지 확인.

한편 시범 적용 결과에 따른 조치 권고사항으로 PPEP가 언급한 대표적인 것으로는 SDP

자체에 내재된 고유 가정사항의 정당성을 그 판단과정이 진행되는 동안 입증하도록 요구한 것이다.

3. 대상 및 분야

관련 적용 대상으로 현재 출력운전중 원자로 안전 일반, 화재방호 및 화재후 안전정지, 정지중 안전, 격납건물 건전성, 비상 대응, 작업자 피폭 방사선 안전, 일반 대중 방사선 안전, 물리적 방호, 운전원 재자격/인적 성능과 같은 9개 분야가 제시되어 있다 [2]. 각 분야에 대해 SDP는 다음과 같은 3단계 과정으로 구성된다.

- 1단계 (Phase 1): 검사 발견사항이 명확히 green 등급인지 아닌지 확인한다. 여기서 green 등급은 표 1에서 제시하는 바와 같이 조건부 노심손상확률 (CCDP) 또는 ΔCDF 가 $1.0E-6$ 이하인 리스크 수준에 해당한다.
- 2단계 (Phase 2): 검사 발견사항이 green 등급 이상이 될 가능성이 있는 경우 어느 정도 등급에 해당하는지 평가한다. 상위 등급으로는 표 1에서 제시하는 바와 같이 white (ΔCDF $1.0E-5$ 이하), yellow (ΔCDF $1.0E-4$ 이하), red (ΔCDF $1.0E-4$ 이상) 가 있다. 이 단계까지도 관련 검사자 및 지역 책임자에 의해 수행된다. 관련 검사 지침서 및 매뉴얼이 작성되어 있다.
- 3단계 (Phase 3): 검사 발견사항이 green 등급 이상으로 명확히 판명된 경우, 상세 리스크 분석이 전문가에 의해 수행된다. SERP(SDP & Enforcement Review Panel)가 검토에 관여한다.

여기서 주의하여야 하는 사항은 리스크 척도이다. 보통 성능이 저하된 기기 또는 정비 때문에 이용불능한 기기들이 복합된 발전소 배열 상태의 리스크를 표현하는 데 있어 ΔCDF 및 CCDP 양자가 모두 사용될 수 있다. 하지만 만약 리스크 척도로서 CCDP가 사용될 경우에는 정비 활동이 연관될 때마다 잠재적으로 ΔCDF 보다 더 높은 심각도 결과를 나타낼 수 있다. 또한 NRC는 다음과 같은 이유로 SDP 평가에 있어서 CCDP 보다는 ΔCDF 를 적용하도록 권고한다.

- 검사 발견사항의 심각도를 특성화하는 SDP의 사용 목적은 조치메트릭스 (NRC action matrix) 내에서 부가적으로 사업자의 성능지표와 이를 비교하기 위한 것이다. 원자로안전 cornerstone의 성능지표 경계치가 연간 CDF 증가분에 근거하여 개발되었으므로 일관성 측면에서 SDP에서도 이를 적용하는 것이 좋다.
- 만약 사업자 성능의 특성을 부여하기 위해 CCDP가 사용된다면 성능 결함에 의한 것 만큼 배열 시간에 영향을 받게 되므로 일관되지 못하다. 또한 이는 10 CFR 50.65 (정비규정) 요건을 만족하는 허용된 성능정비 관행 측면에서 볼 때 사업자를 불리한 입장에 두게 한다.
- 성능결함은 기기를 몇 일 또는 몇 달 동안이나 이용불능 되도록 하므로 CCDP가 사용된다면 사업자 성능 특성을 평가하기 위해서는 성능 저하된 기기와 동시에 발생하는 발전소 정비 배열의 이력 분석이 필요하게 된다.

1단계 (Phase 1) SDP 과정은 워크시트로 구성된 의사결정 논리(decision logic)을 사용하여 수행된다. 1단계 SDP 판단결과는 초기사건, 완화계통 및 방벽 cornerstone에 대하여 Green 등급으로 결론지어 종결되거나 2단계 SDP 과정을 수행하거나 그것도 아니면 3단계 SDP 과정 수행을 위한 입력을 제공하는 3가지 경우로 나타난다. 만약 검사 발견사항이 화재방호와 연관되거나 핵연료 방벽, 주제어실, 보조건물, 또는 사용후 핵연료 저장조에 대해 제공된 방사선 방벽기능의 저하와 연관될 경우 현재 리스크 심각성을 판단할 수 있는 절차가 미흡하므로 이에 관한 SDP 절차가 향후 부가적으로 개발되어야 할 것으로 나타났다.

SDP 분석에서 검사 발견사항의 리스크 심각성을 평가, 처리할 때 검사자의 역량이 가장 많이 요구되는 과정은 아마도 다음과 같은 다단계 과정으로 이루어진 2단계 과정일 것이다.

각 과정의 상세 내용은 다음 절에 제시되어 있다.

- (1) 관련 초기사건 파악
- (2) 검사 발견사항의 각 초기사건별 잠재성 결정
- (3) 안전기능의 잔여 완화능력 추정
- (4) 검사 발견사항에 따른 완화능력 지표 조정
- (5) 운전원 회복조치 가능성 평가
- (6) 사고경위별 심각성 지표 결정
- (7) 종합적 리스크 심각도 추정

4. 단계별 이행 절차

(1) 검사 현안 발견:

Phase 1 Worksheet 등을 활용하는 검사 프로그램 이행에 의해 발견되었으며 문서화가 요구되는 정도 이상을 넘는 licensee의 운전중 성능 결함은 검사 현안으로 간주한다. 검사 발견사항은 검사 과정중에 일반적으로 licensee 대표자와 논의되며, 검사후회의에 정식으로 제기된다. 각 검사 발견사항의 심각성은 보통 현안의 사실 확인과 병행하여 진행된다.

(2) 심각성의 임시 결정:

보통 Phase 1 Worksheet 에 제시되어 있는 의사결정 논리를 이용하여 현안이 더 이상의 상세 분석없이도 green 등급으로 판정될 수 있는지 결정한다. 검사자는 비록 Phase 1 판정에서 green 등급으로 판정되었어도 Phase 2 Worksheet을 이용하여 검사 발견사항을 평가하도록 권유하고 있다. 이렇게 함으로써 발전소 고유의 리스크 통찰력을 얻을 수 있다.

(3) 발전소 고유의 리스크 정보 활용 검사지침서 적용 (Phase 2 분석)

① 관련 초기사건 파악: 검사 발견사항에 연관된 계통 및 기기를 확인하고 “기기와 초기사건간의 사건완화기능 연관성”을 나타내는 도표를 이용하여 어떤 초기사건이 해당하는지 파악한다. 예로서 증기발생기 주증기격리밸브(MSIV)와 연관한 검사 발견사항은 단지 “주증기배관 파단사건” 초기사건에만 연관되며, 기기냉각수 (CCW) 펌프와 연관한 검사 발견사항은 모든 초기사건에 연관될 것이다. 왜냐하면 기기 냉각수계통과 같은 계통들은 대부분의 안전계통들이 수행하는 사고완화 기능을 지원하는 기능을 갖고 있기 때문이다.

발전소 계통/기기와 각종 초기사건 사이의 연관성을 나타내는 도표의 양식은 발전소 고유 특성에 좌우되지 않으므로 보다 친숙하고 일반적인 형태로 작성하여야 한다. 단 도표에 포함되어야 하는 내용은 매우 발전소 고유 특성에 좌우된다. 본 연구에서는 울진5,6호기 PSA를 참조로 초기사건과 계통간 종속성 연계행렬 (DLM: dependency linking matrix)을 마련하였으며, 이는 하나의 계통에 대해 그 계통을 구성하는 주요 기기와 지원계통 목록을 제시하고 각 계통/기기와 연관되는 초기사건의 목록을 나열한 것이다.

② 검사 발견사항의 각 초기사건별 발생 잠재성 결정: 각 초기사건 발생 빈도 범주별로 분류된 초기사건의 발생 잠재성 척도 (event likelihood measure)를 “검사 결과로 발견된 성능저하 조건의 지속시간”의 크기에 따라 3가지 구역으로 심각성이 구분된 도표를 이용하여 결정한다. 즉 지속시간을 3일 및 30일을 기준으로 3가지 구역으로 구분하고 검사 발견사항이 이 중 어느 한 구역에 해당하는지 행(coloum)을 먼저 찾고 또한 해당 행에서 각 초기사건 열(row)에 해당하는 잠재성 척도를 추정하게 된다. (잠재성 척도의 설정 근거는 7절에서 설명한다.) 표 2는 총 8 가지 등급화 (0~7)된 척도를 초기사건의 발생 잠재성을 기준으로 나타내고 있다. 이와 같은 형태의 도표는 해당 발전소의 검사지침서에

제시되어야 한다. 한편 검사 발견사항이 초기사건의 발생빈도를 증가시킨다면 초기사건 발생 잠재성 척도를 상향 조정하여야 한다.

- ③ 사건에 대한 잔여 완화능력 추정: 검사지침서의 각 초기사건 심각도 점검표 (worksheet)에 대해 검사 발견사항으로 영향을 받게 되는 안전기능이 존재하는지 확인한다. 이 점검표에 관련 안전기능이 포함되는 시나리오(사고경위)를 확인하여 표시한다.
- ④ 검사 발견사항에 따른 완화능력 지표 조정: 검사 발견사항으로 영향을 받게 되는 각 안전기능에 대해 관련 기기의 영향을 평가한다. 안전기능의 배열에 따라서 일반적으로 부여하는 배열종속 잔여 완화능력 (Remaining Mitigation Capability) 지표 결정은 표 3에 제시된 방식을 참조로 하며 이와 관련한 내용은 검사지침서에서 자세히 제시한다. 하지만 검사 발견사항의 결과로 이 지표는 조정된다. 보조급수계통을 예로서 설명한다. 어느 발전소의 보조급수계통이 정상시에 각 100% 용량의 동력구동펌프(MDP)를 포함한 2개의 대기중 계열로 설계되어 있다면 이는 표 3에 의하면 “3”의 잔여 완화능력을 갖게 된다. 하지만 만약 이 중 한 계열의 MDP 기능에 영향을 미치는 성능 결함이 발생하였다면 이로 인해 다중성이 저하되고 결론적으로는 단일 계열의 완화성능만이 보장되는 것이므로 잔여 완화능력은 표 3에 따라 “2”로 조정될 것이다.
- ⑤ 운전원 회복조치 가능성평가: 기기 성능저하, 작동불능의 특성을 확인하여 운전원이 관련 초기사건 발생이후 이를 요구 시간내에 회복시킬 수 있는지 평가한다. 평가기준은 별도로 제시된다.
- ⑥ 사고경위별 심각성지표 결정: 2번에서부터 5번 까지의 과정을 참조로 하여 검사지침서의 각 관련 초기사건 사고경위에서 리스크 심각성 지표를 결정한다. 각 사고경위의 리스크 심각성 지표는 초기사건 발생 가능성 지표, 잔여 완화능력 지표와 회복조치 지표를 모두 합산한 것이다.

(4) 종합적 리스크 심각도 추정 (Phase 2 분석)

(3)의 과정에서 나타난 리스크 심각성지표 판정결과를 놓고 등급조정규정에 관한 기준을 적용하여 최종적으로 리스크 심각도를 추정한다. Worksheet로도 제시할 수 있는 등급조정 원칙은 간단히 제시되는데 이는 어느 하위의 지표가 3개가 되면 이를 한 단계 상위의 지표로 상향시키는 것을 의미한다. 즉, 3개 정도의 하위 지표를 갖는 리스크 심각성은 한 단계 높아진다 (one order risk increase) 라고 보는 것이다. 이로서 나타난 지표가 4 이면 RED, 지표 5 이면 YELLOW, 지표 6 이면 WHITE, 그 이하이면 GREEN으로 판정한다. 단, 지표 7 이상의 경우에도 화재, 침수, 강풍, 지진 등의 외부사건에 의한 리스크 영향을 고려하기 위하여 3단계 (Phase 3) 평가과정을 수행한다. 왜냐하면 외부사건에 의해 1승 이상의 리스크 증가를 가져올 수 있기 때문이다.

(5) LERF 에 관한 리스크 기여분 선별 (Phase 2 분석)

원자로 안전에 관한 2단계 SDP 과정에서 지표 7 이상의 리스크 심각도를 추정하고 다음 초기사건과 연관한 사고경위를 포함하고 있다면 LERF 에 관한 리스크 기여분 선별과정을 수행한다. LERF 에 관한 리스크 기여분 선별과정은 별도로 지정한다.

- Interfacing System LOCA
- Transient (발전소 정전 사고경위 포함)
- Small LOCA
- SGTR

(6) 3단계 평가과정 (Phase 3 분석)

충분히 정당성이 갖추어져 있다면 필요시, 1단계 및 2 단계과정에서 선별된 초기 결과들을 3단계에서 재평가할 수 있다. 한편으로는 2 단계과정으로 평가할 수 없었던 검사 발견사항을 평가하기도 한다. 3단계 SDP 평가과정은 보다 적절하고

결과에 신뢰성을 주는 품질이 확보된 모델 (예: NRC SPAR 모델)과 PSA 기법을 활용하여 수행되며 리스크 분석자의 전문성에 의존하므로 적절한 평가체제와 인력이 유지되어야 한다.

5. 미국 NRC의 SDP 개발과정에서 밝혀진 주요 현안

5.1. 발견사항에 대한 구별작업의 시점

- 1) SDP가 검사 발견사항을 구별하는데 있어 검사자와 지역 사무소 관리자에게 과연 시기 적절하게 사용될 수 있는지 확인한다. 시점 기준의 예로서는 다음과 같다.
 - phase 1 평가 30일 이내에 phase 2 평가가 완료될 수 있는지,
 - phase 3 평가의 90%가 phase 1 평가 90일 이내에 완료될 수 있는지,
 - phase 3 평가의 100%가 phase 1 평가 120일 이내에 완료될 수 있는지 확인
- 2) 시범 이행 초기에 원자로 안전영역에 관한 발전소 고유 SDP 매트릭스가 유용하지 않아 시점 기준을 만족하지 못하는 것으로 나타났다. 적절한 시점까지 최종 리스크 분류작업이 수반되어야 한다. 따라서 산업계 차원의 이행 이전에 발전소 고유 사고대응 관련 SDP 매트릭스가 개발되어야 한다고 권고하였다.
- 3) 충분한 자료의 결핍으로 인해 비원자로 영역에 관한 SDP 평가의 시기적절성은 평가되지 않았다.
- 4) phase 3 평가에서의 PSA 활용을 포함하여 인허가 취득자와 NRC간 상호연계 과정이 보다 잘 정의되어야 한다고 권고하였다.

5.2. 심각도 수준의 정확한 평가

- 1) 적절한 검사지침을 개발한다. 검사 발견사항이 정립된 이 지침에 따라 안전 심각도 등급을 적절히 부과될 수 있는지 확인한다.
- 2) Phase 2 worksheet가 현재의 발전소 확률론적 리스크평가와 기기 배열을 정확히 반영할 수 없다면 심각한 비효과성을 유발할 수 있다. 또한 지역사무소의 리스크 분석자가 모든 심각한 현안 (non-Green issue)들을 대상으로 그 중요성의 정도를 결정하기 위해서 심도있는 Phase 3 분석을 수행하는 것이 필요하다.
- 3) SDP 운영지원팀을 결성하고 이에 의해 이 검사 발견사항을 95% 신뢰수준에서 검토할 경우, 최소한 95%의 검사 발견사항이 SDP에 의해 적절히 분류될 수 있음을 보여줄 수 있다. 이런 검토과정은 또한 리스크에 심각한 검사 발견사항들이 선별(screening) 처리되지 않음을 확인한다.
- 4) 인적 성능 (human performance)과 같은 공통 적용현안 (cross-cutting issues)과 관련하여 내재된 가정사항의 정당성을 지속적으로 확인할 수 있는 감시프로그램이 이행 초기에 필요하다고 권고하였다.
- 5) 사건 대응 및 행정조치(enforcement)와 관련하여 CDF 대신 CDP를 적용하며, 반대로 SDP 및 이와 관련한 행정조치에서는 CDP 대신 CDF를 적용하는 근거와 방식에 대하여 명백히 규정하는 것이 필요하다고 권고하였다.
- 6) 산업계 차원에서 이행되는 동안 및 그 이후에도 검사자가 보다 더 SDP 과정에 친숙하여 요구되는 일관성을 갖출수 있도록 독립적인 SDP 이행 검토반이 유지되어야 한다고 권고하였다.

5.3. PSA 수단 및 기법의 품질

- 1) 미국 NRC의 원자로 감독과정은 리스크 특성화와 결정을 위해서 리스크 분석자 및 검사자에 의해 사용되는 확률론적 수단(tool)의 품질과 일관성에 좌우된다. 현재 NRC는 리스크 정보 활용에 있어 인허가 취득자에 의해 개발된 개별 발전소의 PSA에 크게 의존하고 있지만 각각의 품질은 제각각이다.

- 2) 검증된 Phase 2 worksheet를 활용하지 못하는 것이 이행 초기에 문제점으로 대두되었다. Phase 3 분석을 해야 하는 몇 가지 발견사항들에 대해 인허가 취득자는 NRC가 그 현안의 심각성 결정에 있어 덜 상세한 (최적평가 관점에서) 결과를 활용할 경우 페널티가 부과된 것으로 간주한다. 덜 상세한 tool을 사용하여 평가할 경우 리스크 심각도는 상향화되는 가능성이 있으므로 이는 적절한 예측성(predictability)의 문제로 파악된다.
- 3) 방법론 및 모델에서 표준을 정의하지 못한 문제는 또한 검사 발견사항을 평가할 때 즉각적이고 일관된 결과를 얻을 수 있는 규제 요원의 역량을 저하시킨다. 따라서 원자로 안전영역에 대한 개량되고 표준화된 리스크 분석기법을 확보하는 노력이 중요하다.

6. 주요 고려사항

6.1. 검사방식

이행 초기에 정립된 SDP는 모든 연관 분야, 예로서 정지저출력, 격납건물 및 외부사건 분야에서 발견된 검사사항들을 평가하는데 효과적인 기법을 제공하지 못했다. 규제요원은 또한 다른 과정지향적 검사 발견사항들, 예로서 정비규정의 부적절한 적용과 같은 문제를 만약 발전소 기기의 측정가능한 결과가 없다면 쉽게 평가할 수 없다.

표 4는 현재 NRC의 SDP 활용 검사방식과 KINS에서 수행되는 현행 검사방식을 비교한 것이다. 검사 발견사항에 대한 SDP 결정정보는 ROP 에서 성능지표 정보와 연계하여 licensee 성능을 평가하는데 활용한다. SDP 결정절차에 따라 나타난 최종 리스크 심각성정보는 규제요건 위배사항에 대한 NRC 행정집행조치(enforcement actions)와 연계된다. 국내 규제검사를 SDP 방식으로 전환하려면 검사대상과 항목을 확대하고 관련 절차 및 기준을 제정하여야 하는 것으로 나타났다.

모든 검사 고찰사항을 리스크 정보를 활용한 방향으로 사용하는 것은 유익한 측면이 있지만 반대급부적 요인을 불러 일으킨다. 잠재적 현안이나 각 발전소 설계의 독특한 특성과 연관된 리스크 수치의 인정은 매우 복잡하고 시간 소모적 과정이 되기 쉬우며 대중 신뢰도 확보 측면에서도 문제가 있게 된다.

SDP 과정에 잠재된 현실적인 문제는 지역 사무소의 리스크 분석자와 검사자가 인허가 신청자의 기술요원과 기술적 정보 및 분석 가정사항들에 대해 논의한다는 것이다. 이런 논의사항들은 NRC 리스크분석을 기술적으로 건전하게 하지만 반면에 검사 발견사항이 대중 신뢰를 벗어나 검토된다는 인식을 줄 수 있다. 혹은 NRC 리스크분석자/검사자와 인허가 신청자 사이에 협상이 오고 간다는 오해를 불러일으킬 수 있다. 몇몇 이해 당사자들은 인허가 취득자의 PSA 정보를 포함하여 SDP에 사용된 모든 정보들이 문서화되어야 한다고 주장한다.

6.2. 초기사건 빈도

최근 미국 NRC는 미국내 원전에서 다양하게 경험한 사건을 1987년부터 1995년까지 정리한 보고서로 NUREG/CR-5750[3]을 발간하였다. 여기서 NRC는 대형 냉각재상실사고와 같이 발생경험이 없는 사고는 throughwall crack 사건의 발생확률로부터 연관된 correlation에서부터 추정을 시작하였다. 이 보고서와 울진 5,6호기 PSA 보고서[4]를 참조로 하여 국내 가압경수로형 원전에 적용 가능한 SDP Phase 2 평가를 위한 국내 고유의 초기사건 분류용 worksheet를 작성하였다. 최종 결과는 앞서도 언급한 표 2에 제시되어 있다. NUREG/CR-5750에서 주로 참조한 것은 냉각재상실사고, 대형 이차측파단, 복수기 진공상실, 기기냉각수상실에 관한 빈도이다. NUREG/CR-5750 보고서에 제시되었지만 발전소 고유 특성이 강한 사건들은 울진 5,6호기 PSA 보고서를 참조하였다. 울진 5,6호기 PSA 보고서에 제시되지 않은 RCP 밀봉 LOCA, Safety/Relief Valve Stuck Open, 계측용 공기 상실에 관한

빈도도 NUREG/CR-5750에 제시된 값을 적용하였다.

6.3. 초기사건별 발생 잠재성 결정

다음은 검사 발견사항의 초기사건별 발생 잠재성 결정을 위한 기술배경을 분석하였다. 일반적으로 일정 기간 동안 발생할 수 있는 초기사건의 확률은 포아송 확률분포로부터 다음과 같이 추정될 수 있다. 여기서 포아송 확률분포는 다음 식과 같다.

$$p(x; \alpha) = \frac{e^{-\alpha} \alpha^x}{x!} \quad x=0,1,2,\dots \quad (1)$$

이 포아송 분포는 특정의 양의 모수 α 에 대하여 무작위변수 X 의 확률 집단함수 (probability mass function)을 의미한다. 이 분포를 일정 Δt 시간 동안 발생하는 사건(event)와 연관하여 단위 시간당 발생 예측되는 횟수를 λ 로 놓을 때 다음과 같다.

$$p(x; \lambda \Delta t) = \frac{e^{-\lambda \Delta t} (\lambda \Delta t)^x}{x!} \quad x=0,1,2,\dots \quad (2)$$

여기서 모수(parameter) λ 는 양의 값을 가지며, 원래의 모수 α 는 일정시간 동안의 사건 발생 횟수로 전환되었음을 알 수 있다. 한편 일정 Δt 시간 동안 최소 하나의 사건이 발생되는 확률은 다음과 같다.

$$P(X \geq 1) = 1 - P(X = 0) = 1 - \frac{e^{-\lambda \Delta t} (\lambda \Delta t)^0}{0!} = 1 - e^{-\lambda \Delta t} \quad (3)$$

식(3)을 무한 급수 전개 (infinite series expansion)하여 근사치 추정하면,

$$P(X \geq 1) = 1 - (1 - \lambda \Delta t + (\lambda \Delta t)^2 / 2! + \dots) \approx \lambda \Delta t \quad (4)$$

따라서 식(4)는 일정 Δt 기간 동안에 α 발생율을 가지고 실제 발생한 사건의 확률을 추정하는 식이 된다. 이를 초기사건과 연관하여 보면, 시간 t_1 과 t_2 사이에 발생빈도 λ_{IE} 를 가진 임의의 초기사건 발생 확률은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\Pr(IE \text{ between } t_1 \text{ and } t_2) \approx \lambda_{IE} (t_1 - t_2) \quad (5)$$

표 2에 제시된 “검사 결과로 발견된 성능저하 조건의 지속시간”은 각각 30일 이상, 30일과 3일 사이, 3일 미만의 3단계로 구분되었는데 이를 활용하여 검사발견사항의 각 초기사건별 잠재성을 결정하기 위해서 다음과 같은 가정이 도입되었다.

- 초기사건 빈도 발생범위의 상위 값 (upper range)을 사용한다.
- 지속시간이 30일 이상인 경우 1년으로 가정한다.
- 지속시간이 30일과 3일 사이인 경우 0.1년으로 가정한다.
- 지속시간이 3일 미만인 경우 0.01년으로 가정한다.

이와 같은 가정을 사용하여 최종적으로 각 초기사건별 잠재성 등급 척도가 결정되었다.

다음과 같이 예제 계산을 하여 본다. 표 2를 보면 125V 직류모선 상실은 III열에 해당하며 빈도가 102 년에서 103 년 사이에 한 번 발생, 즉 최대 10-2/yr의 발생 빈도를 갖는 것으로 나타난다. 만약 이 사건과 연관되는 기기의 성능 저하가 검사 도중 발견되었을 때 그 성능 저하가 약 25일간 지속되었다고 추정되면 초기사건 잠재성 척도는 다음 계산에

의해 3이 된다.

$$X = -\log_{10}(\text{Pr}(IE \text{ during condition period})) = -\log_{10}(10^{-2} \times 10^{-1}) = 3$$

이와 같이 검사 결과로 발견된 성능저하 조건의 지속시간에 대한 분류에서는 NRC의 3가지 분류기준을 적용하는데 있어 특별한 문제점을 발견하지 못하여 그대로 활용하였다. 또한 잠재성 척도는 표 2에서 보는 바와 같이 0에서 7까지 NRC와 마찬가지로 8가지로 분류하였지만 현재 NRC 척도는 1에서 8까지 설정되어 있어 이 보다 다소 보수적으로 설정되었다.

7. 국내 사례 분석

제4절의 SDP 단계별 이행절차가 실제로 적절히 수행될 수 있는지 확인하기 위하여 실제 사례 분석을 수행하였다. 사례로는 가동중 검사 지적사항에서 한 건, 가동중 발생한 사건에서 한 건을 각각 채택하였다. 채택된 두 건은 웨스트하우스형 3 Loop 900MWe 가압경수로형인 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기와 연관되며, 현재 SDP worksheet가 작성되어 있지 않으므로 유사 형태인 미국 조세프 파레이 (Joseph M. Farley) 원전에서 2001년도 초창기에 개발한 리스크 정보 검사점검표[5]의 worksheet을 참조하였다. 두 건 모두 검사 발견사항이라 가정하고 분석을 수행하였으며, 분석의 편의상 약간의 보수적인 가정 및 가상적 내용 보완을 시도하였다.

가. 사례 1: 고리 4호기 기기냉각수(CCW) 펌프 기능상실 잠재성
당 사례에서 채택한 검사 발견사항은 다음과 같다.

“2000년 고리 4호기 12차 정기검사에서 CCW 펌프출구 재순환 역지밸브 모두에 대해 IST 요건에 따라 수행되어야 하는 전행정시험이 수행되지 않고 3개월 주기로 부분행정시험만이 수행되고 있는 사실을 확인하였다. (지적사항 관리번호 00-3-018)” [6]

이 검사 발견사항은 비록 실제 발전소에서는 아주 간단한 시험절차 미흡사항에 불과하지만 당 분석에서는 보수적으로 대기중인 모든 CCW 펌프의 재순환이 요구되는 상황에서 기기의 기능저하를 유발하고 궁극적으로 기능상실을 야기하는 잠재성을 갖는 것으로 가정한다. 이에 대해 SDP 결정절차를 시작한다.

- (1) 1단계 SDP: 우선 1단계 점검표에 제시된 점검사항을 기록한다. 파악된 조건의 지속시간은 1년으로 본다. 저하된 기능 및 Cornerstone의 점검에서 모두 5건의 Check Point가 나타났으며 따라서 더 이상의 1단계 SDP 판단과정없이 바로 2단계 SDP 판단절차를 수행하여야 하는 것으로 나타났다.
- (2) 관련 초기사건 파악: CCW 펌프는 모든 저압 경계부 냉각재상실사고 및 원자로용기파손을 제외한 초기사건과 연관된다.
- (3) 각 초기사건별 잠재성 결정: 표 2의 30일 이상의 성능저하 조건 지속시간에 대한 모든 열(row)의 잠재성 척도와 연관된다.
- (4) 잔여 완화능력 추정 및 완화능력 지표 조정: 표 3를 참조하여 CCW 계통의 잔여 완화능력을 결정하는데 보수적 가정상 잔여 완화능력은 2로 본다. 하지만 CCW 계통이 막바로 사고완화에 사용되는 안전계통(frontline system)이 아니기 때문에 자체 완화능력 보다는 이 계통 한 계열의 기능상실에 의한 다른 안전 계통의 완화능력 저하가 관점이 된다. 이 완화능력 평가 또한 표 3을 참조하여 추정한다.
- (5) 사고경위별 심각성지표 결정: 미국 조세프 파레이 원전의 리스크 정보 검사점검표 15개 worksheet을 이용하여 2단계 SDP 결정 절차를 수행한다. 여기서 CCW

계통은 CVCS/HPSI, RHR/LPSI 및 RCP를 지원함을 감안한다. 따라서 이런 계통의 한 계열도 이용불능하다고 보수적으로 가정한다. 따라서 각 초기사건 SDP Worksheet에서 안전기능별 완화능력이 설명되어 있는 사항중에서 연관사항을 검토하고 완화능력 지표 결정에 이를 반영한다.

- (6) 평가결과, 주요 초기사건 4 가지에서만 살펴보아도 4 등급 2개, 5등급 5개, 6 등급 4개 이상의 사고경위 심각성지표가 나타났으므로 RED로 판정되었다. 보다 구체적으로 보수성을 제거하고 현실성있는 분석을 위해 규제검증 평가모형을 활용한 3단계 SDP 분석이 필요해진다.

나. 사례 2: 영광 1호기 주급수차단밸브 (MFIV) 고장

당 사례는 기기 고장으로 원자료가 정지된 사건이지만 여기서는 기기 고장이 사전에 규제검사로 발견된 것으로 간주하여 생각한다.

“2002년 6월 19일 영광 1호기 출력운전중 주급수 차단밸브 고장으로 증기발생기에 급수가 중단되고 증기발생기 저-저 신호에 의해 원자로 및 터빈-발전기가 정지됨. 고장원인은 주급수 차단밸브 작동유 공급배관의 오링 손상으로 작동유가 누설된 것에 기인함. (LER 보고서 번호 2002-06호 [020619Y1])” [7]

이에 대해 SDP 결정절차를 시작한다.

- (1) 1단계 SDP: 우선 1단계 점검표에 제시된 점검사항을 기록한다. 파악된 조건의 지속시간은 전번 O/H (2002년 2월)에 분해점검이 수행된 점을 감안하여 발견시점과의 간격의 반인 2개월 정도로 본다. 저하된 기능 및 Cornerstone의 점검에서 2-1 초기사건의 과도사건과 연관 1건의 Check Point가 나타났으며 따라서 다음 1단계 SDP 판단과정으로 진입한다.
- (2) 초기사건 cornerstone에 대한 2번째 질문에서 완화기능의 이용불능에도 영향을 준다고 판단하여 2단계 SDP 판단과정으로 진입하게 된다.
- (3) 관련 초기사건 파악: MFIV는 과도사건 하나의 초기사건에만 연관된다.
- (4) 각 초기사건별 잠재성 결정: 표 2의 30일 이상의 성능저하 조건 지속시간에 대한 잠재성 척도와 연관된다. 따라서 초기사건 잠재성 척도는 0이 된다.
- (5) 잔여 완화능력 추정 및 완화능력 지표 조정: 주급수 계통은 일반적으로 사고완화에 사용되지 않으므로 이 단계는 무시한다.
- (6) 사고경위별 심각성지표 결정: 미국 조세프 파레이 원전의 리스크 정보 검사점검표중 과도사건에 해당하는 2개 worksheet을 이용하여 2단계 SDP 결정 절차를 수행한다.
- (7) 평가결과, 6 등급 3개, 8 등급 3개의 사고경위 심각성지표가 나타났으므로 등급 조정절차를 거쳐 최종적으로 5등급이 되었으며 따라서 YELLOW로 판정되었다. 현실적으로 볼 때 당 고장사건은 사고경위 기인자 (accident sequence precursor: ASP) 분석을 통해 리스크 심각성을 분석하여야 할 것으로 판단된다.

8. 결론 및 고찰

안전 심각도 결정 (SDP) 절차를 통해 규제자-사업자 모두는 리스크정보를 직접 규제에 활용하는데 있어 동일한 판단척도를 가지고 각종 안전현안이나 검사 지적사항을 다룰 수 있게 된다. 따라서 국내에 SDP 제도가 도입될 가능성이 있는지 없는지 가능성 평가를 떠나서, SDP 수행에 있어 필요한 각종 의사결정 판단 기준을 마련하고 심각성 등급 결정용 척도의 경계치(threshold)를 정립하는 문제는 우리 규제 선진화를 위해 필수적으로 고려하여야 할 사항이다. 본 연구에서는 각 단계별 이행 절차의 정립과정을 통해 SDP

현안을 확인하였으며 검사방식, 초기사건 빈도, 초기사건별 발생 잠재성 결정방식 등에 대한 주요 고려사항을 파악하였다. 또한 실제 국내 검사와 사건 자료를 참조로 한 2건의 사례분석 수행을 통해 향후 국내 규제검사에의 SDP 제도 도입에 대비한 적용 가능성을 타진할 수 있었다.

후 기

이 연구는 과학기술부에서 시행한 원자력연구개발 중장기연구 과제에서 수행한 것입니다.

참고 문헌

- [1] 6th Technical Meeting Minute of Risk-based Precursor Analysis, Association Vincotte Nuclear, November 6-7, 2003.
- [2] NRC Inspection Manual, Chapter 0609, March 21, 2003.
- [3] J. P. Poloski, et al., Rates of Initiating Events at U. S. Nuclear Power Plants: 1987-1995, NUREG/CR-5750, US NRC, February 1999.
- [4] 울진 5,6호기 PSA 보고서, 한국수력원자력(주), 2002. 6.
- [5] M. A. Azam, et al., Risk-informed Inspection Notebook for Joseph M. Farley Nuclear Plant Units 1 and 2, BNL/NRC, Rev.0, September 7, 2001.
- [6] KINS/AR-109, 고리 원자력 4호기 검사보고서, 제12차 정기검사, 한국원자력안전기술원, 2000. 10.
- [7] KINS/AR-813, 2002년도 원전 사고·고장 조사보고서, 한국원자력안전기술원, 2003. 5.

1. Risk Significance Based on Risk Measures

Frequency Range (/ry)	SDP based on ΔCDF	SDP based on $\Delta LERF$
$\geq 1E-4$	Red	Red
$< 1E-4 - 1E-5$	Yellow	Red
$< 1E-5 - 1E-6$	White	Yellow
$< 1E-6 - 1E-7$	Green	White
$< 1E-7$	Green	Green

표 2. 국내 가압경수로형 SDP Phase 2 평가를 위한 초기사건 분류

열	초기사건 빈도	초기사건 종류 (PWR)	초기사건 잠재성 척도 $X = -\log_{10}(\text{IE probability})$		
			0	1	2
I	> 1 per 1-10 yr	* Reactor Trip (General Transient) * 주급수상실	0	1	2
II	1 per 10^{-10^2} yr	* 소외전원상실 * 기기냉각수상실 * 복수기진공상실 * 대형 이차측 누설	1	2	3
III	1 per $10^2 - 10^3$ yr	* 증기발생기 세관 파단 * RCP 밀봉 냉각재상실 사고 * Safety/Relief Valve stuck open * 4.16 kV 교류모션 상실 * 125V 직류모션 상실 * 대형 이차측 파단 * 계측용 공기 상실	2	3	4
IV	1 per $10^3 - 10^4$ yr	* 소형 냉각재상실 사고	3	4	5
V	1 per $10^4 - 10^5$ yr	* 중형 냉각재상실 사고 * 정지불능 과도사건	4	5	6
VI	< 1 per 10^5 yr	* 대형 냉각재상실 사고 * 저압 경계부 냉각재상실 사고 * 원자로용기 파단	5	6	7
			> 30 일	30-3 일	< 3 일
성능저하 조건의 지속시간					

표 3. 일반적인 잔여 완화능력 결정방식

	X = -log10 ()
<p>(1 ASD Train)</p> <p>- 100% 가 - , 0.1 가</p>	1
<p>(1 Train)</p> <p>- 100% 가 - , 0.01 가</p>	2
<p>(1 Multi-Train)</p> <p>- 2 - ; - . 0.001 가 ,</p>	3
<p>(2 Diverse Trains)</p> <p>가 - 2 가 - - , 가 0.0001 가</p>	4 (2 + 2)
<p>(Recovery of Failed Train)</p> <p>- - , 가 가 - 0.1 가</p>	1
<p>(Operator Action Credit)</p> <p>- - 3 가 - 0.5 0.05 , = 1 - 0.05 0.005 , = 2 - 0.005 0.0005 , = 3</p>	1, 2, 3

표 4. NRC SDP 검사와 국내 규제검사 비교

		ROP (Inspection) SDP	SDP
		가 ,	
	()	7 safety cornerstone (, ,)	
		7 safety cornerstone 39 baseline	
	(,)	(0609.02)	
		3 (3 phases)	
가	가	SERP (SDP and Enforcement Review Panel)	
가	(Code & Standard, T/S)	가 / 가 (risk level)	
가	2	4 color (graded approach)	
/	+	RIBI/SDP + (RI inspection notebook)	
	T/S, FSAR	+ PSA 가 (SPAR)	
) + T/S (Action Matrix + Licensee Appeal Assessment & Enforcement Process	