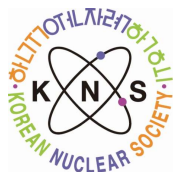


KNS(R)-001-2023

규제 효율성 향상을 위한 국내 규제 체계 개선안 도출

- 리스크정보활용·성능기반방식을 중심으로 -

2023. 08



한국원자력학회
Korean Nuclear Society

본 보고서를 2023년도 고급정책연구소의 “규제 효율성 향상을
위한 국내 규제 체계 개선안 도출” 정책 과제의 보고서로
제출합니다.

2023.8.1.

양준언
고급정책연구소장

과제 자문단

(1) 국내 자문단

김도형(한국원자력안전기술원)

김동산(한국원자력연구원)

김만철(중앙대학교)

김인구(한국원자력안전기술원)

나장환(한국수력원자력)

박진희(한국원자력연구원)

석호(한국전력기술주식회사)

이승준(UNIST)

이창주(한국원자력안전기술원)

장희승(한국수력원자력)

최선영(한국원자력연구원)

허균영(경희대학교)

황석원(한국수력원자력 중앙연구원)

황태석(한국원자력안전기술원)

(2) 해외 자문단

강현국(미국 RPI)

인용호(ENERCON)

목차

요약 (Summary)	v
I. 서론	1
1. 보고서 작성 배경	1
2. 보고서 작성 방향	3
II. 미국의 리스크정보활용 · 성능기반방식(RIPBA) 현황	7
1. 리스크 평가 방법	7
2. 리스크정보활용 관련 정책	9
3. 리스크 평가결과의 활용 체계	11
4. 리스크 평가와 성능의 연계	15
5. RIPBA 관련 기반 구축	19
III. 기타 국가의 RIPBA 도입현황	21
1. 일본	21
2. 중국	22
IV. 국내 RIPBA 도입현황 및 정착 방안	24
1. 국내 RIPBA 도입현황	24
1.1 리스크 평가 방법	24
1.2 리스크정보활용 관련 정책	26
1.3 리스크 평가결과의 활용 체계	27
1.4 리스크 평가와 성능의 연계	28
1.5 RIPBA 관련 기반 구축	29
2. 국내 RIPBA 관련 향후 추진 방안	30
2.1. 한미의 RIPBA 관련 현황 비교	30
2.2 국내 RIPBA 도입을 위한 분야별 대응 방안	32
2.3 국내 RIPBA 향후 추진 방안 및 로드맵	37
V. 결론	41

참고문헌	43
------------	----

부록 A. PSA 표준(PSA Standard)	48
----------------------------------	----

부록 B. 정비규정(Maintenance Rule: MR)	51
--	----

부록 C. 원자로 감시절차(Reactor Oversight Process: ROP)	55
--	----

〈표 차례〉

〈표 1〉 PSA의 분류	8
---------------------	---

〈표 2〉 NRC의 RIPBA 활동 (일부)	13
--------------------------------	----

〈표 3〉 성능감시 평가 기준	18
------------------------	----

〈표 4〉 국내 원전 PSA 수행 현황 (외부: 내부 화재, 침수 및 지진)	25
--	----

〈표 C-1〉 성능감시 평가 기준	56
--------------------------	----

〈그림 차례〉

[그림 1] 미국 원전의 안전성 변화 추이 (1992~2017)	1
---	---

[그림 2] 리스크정보활용 의사 결정 체계	12
-------------------------------	----

[그림 3] 미국의 ROP 구성	16
-------------------------	----

[그림 4] ROP 운영 체계	17
------------------------	----

[그림 5] 일본의 신 검사 체계	22
--------------------------	----

[그림 6] 국내 RIPBA 도입 로드맵	40
------------------------------	----

[그림 A-1] 미국 NRC의 PSA 품질 확인 체계	48
-------------------------------------	----

[그림 B-1] 미국 정비규정의 의사 결정 체계	52
----------------------------------	----

[그림 C-1] 미국의 ROP 구성	55
---------------------------	----

[그림 C-2] ROP 운영 체계	56
--------------------------	----

[그림 C-3] SDP 운영 체계	56
--------------------------	----

요약 (Summary)

현재 우리나라는 다양한 사회적·기술적 요인으로 원자력발전소(원전) 운영에 어려움을 겪고 있다. 따라서, 이런 문제를 해결하고, 국내 원전의 안전성과 성능을 향상하기 위해서는 국내 규제 체계와 원전 운영의 효과성(Effectiveness)과 효율성(Efficiency)을 향상할 필요가 있다. 이를 위해 본 과제에서는 현재 세계 최고 수준의 안전성과 성능을 보여주고 있는 미국 원전의 규제 체계와 운영 방식을 살펴보았다.

미국은 원전의 규제와 운전에 리스크정보활용·성능기반방식(Risk-informed·Performance-based Approach: RIPBA)을 사용하고 있다. RIPBA의 효과는 RIPBA의 도입 이후 지난 25년간 보여준 미국 원전의 안전과 성능 향상을 통하여 입증되고 있다. 미국 원전의 현재 리스크는 수준은 1992년 대비 1/10 수준으로 낮아졌다. 이외에도 불시정지 횟수의 감소, 이용률 향상 및 작업자 피폭량 저감 등 다양한 부분에서 RIPBA의 효과가 나타나고 있다. 미국은 이와 같은 안전성 및 성능 향상의 원인으로 다음과 같은 요인을 들고 있다.

- 1) 사업자의 강력한 안전 및 신뢰도 문화(Reliability Culture)의 배양,
- 2) 독립적이고 강력한 규제기관인 NRC (Nuclear Regulatory Commission),
- 3) INPO (Institute of Nuclear Power Operations) 내의 독립적이고, 우수한 산업체 조직
- 4) NRC가 리스크¹⁾정보를 활용하여 안전에 집중한 점(Risk-informed Safety Focus)

현재 가동 중인 대부분의 미국 원전이 1960~70년대에 운전을 시작하여 대부분 원전의 평균 운전 기간이 40년이 넘는 것을 고려하면 현재 미국 원전의 안전성과 성능은 놀라운 수준이라고 할 수 있다. 이에 본 과제에서는 미국 원전이 RIPBA를 통하여 어떻게 현재와 같은

1) 본 보고서에서 사용되는 리스크라는 개념은 아래 공식과 같이 어떤 사건의 발생 가능성과 그 사고의 영향을 곱함으로써 구해지는 정량적 수치를 의미한다:

리스크 = (어떤 사건의) 발생 가능성 x (해당) 사고의 영향

수준의 안전성과 성능 수준을 달성했는지 살펴보았으며, 이를 본 보고서에 정리하였다. 미국은 위와 같은 성과의 가장 중요한 원인으로 미국의 원자력계가 다양한 리스크정보활용을 통해 원전의 안전성을 향상하고, 원전 운영상 중요한 사안에 재원을 집중할 수 있었다는 점을 들고 있다.

미국이 RIPBA를 도입한 이후 우리나라를 포함하여 원전을 보유한 세계 여러 나라가 미국의 RIPBA와 유사한 제도를 도입하기 위해 노력하고 있지만, 아직도 미국 수준으로 RIPBA 제도가 정립된 나라는 없는 것으로 보인다. 우리나라도 2000년대 이후 원자력 규제기관과 산업체가 RIPBA의 도입을 여러 번 천명하였지만, 아직도 RIPBA가 국내에서 활성화되었다고 말하기는 어려운 상황이다. 그러나 일본은 2020년 4월부터 미국의 성능기반 원자로 감시절차(Reactor Oversight Process: ROP)와 유사한 신검사제도를 운영하기 시작하였고, 중국은 현재 미국의 RIPBA를 전방위적으로 도입하고 있다. 따라서 본 과제에서는 일본과 중국 등의 RIPBA 도입현황도 살펴보았다.

미국과 중국, 일본 등의 RIPBA 관련 현황을 분석한 결과, 본 과제의 연구진은 향후 국내에서 원자력 규제의 효율성 향상과 아울러 국내 원전의 안전과 성능 향상을 위해 현재보다 RIPBA를 국내에서 좀 더 적극적으로 활용할 필요가 있다고 판단하였다. 이에 국내 RIPBA의 활성화를 위해 필요한 주요 사항을 본 보고서에 정리했다.

본 과제에서는 RIPBA의 국내도입 필요성을 검증하고, RIPBA의 효율적인 국내 정착 방안을 도출하기 위하여 미국의 RIPBA 전반을 (1) 리스크 평가 방법, (2) 리스크정보활용 관련 정책, (3) 리스크 평가결과의 활용 체계, (4) 리스크 평가와 성능의 연계, (5) RIPBA 관련 기반 구축이라는 다섯 가지 측면에서 살펴보았다. 또한, 동일한 측면에서 국내 RIPBA 현황을 살펴보고, 미국과의 차이점을 분석하였다. 이를 기반으로 국내 RIPBA 활성화 및 정착을 위한 분야별 대응 방안을 다음 다섯 가지로 구분하여 제시하였다: (1) RIPBA 기술, (2) RIPBA 관련 정책 법제화, (3) 인력양성, (4) 관계기관 종사자의 RIPBA 수용성 증대 및 (5) RIPBA 도입을 위한 환경 조성.

본 과제는 위의 분석 결과 및 제안 사항을 종합하여 국내 RIPBA 향후 추진

방안을 제시하였다. RIPBA는 단순히 기술적인 문제만이 아니라 RIPBA에 대한 수용성 같은 조직·문화 측면의 문제도 포함하고 있다. 따라서 이런 측면과 현재 국내 RIPBA 관련 기술 수준을 고려하여 국내에서는 먼저 (1) 정비규정, (2) 확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA) 표준 및 품질 개선, (3) 원자로 감시절차(Reactor Oversight Process: ROP) 순으로 RIPBA 제도를 도입하는 것을 제안하였다.

국내에 RIPBA를 도입하는 첫 단계로 정비규정을 도입하는 것을 제안하는 데에는 다음과 같은 세 가지 이유가 있다. 첫째, 정비규정을 안전성 확보 및 향상에 초점을 맞추어 적용할 수 있으므로, 규제기관에서도 정비규정의 도입에 대한 부담을 줄일 수 있을 것이다. 둘째, 이미 국내 산업체에서 자체적으로 정비규정을 시행하고 있으므로 국내도입이 결정되면 짧은 시간 내에 현장에서 시행할 수 있다. 셋째 미국의 예에서 볼 수 있듯이 정비규정은 리스크 개념이나 관련 전산 프로그램의 사용에 익숙하지 않은 규제, 산업체 인력이 리스크 분야의 지식을 익힐 기회를 제공함으로써 향후 다른 리스크성능정보활용 체계를 도입하는 기반을 구축할 수 있다. 아울러 미국의 사례와 같이 정비규정을 통하여 RIPBA에 대한 수용성 향상 효과도 기대할 수 있기 때문이다.

PSA 표준은 확률적 접근에 익숙하지 않은 규제기관이나 산업체 인력이 리스크 평가결과에 대해 가지고 있는 불신과 우려를 해소하는 데 중요한 역할을 할 수 있다. 즉, PSA 표준을 통하여 국내 PSA의 품질(결과의 신뢰성)을 향상함으로써 PSA 결과의 활용에 대한 거부감을 줄일 수 있을 것이다.

ROP 제도의 도입은 현재 국내 규제·운전체계를 전반적으로 바꾸어야 한다는 어려움이 있다. 따라서 안전중요도 평가 절차(Significance Determination Process: SDP)와 같은 ROP의 핵심 부분부터 점진적으로 도입·운영을 하는 것이 현실적인 ROP의 도입 방안이 될 수 있다. 만약 RIPBA 이행 전략이 수립되면 SDP 등을 어떻게 실제 국내에 적용할 것인지에 대해서는 각 세부 제도의 국내도입 방안에 대한 개별적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

일단 앞의 세 가지 분야가 시작되면 이와 더불어 리스크정보활용 기술지침서 등의 리스크정보활용도 가능할 것으로 예상된다. 사실 국내 RIPBA의 정착은 위의 세 가지 분야를 도입한다고 이루어지는 것은 아니며 좀 더 종합적

인 접근이 필요한 것이 사실이다. 이를 위하여 본 과제에서는 앞에 기술한 여러 가지 기술적, 정책적, 환경적 요소를 고려하여 ‘국내 RIPBA 도입 로드맵’을 작성하였다. 국내 RIPBA의 정착은 로드맵에 나온 바와 (1) 정비규정, (2) PSA 표준 및 품질 개선, (3) ROP 도입과 더불어 여러 단기, 중기, 장기적인 업무가 지속해서 이루어져야만 가능할 것으로 판단된다.

마지막으로 RIPBA의 도입을 위해서는 국내 규제기관과 산업체 간에 RIPBA의 도입 목적에 대한 합의가 필수적이다. RIPBA의 기본 철학은 기존의 규제요건과 더불어 리스크와 성능 평가를 통하여 얻은 통찰(Insight)을 기반으로 원전 안전과 성능에 중요한 사항에 재원을 집중함으로써 규제와 운영 양쪽 측면의 효과성과 효율성을 높이하고자 하는 것이다. 이 과정에서 핵심적인 부분은 과연 원전의 안전에 무엇이 중요한지에 대한 규제기관과 사업자의 합의이며 이런 합의는 양측의 지속적인 협의를 통해서만 이루어질 수 있다. 미국의 경우 RIPBA에 대한 수용성을 높이는 방안은 RIPBA의 도입에 따른 안전성 향상 효과(Safety Benefit)에 집중하는 것이었다고 밝히고 있다. 이는 국내 RIPBA의 활성화 측면에서도 시사하는 바가 크다고 할 수 있다.

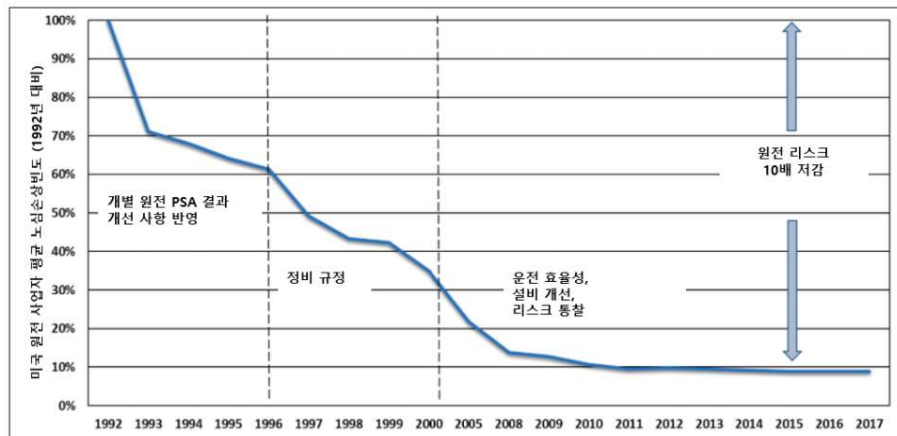
주제어: 리스크 평가 및 관리, 확률론적안전성평가(PSA), 성능감시,
리스크정보활용·성능기반방식

I. 서론

1. 보고서 작성 배경

미국 NEI (Nuclear Energy Institute)는 2020년도에 ‘The Nexus Between Safety and Operational Performance in the U.S. Nuclear Industry’ 라는 제목의 보고서를 발간하였다[NEI, 2020]. NEI는 이 보고서에서 미국의 원자력발전소(원전)는 지난 25년간 성능을 꾸준히 개선해 왔으며, 다양한 안전 및 성능 지표를 종합하여 볼 때 미국의 원전은 다음과 같이 원전 종사자의 안전, 대중의 안전 및 원전의 신뢰성 등 다양한 측면에서 현재 세계 최고 수준의 성능을 확보하고 있다고 밝혔다²⁾.

- 1) 미국 원전의 노심손상빈도(Core Damage Frequency: CDF³⁾)는 [그림 1]에 나와 있듯이 1992년 대비 현재 1/10 수준으로 낮아졌다.



[그림 1] 미국 원전의 안전성 변화 추이 (1992~2017)

자료: [NEI, 2020]

2) 현재 국내에서는 Performance를 성능으로 번역하여 사용하고 있다. 그러나 이는 성능보다는 ‘운전 실적’으로 번역하는 것이 더 적절한 것으로 생각된다. 다만 이미 국내에서 성능이라는 단어가 사용되고 있으므로 일단 본 보고서에서도 Performance를 성능으로 번역하여 사용하였다.

3) TMI 원전사고와 같이 노심의 현저한 손상을 초래하는 중대사고의 연간 빈도의 평가결과

- 2) 1990년대 초 연간 200여 회에 달하던 미국 원전의 총 불시정지 횟수도 계속 감소하여 2010년대에 들어서는 연간 약 50회로 낮아졌다.
- 3) 미국 원전의 이용률은 1990년대 70%대에서 근래는 90%대로 향상되었다.
- 3) 계획예방정비 기간도 1990년대에는 100일이 넘다가 근래에는 30일대로 대폭 감축되었다.
- 4) 작업자의 측정 가능한 피폭량(Measurable Dose)도 1990년대 800~900밀리 램(millirem)에서 근래는 100밀리 램으로 대폭 감소하였다.

이외에도 검사 지적사항도 대폭 감소하는 등 다양한 지표에서 미국 원전의 안전성과 성능 향상을 확인할 수 있다[NEI, 2020]. NEI는 이와 같은 미국 원전의 지속적인 안전성 및 성능 향상의 원인으로 다음과 같은 요인을 들고 있다.

- 1) 사업자의 강력한 안전 및 신뢰도 문화(Reliability Culture)의 배양,
- 2) 독립적이고 강력한 규제기관인 NRC (Nuclear Regulatory Commission),
- 3) INPO (Institute of Nuclear Power Operations) 내의 독립적이고, 우수한 산업체 조직
- 4) NRC가 리스크⁴⁾정보를 활용하여 안전에 집중한 점(Risk-informed Safety Focus)

NEI의 보고서는 리스크정보를 활용하여 안전에 집중할 수 있었던 것은 NRC가 지난 25년간 리스크정보활용체계(Risk-informed Framework)를 구축하고, 지원하였으며, 또한 미국 산업체가 이 접근 방식을 수용함으로써 가능했다고 기술하고 있다. 즉, 미국의 원자력계는 다양한 리스크정보활용을 통해 원전의 안전성을 향상시키고, 원전 운영상 중요한 사안에 집중할 수 있었다는 것이다. NRC는 리스크 및 성능정보를 활용하는 접근 방식을

4) 본 보고서에서 사용되는 리스크라는 개념은 아래 공식과 같이 어떤 사건의 발생 가능성과 그 사고의 영향을 곱함으로써 구해지는 정량적 수치를 의미한다:

$$\text{리스크} = (\text{어떤 사건의}) \text{ 발생 가능성} \times (\text{해당}) \text{ 사고의 영향}$$

리스크정보활용·성능기반방식(Risk-informed·Performance-based Approach: RIPBA)이라고 칭하고 있다[NRC, 2007a]. RIPBA의 기본 개념은 현행 원자력 규제와 근간인 결정론적 규제의 한계점을 리스크와 성능정보를 이용하여 보완함으로써 규제 의사 결정의 효과성(Effectiveness)과 효율성(Efficiency)을 높이고자 하는 것이다. 단, 이를 위해서는 RIPBA에 사용되는 리스크·성능정보의 신뢰성이 확보되어야만 한다. 미국은 1979년 TMI 원전사고 이후 RIPBA를 도입하기 시작하여 현재는 그 적용 범위를 소형 모듈 원자로(Small Modular Reactor: SMR)를 포함한 신형로 인허가[NRC, 2007b; NRC, 2010; NRC 2023], 리스크정보활용 보안(Risk-informed Security) [Siu, 2015] 등 다양한 분야로 확대하고 있다.

현재 가동 중인 대부분의 미국 원전이 1960~70년대에 운전을 시작하여 원전의 평균 운전 기간이 40년이 넘는 것을 고려하면 NEI의 보고서에 기술된 미국 원전의 안전성과 성능은 놀라운 수준이라고 할 수 있다. 현재 다양한 사회적·기술적 요인으로 원전 운영에 어려움을 겪고 있는 우리나라의 입장에서는 국내 원전의 안전성과 성능 향상을 위해 미국 원전이 RIPBA를 통하여 어떻게 현재와 같은 수준의 안전성과 성능 수준을 달성했는지 살펴볼 필요가 있다. 따라서 본 과제에서는 가동 원전과 관련된 미국의 RIPBA를 중심으로 연구를 수행했다. 또한, 일본과 중국의 RIPBA 도입현황 및 국내의 RIPBA 관련 현황을 살펴보았다. 본 과제의 연구진은 향후 국내에서 원자력 규제의 효율성 향상과 아울러 국내 원전의 안전과 성능을 향상을 위해 현재보다 RIPBA를 좀 더 적극적으로 활용할 필요가 있다고 판단하여 국내 RIPBA의 활성화를 위해 필요한 주요 사항을 본 보고서에 정리했다.

2. 보고서 작성 방향

미국에서 RIPBA가 도입되기 이전 전 세계에서 원전의 안전을 확보하는 기본 개념은 설계기준사고(Design Basis Accident: DBA)와 심층방어(Defence-in-Depth: DID)에 기반을 둔 결정론적 안전성 평가 체계

였다[IAEA, 2009; IAEA, 1996]. 결정론적 안전성 평가 체계는 원전에서 발생 가능한 사고 중 중요하다고 판단되는 몇 개의 사고를 설계기준 사고로 선별하고, 원전에서 이들 설계기준사고가 발생하여도 심층방어를 통해 원전의 안전성이 확보됨을 입증하는 방식으로 이루어져 있다. 이 방식은 원자력 산업이 시작되던 1950년대부터 적용되기 시작하여, 현재까지도 우리나라를 포함하여 전 세계에서 원전의 안전성을 검증하는데 사용하는 가장 기본적인 안전성 평가 체계이다.

그러나 1979년에 발생한 TMI 원전사고는 설계기준사고가 발생하지 않아도 인간의 실수, 기기의 다중 고장(Multiple Failure) 등으로 인해 노심의 현저한 손상을 초래하는 중대사고가 발생할 수 있다는 사실을 보여주었다. 아울러 TMI에서 실제 발생한 사고 경위가 1975년도에 발간된 세계 최초의 원전 리스크 평가 보고서인 WASH-1400에서 이미 리스크가 가장 큰 사고 경위로 평가되어 있었던 점은 미국 NRC가 리스크 개념을 원전의 규제와 운영에 도입하는 중요한 계기가 되었다[NRC, 1975; NRC 2016]. TMI 원전사고 이후 NRC와 미국의 사업자는 WASH-1400에서 원전의 리스크 평가를 위해 사용하였던 확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA⁵⁾) 방법을 활용하여 기존 결정론적 안전성 평가 체계의 한계를 보완하려고 노력하였다[NRC, 1995]. 이후 미국은 RIPBA와 관련하여 다양한 제도를 도입하였다[NRC, 2000].

RIPBA는 PSA를 이용하여 원자력시설의 리스크를 평가하고, 그 리스크정보를 원전 규제 혹은 운영에 활용하는 방식이다. 그리고 평가된 리스크 수준이 유지되는지를 지속적인 성능감시(Performance Monitoring)를 통하여 확인한다. RIPBA가 미국에서 1995년부터 규제에 도입되기 시작한 이후 지난 25년간, 미국은 RIPBA를 통하여 원전의 안전성과 경제성을 크게 향상했다. 또한, LIC-504 (Integrated Decision-Making Process for Emergent Issues)와 같은 RIPBA 체계를 통하여 다양한 원전 안전 현안에 대해 해당 현안으로 인한 리스크의

5) 미국에서는 PSA라는 용어를 쓰지 않고 PRA (Probabilistic Risk Assessment)라는 용어를 사용하는데 PSA와 PRA는 동일한 기술이다.

변화를 정량적인 값으로 평가할 수 있으므로 그 리스크 수준에 맞는 적절한 대응 방안을 도출할 수 있었다[NRC, 2014].

물론 현재 미국의 RIPBA 관련 제도도 완벽한 것은 아니다. 미국도 처음부터 RIPBA를 체계적으로 도입한 것이 아니라 미국 원전의 안전 현안을 해결하기 위해 상황에 따라 이런저런 제도를 임의적으로 도입하였다. 따라서 현재도 RIPBA 관련 세부 제도 간의 비일관성 등 몇 가지 문제가 존재하고 있다. 그러나 미국은 이와 같은 문제를 해결하기 위해 꾸준히 노력하고 있으며, 또한 적용 분야를 계속 넓혀가고 있다. 따라서 미국의 RIPBA는 현재도 계속 진화하고 있다고 볼 수 있다[NRC, 2007a; Siu, 2015]. 특히 신형로 인허가와 관련하여서는 10 CFR Part 53과 같이 좀 더 일관성 있는 RIPBA 체계를 도입하려 노력하고 있다[NRC, 2023a].

미국이 RIPBA를 도입한 이후 우리나라를 포함하여 일본, 중국, 스웨덴, 멕시코 등 원전을 보유한 세계 여러 나라가 미국의 RIPBA와 유사한 제도를 도입하기 위해 노력하고 있지만, 아직도 미국 수준으로 RIPBA 제도가 정립된 나라는 없는 것으로 보인다⁶⁾. 우리나라도 1994년도에 나온 원자력안전정책에서 리스크 기반 규제의 도입을 천명하였고, 2000년대 이후 원자력 규제기관이나 산업체가 RIPBA의 도입을 여러 번 천명하였지만, 아직도 RIPBA가 국내에 정착되었다고 보기는 어렵다[과학기술부, 1994; 한국원자력안전기술원, 2010; 정수진, 2021].

RIPBA가 미국을 제외한 다른 나라에서는 성공적으로 정착되지 못하고 있는 데에는 여러 이유가 있을 것이다. 기존에 여러 나라에서 RIPBA를 도입하면서 주로 미국의 다양한 RIPBA 관련 제도 중 각국 상황에 맞추어 선별적으로 몇 개의 제도만을 도입하는 방식으로 추진해 왔다. 그러나 이와 같은 방식으로는 앞서 기술한 바와 같이 계속 진화, 확장하는 미국의 RIPBA의 장점을 구현하기는 어렵다.

우리나라와 같이 RIPBA 관련 후발국 입장에서는 미국의 RIPBA 체계의 도입 및 발전 과정을 체계적으로 종합적으로 심층 검토함으로써

6) 일본, 중국의 RIPBA 도입현황은 III. 장에 기술되어 있다. 프랑스 등 유럽 국가는 PSA를 원전 운전에 활용은 하지만, RIPBA라는 용어를 사용하지는 않고 있다.

미국이 RIPBA를 도입하며 겪은 시행착오를 회피하고 국내 고유 환경이 반영된 좀 더 효율적인 RIPBA를 정립하는 것이 가능할 것으로 생각된다. 본 보고서에서는 미국의 다양한 RIPBA 전반을 종합적으로 분석하는데 필수적인 요소로서 다음의 5가지 분야를 선정하였다.

1) 리스크 평가 방법

- 리스크 평가 방법 및 결과의 적절성과 타당성 입증 등

2) 리스크정보활용 관련 정책

- 리스크 평가결과에 관한 판단 및 허용 기준 등

3) 리스크 평가결과의 활용 체계

- 리스크 평가결과에 따른 운전 및 정비 변경 체계 등

4) 리스크 평가와 성능의 연계

- 원전의 성능 변화와 리스크 평가의 연계 체계 등

5) RIPBA 관련 기반 구축

- 리스크 평가 관련 전문인력과 관련 자료 확보 및 조직 문화 개선 등

따라서 본 보고서에서는 위의 5가지 측면에서 미국과 국내의 RIPBA 현황을 정리하였다. 또한, 그에 따라 RIPBA의 효과적인 국내 정착 방안을 제시하였다.

II. 미국의 리스크정보활용 · 성능기반방식(RIPBA) 현황

1. 리스크 평가 방법

현재 원전의 리스크를 평가하기 위해 사용되는 방법은 PSA라고 불리는 방법이다. PSA는 원전에 문제를 일으키는 요인과 그에 따른 사고의 진행 정도에 따라 구분된다. 현재 전 세계적으로 통용되는 PSA의 분류가 <표 1>에 나와 있다. 원전에 문제를 일으키는 요인에 따라 PSA를 구분하는 경우 먼저 원전설비(기계, 계통 등)의 고장 등 원전 내부 문제로 발생하는 리스크를 다루는 내부 사건 PSA, 지진과 같은 자연재해, 항공기 충돌 등 원전 외부 요인으로 발생하는 리스크를 다루는 외부사건 PSA로 구분한다. 또한, 사고의 진행 정도에 따라서는 먼저 노심손상빈도를 평가하는 1단계 PSA (Level 1 PSA), 노심 손상 후 격납건물 파손 모드와 빈도 및 방사성 물질 누출량을 평가하는 2단계 PSA (Level 2 PSA), 그리고 마지막으로 외부로 방출된 방사성 물질이 주변 주민과 환경에 미치는 영향을 평가하는 3단계 PSA (Level 3 PSA)로 구분한다. 그리고 평가 대상인 원전의 운전 상태에 따라 전(全) 출력(Full Power)과 정지저출력 PSA로도 구분한다[박창규 · 하재주, 2003]. <표 1>의 PSA 분류는 단일 호기 원전에 대한 PSA를 의미하며, 2011년도 후쿠시마 원전사고 이후로는 원전 부지 내 다수 원전의 리스크를 평가하는 다수기 PSA (Multi-unit PSA)에 대한 관심이 증대되었다[Yang J.E. 2018; Coman & Poghosyan, 2018].

<표 1>에서 내부 사건 PSA란 기계의 고장이나 운전원의 실수로 원전이 정지되는 경우 노심 손상으로 발전할 사고 시나리오의 발생 가능성과 그 영향을 평가하는 PSA를 의미한다. 내부 화재 PSA란 원전 내부에서 화재가 발생했을 때의 사고 시나리오와 화재 영향을, 내부 침수 PSA란 원전 내부의 배관, 탱크 등이 파손되어 기계, 계통 등이 물에 잠길 때의 사고 시나리오와 그 영향을 평가하는 방법이다. 지진 PSA란 지진의 발생 가능성과 사고 시나리오

및 그 영향을 평가하는 것이다. 이외에도 원전이 있는 지역의 특성 등에 따라 토네이도 PSA, 쓰나미 PSA 등 그 지역의 자연 특성을 고려한 외부사건 PSA가 추가되기도 한다.

<표 1> PSA의 분류

운전 상태	원인		단계		
			1단계	2단계	3단계
전 출력	내부 사건	내부 사건 (냉각재 상실사고, 과도사건)			
		내부 침수			
		내부 화재			
	외부 사건	지진			
		기타 외부 재해 (외부 침수, 강풍 등)			
정지/저 출력	내부 사건	내부 사건 (냉각재 상실사고, 과도사건)			
		내부 침수			
		내부 화재			
	외부 사건	지진			
		기타 외부 재해 (외부 침수, 강풍 등)			

TMI 원전사고 이후 1988년에 NRC는 원전의 리스크를 종합적으로 파악하기 위해 미국 원전 사업자에게 내부 사건, 내부 침수, 내부 화재 및 지진, 토네이도 등 내외부 사건에 대한 PSA를 수행하도록 요구했다[NRC, 1988]. 현재 미국 내 모든 원전은 전 출력 1단계 및 2단계 PSA를 수행하고 있으나, 대부분 원전의 2단계 PSA는 대량조기방출빈도(Large Early Release Frequency: LERF⁷⁾)에 초점을 두고 제한적으로 수행되고 있다. 3단계 PSA와 정지저출력 PSA는 일부 원전에서만 수행되고 있다. 현재 미국 사업자는 RIPBA 적용 범위의 확대, 후쿠시마 원전사고의 영향 등으로 PSA의 수행 범위를 계속 확대하고 있다 [Fernando Ferrante, 2021].

PSA에는 설계기준사고를 포함한 다양한 사고의 열수력 분석 결과, 인간의 오류 확률, 기기 고장 확률, 중대사고 현상 관련 정보, 지진에

7) LERF는 완화되지 않은(unmitigated) 핵분열 생성물이 소외비상대응 및 보호조치가 이루어지기 전의 이른 시간 내에 격납건물 외부로 대량 방출되는 빈도로 정의된다(‘대량’에 대해서는 다양한 정의가 존재하나 일반적으로 조기 보건 영향을 유발할 수 있는 양을 의미한다).

의한 기기 취약도 등 매우 다양한 분야의 방대한 정보가 사용된다. 또한, 시간의 경과에 따라 원전의 상태가 계속 변화하기 때문에 원전의 설계·건설·운영 상태(As-designed, as-built, as-operated)를 반영하여 주기적으로 PSA를 재수행하여야 한다. 따라서 PSA 결과는 해당 PSA에 사용되는 자료와 방법에 따라 많이 변할 수 있다. 그러므로 비록 PSA를 수행하여 원전의 리스크를 평가하였다고 해도 과연 그 평가가 적절한 방법과 자료 등을 이용하여 이루어졌는지 객관적 검증을 통하여 PSA 결과의 신뢰성과 적합성을 확인해야 한다. 미국은 이 문제를 해결하기 위하여 PSA 표준(PRA Standard)을 제정하고 이에 따라 산업체에 적절한 수준의 PSA 품질을 유지하도록 하고 있다. 미국은 현재 미국 기계학회(American Society of Mechanical Engineers: ASME)와 원자력학회(American Nuclear Society: ANS)가 원자력 리스크 관리에 대해 공동위원회(Joint Committee on Nuclear Risk Management: JCNRM)를 구성하여 PSA 표준을 개발 및 관리하고 있다 [ANS, 2021]. 미국에서는 ‘1단계 PSA 표준’, ‘정지저출력 PSA 표준’, ‘2단계 PSA 표준’, ‘3단계 PSA 표준’, ‘비 경수로(Non Light Water Reactor) PSA 표준’ 등 다양한 PSA 표준이 이용 및 개발되고 있다. 현재 JCNRM은 다수기 PSA 표준도 개발 중이다.⁸⁾

2. 리스크정보활용 관련 정책

품질이 검증된 PSA를 통하여 어떤 원전의 리스크가 평가되었다고 하면 다음은 그 원전의 리스크 수준이 적절한지를 판단하여야 한다. 이를 위해서는 원전의 리스크 수준에 대한 판단 기준이 필요하다. ‘원전이 얼마나 안전하면 충분히 안전한가? (How safe is safe enough?)’ 라는 질문은 사실 1950년대 원전 운영이 시작되면서부터 제기된 문제였고, 원자력 발전을 가장 먼저 시작한 미국은 1980년대 중반에 이를 해결하는 방안으로 안전목표(Safety Goal)라는 개념을 도입했다[NRC, 1986]. 안전목표란 원전이 가지고 있는 본질적인 리스크

8) PSA 표준에 대한 상세한 내용은 부록 A에 따로 기술되어 있다.

를 심층방어를 통한 설계기준사고 대비 및 안전문화 등 다양한 방법을 통하여 줄이고 난 후에도 남는 잔여 리스크(Residual Risk)가 사회가 용인할 정도로 낮은지 판단하는 기준이다. NRC가 원자력 안전에 리스크라는 개념을 도입한 것은 안전목표와 깊은 관계가 있다. NRC가 원자력 안전 문제를 다루기 위해 리스크 개념을 도입하는 기본 가정은 절대 안전(Zero Risk)은 존재할 수 없다는 것, 즉 어떤 원전이 원전과 관련된 모든 규제요건을 충족하여도 사회에 위해가 전혀 없는 절대 안전한 상태는 아니라는 것이다. 따라서 원전이 관련 규제요건을 모두 충족하고도 남는 원전의 잔여 리스크를 어느 수준까지 줄였는가 하는 것이 원전 안전성 판단의 기준이 된 것이다.

1986년에 NRC는 원전의 안전목표로 0.1% 규칙을 제안하였다[NRC, 1986]. 미국의 안전목표를 0.1% 규칙이라고 부르는 이유는 새로운 원전 한 기가 가동됨에 따라 사회에 추가로 부과되는 리스크가 다른 모든 인공적 요인에 의해 사회에 부과되는 전체 리스크의 1,000분의 1 이하, 즉 0.1% 이하이기를 요구하기 때문이다. 즉, 원전 한 기가 사회에 추가 도입됨으로써 원전 주변의 개인(미국의 경우는 원전 주변 1.6 km 내에 있는 개인)에게 추가로 부과되는 조기 사망(Early Fatality) 리스크는 그 개인이 이미 여러 요인으로 인해 받는 전체 조기 사망 리스크의 1,000분의 1 이하여야 한다. 또한, 원전 주변 주민(미국의 경우 원전 주변 16km 내)의 암 사망 리스크도 미국 전체 암 사망 리스크의 1,000분의 1 이하여야 한다. 미국에서는 어떤 원전이 원자력 안전목표를 충족하면 그 원전은 사회가 용납 가능한 수준의 리스크를 갖고 있다고 본다. 이와 같은 미국의 원전 안전목표는 이후 IAEA나 다른 원전 보유 국가의 원자력 안전목표를 제정하는 데 참고기준이 되었다[OECD/NEA, 2009]. NRC는 안전목표의 달성 여부를 확인하기 위한 수단으로 PSA 결과를 활용하기로 결정하였으며, 이에 따라 노심손상빈도(연간 $1.0E-4$ 이하)와 대량방출빈도(연간 $1.0E-5$ 이하)를 안전목표의 보조 목표(Surrogate)로 활용하고 있다.

물론 미국이 RIPBA를 도입하게 된 결정적인 계기는 앞서 기술한 바

와 같이 1979년에 발생한 TMI 원전사고 경위가 1975년에 발간된 세계 최초의 원전 PSA 보고서인 WASH-1400에서 이미 가장 리스크가 큰 사고 경위로 분석됐던 점이다[NRC, 1975]. 이후 NRC는 1995년 PSA의 사용과 관련된 정책성명(PRA Policy Statement)을 발표하며 미국의 규제 체계를 리스크정보활용 규제 체계(Risk-informed Regulation: RIR)로 전환할 것을 천명하였다[NRC, 1995]. 이는 기존의 설계기준사고를 기반으로 하는 원전 안전확보체계가 원전에서 발생 가능한 다양한 사고 시나리오의 영향을 모두 파악하는 데에는 한계가 있으므로 리스크 개념을 활용하여 그 한계를 보완하기 위한 것이다. PSA 정책성명의 목적은 규제 효과성 및 효율성을 증진하기 위해서 일관성 있고 예측 가능한 방식으로 PSA를 규제 활동에 적용하여 다음과 목표를 달성하고자 하는 것이다.

- 1) 안전 중요도(Safety Significance)에 근거한 의사 결정
- 2) NRC 규제자원의 효율적 활용
- 3) 산업체에 대한 불필요한 규제 부담 저감

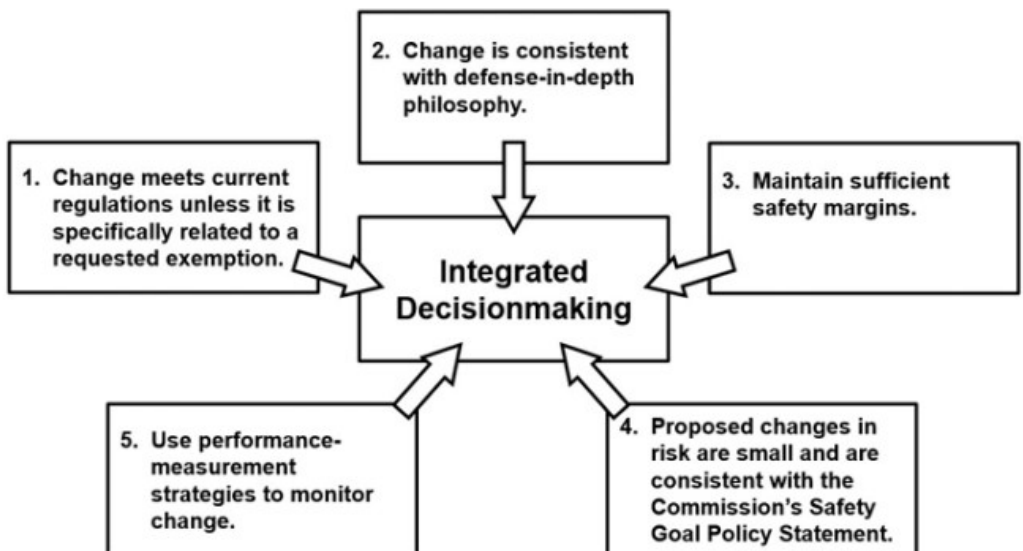
이후 NRC는 2000년도에 리스크정보활용 규제 이행계획(Risk-informed Regulation Implementation Plan: RIRIP)을 수립하여 리스크정보활용 규제 체계를 체계적으로 도입하고자 노력했다[NRC, 2000]. 이 이행계획에는 원자력 규제의 법적 근거인 10 CFR 50 개정, PSA 표준화 지침 개발 등이 포함되어 있었다.

3. 리스크 평가결과의 활용 체계

원전의 PSA를 수행하는 목적은 기본적으로는 해당 원전의 리스크 수준을 파악하는 것이다. 그러나 우리는 PSA를 통해 원전의 리스크에 크게 영향을 미치는 요인을 파악하고 이에 대한 개선 방안을 도출하는 등 궁극적으로는 리스크정보를 활용함으로써 원전의 리스크를 더욱 줄일 수 있다. 미국 NRC는 미국 규제지침(Regulatory Guide) 1.174에 리스크정보활용을 위한 기본 지침으로 다음과 같은 5가지 원칙을

제시하였다[NRC, 2011].

- 1) 현행 규제요건의 충족
- 2) 기존 심층방어 원칙의 충족
- 3) 안전 여유도(Safety Margin) 유지
- 4) 수용 가능한 수준의 리스크 증가 허용
- 5) 성능 감시 체계 구축



[그림 2] 리스크정보활용 의사 결정 체계

자료: 규제지침(Regulatory Guide) 1.174 [NRC, 2011]

[그림 2]에 위의 5가지 원칙을 이용한 리스크정보활용 의사 결정 체계가 나와 있다. 이 중에서 ‘심층방어 원칙의 충족’과 ‘안전 여유도 유지’의 확인은 결정론적 안전성 평가를 통해 이루어지며, 리스크에 미치는 영향이 수용 가능한지에 대한 평가와 판정은 PSA 등을 활용하여 이루어진다. 미국의 규제지침 1.174에서 제안된 체계는 현재까지는 리스크 개념과 결정론적 안전성 평가체계를 연계하는 가장 최선의 방식이라고 할 수 있다.

미국에서는 위의 원칙에 따라 (1) 리스크정보활용 격납건물 종합누설률 시험주기연장(Risk-informed Integrated Leak Rate Test: RI-ILRT), (2) 리스크정보활용 배관 가동 중 검사(Risk-informed In-service Inspection: RI-ISI), (3) 리스크정보활용 운영기술지침서 허용정지시간(Allowable Outage Time: AOT) 및 정주기 시험주기연장(Surveillance Test Interval: STI) (4) 리스크정보활용 화재 방호(Risk-informed Fire Protection) 등 다양한 리스크정보활용이 이루어지고 있다[EPRI, 2008; NRC, 2021a]. 근래에는 리스크정보활용 기술지침서(Risk-informed Tech. Spec.)라는 프로그램 하에 발전소 운전제한조건(Limiting Condition for Operation: LCO)과 관련된 다양한 요소의 변경 등 기술지침서와 관련한 리스크정보활용이 활성화되어 있다 [Westinghouse, 2011]. 또한, 과거 규제지침 1.176에 따라 차등품질보증(Graded Quality Assurance)으로 불리었던 리스크정보활용의 경우, 규제지침 1.176이 철회되고 10CFR50.69로 대체되어 RI-SSCC (Risk-informed SSCs⁹⁾ Categorization)란 명칭으로 활성화되고 있다 [NRC, 2022]. RI-SSCC는 SSC의 안전중요도에 따라 SSC에 대한 안전등급과 비 안전등급의 적용에 유연성을 두는 제도이다.

현재 미국은 가동 중인 경수로 원전만이 아니라 비경수로 원전의 인허가 체계 및 비경수로 PSA 표준의 개발 등 향후 개발될 SMR 등 신형로의 RIPBA와 관련된 준비도 하고 있다[Jeffery Wood, 2023]. NRC는 홈페이지에 NRC가 수행 중인 RIPBA 관련 활동을 게시하고 있다[NRC, 2023b]. <표2>에 가동 중 원전과 신형로 관련 NRC의 RIPBA 관련 활동이 나와 있다. 이외에도 NRC는 연구로, 핵연료 주기 및 사후핵연료 등과 관련된 RIPBA 관련 활동도 수행하고 있다.

9) SSC (Structure, System & Component)는 원전 구조물, 계통 및 기기를 총괄적으로 지칭하는 용어이다.

<표 2> NRC의 RIBPA 활동 (일부)

구분	수행 중인 RIBPA 활동
가동 중 원전	<ul style="list-style-type: none"> • Risk-Informed Reviews of Instrumentation and Control (I&C) Systems and Components: Integrating Risk Insights into the Digital I&C Regulatory Framework • Use of Systems-Theoretic Accident Model and Processes (STAMP)-based Methods for Digital Nuclear Safety System Evaluation • Technical Assistance for Integration of Risk-Informed Performance Based Approach to Seismic Safety of Nuclear Facilities • Revisions to NUREG-0654, Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness for NPP • Revision to NUREG/CR-7002, “Criteria for Development of Evacuation Time Estimate Studies“ • Power Reactor Cyber Security Program Improvements • Ensure Force-on-Force (FoF) Scenarios Are Realistic and Reasonable • Consequence-based Security for Advanced Reactors • Revision of the Emergency Preparedness Significance Determination Process • Baseline Security Program Revision • State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses • Probabilistic Methodologies for Component Integrity Assessment • Implementing Lessons Learned from Fukushima • Accident Sequence Precursor (ASP) Program • Probabilistic Flood Hazard Assessment (PFHA) • Risk Assessment of Operation Events (RASP Handbook) • Maintenance and Development of the Systems Analysis Programs for Hands-on Analysis Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Code • Standardized Plant Analysis Risk Models (SPAR) • Full-Scope Site Level 3 PRA • Data Collection for Human Reliability Analysis (HRA) • Human Reliability Analysis (HRA) Methods and Practices • National Fire Protection Association (NFPA) Standard 805 • Assess Debris Accumulation on Pressurized Water Reactor (PWR) Sump Performance, Generic Safety Issue (GSI)-191 • Develop Risk-Informed Improvements to Standard Technical Specifications (STS) • Implement 10 CFR 50.69: Risk-Informed Categorization and Treatment of Structures, Systems and Components for Nuclear Power Reactors • Graded Approach to the Use of Safety Significance in the Low

구분	수행 중인 RIBPA 활동
	Safety Significance Issue Resolution Process <ul style="list-style-type: none"> • Guidance for Unattended Opening Evaluations • Risk-Informed Adversary Timeline Calculations • Transition from Physical Security Plan to Safeguards Contingency Plan • Emergency Preparedness (EP) Program Review 24-Month Frequency Performance Indicators Development to Satisfy 10 CFR 50.54(t) Requirements
신형로	<ul style="list-style-type: none"> • Technical Assistance for Research on Innovative Methods and Technologies to Enhance Seismic Safety for Design and Construction of Commercial Reactors • Risk-Informed Review of Small Modular Reactor (SMR) Designs • Non-Light Water Reactor Licensing Modernization • Risk-informed Emergency Planning Zone Size Evaluation • Advanced Reactor Regulatory Framework • Physical Security for Advanced Reactors • Regulatory Guidance on Advanced Non-LWR PRA Acceptability

4. 리스크 평가와 성능의 연계

미국의 경우는 리스크정보활용이 시작된 후 곧이어 성능기반규제(Performance-based Regulation:PBR)로의 이행도 진행하였다[NRC, 2007a]. 가동 중 원전의 안전성을 지속해서 확인하기 위한 성능기반규제의 가장 핵심적인 제도는 정비규정(Maintenance Rule: MR¹⁰)과 원자로 감시절차(Reactor Oversight Process: ROP¹¹)이다[NRC, 1991; NRC, 2006].

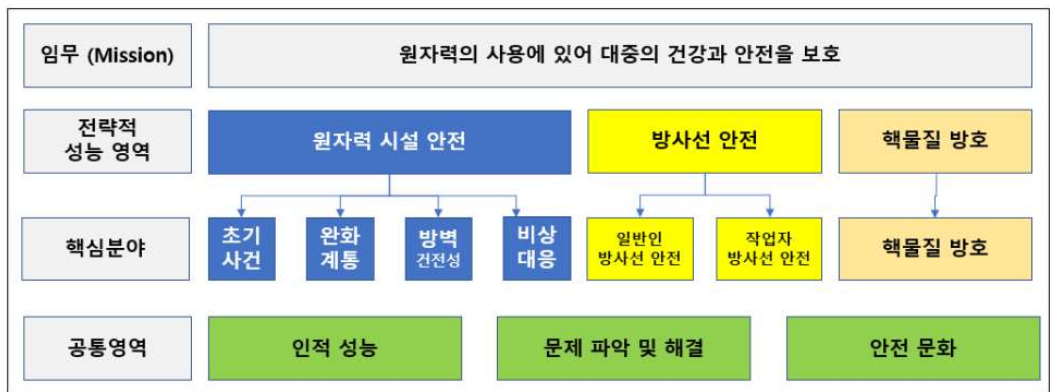
ROP의 기본적인 구성 체계가 [그림 3]에 나와 있다. 미국 NRC는 2000년 초부터 ROP 제도를 통하여 (1) 원자력시설 안전, (2) 방사선 안전 및 (3) 핵물질 방호의 3개 전략적 성능 영역(Strategic Performance Area)에 대해 (1) 초기 사건, (2) 사고 완화계통, (3) 방벽

10) 정비규정의 상세한 내용은 부록 B에 기술되어 있다.

11) ROP의 상세한 내용은 부록 C에 기술되어 있다.

건전성, (4) 비상 대응, (5) 일반인 방사선 안전, (6) 작업자 방사선 안전, (7) 핵물질 방호의 7개 핵심 분야(Cornerstones)를 설정하여 원자력시설의 안전성을 종합적으로 감시하고 있다.

또한, 여러 분야에 걸쳐 공통으로 영향을 미치는 (1) 인적 성능, (2) 문제 파악 및 해결, (3) 안전문화의 3개의 공통 영역(Cross Cutting Area)을 포함하고 있다. 각 핵심 분야에 대해서는 각 분야의 특성에 맞는 성능 지표(Performance Indicator)를 설정하여 각 분야의 성능을 감시한다.

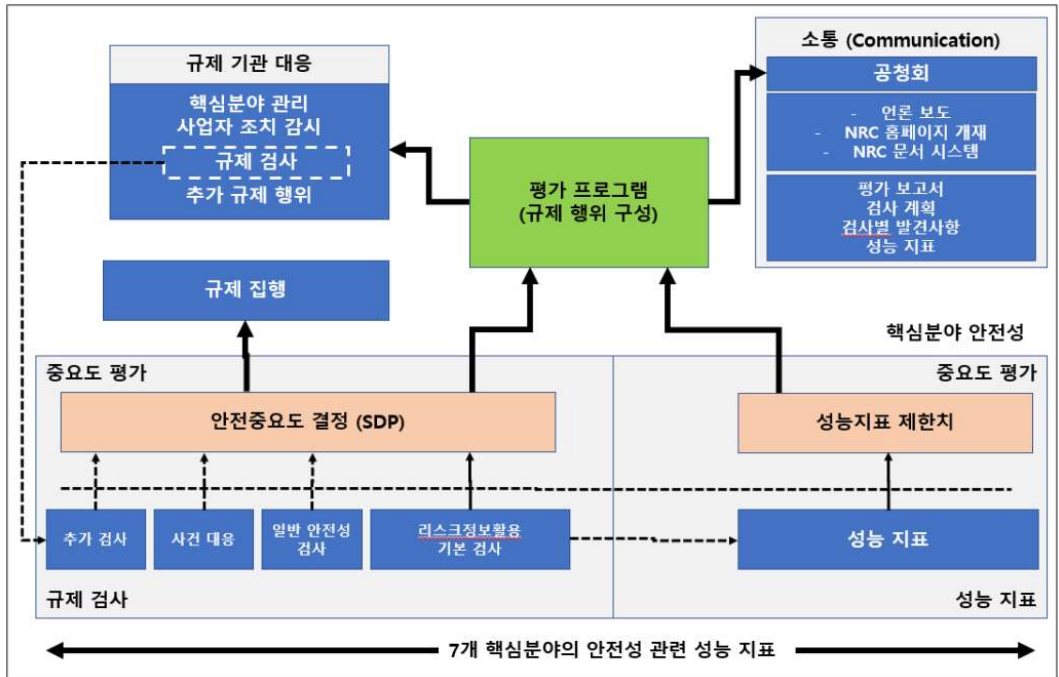


[그림 3] 미국의 ROP 구성

자료: <https://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/rop-description.html>

ROP 제도는 원전 규제 활동에 리스크정보 및 성능 실적을 반영하여 효과적인 규제를 수행하기 위한 감시 절차로 시범이행을 거쳐 2000년부터 미국 내 가동 원전에 적용하고 있다. ROP의 주요 부분은 성능 지표 확인과 이에 따른 규제 검사의 차등 시행이다. 규제 검사는 (1) 모든 원전에 대해 안전성 수준과 무관하게 시행하는 리스크 정보활용 기본검사와 (2) 필요할 때 추가로 시행하는 추가검사로 구분된다. ROP는 [그림 4]에 나와 있는 바와 같이 원전에서 발생하는 안전 현안에 대해 리스크정보를 활용한 안전중요도 평가 절차(SDP)와 원전의 다양한 성능을 감시하는 성능 지표를 이용하여 원전의 검사 방침을 결정하는 대표적인 리스크정보활용·성능기반 규제(RIPBR) 체

제이다.







[그림 4] ROP 운영 체계

ROP 제도는 원전의 리스크정보활용 기본검사를 통해 발견된 문제 점들에 대해 SDP에 따라 <표 3>과 같이 녹색, 흰색, 노란색 및 빨간색으로 안전중요도를 구분한다[NRC, 2015]. 또한, 7가지 핵심 분야와 관련된 성능 지표를 분기마다 평가한다. 성능 지표의 평가결과는 미리 설정된 성능 지표 규정 값 혹은 경계치(Threshold)와 비교하여 각 지표의 성능 수준에 따라 지표별로 색깔을 부여한다. 이처럼 SDP 결과(색깔 등) 및 성능 지표의 수준을 종합적으로 평가해서 해당 원전에 대한 추가검사 및 운전정지를 포함한 차등화된 규제 조치를 결정한다 [NRC, 2020]. 즉, 미국 원전의 안전성능 등급은 ROP를 통한 안전중요도(4등급으로 분류), 위반 심각도(5등급으로 분류) 평가결과 등을 종합적으로 고려하여 5단계로 구분된다. NRC는 그 중 성능 실적이 떨어지는 원전에 대해 NRC 지역사무소와 본부의 규제 활동을 강화한다.

따라서 NRC는 ROP를 통하여 각 원전의 안전성 취약 부분에 대해 규제 활동을 집중할 수 있게 되었다.

<표 3> 성능감시 평가 기준

안전등급		정량적/정성적 기준
	빨간색 (Red) 높은 안전중요도	(정량적) $\Delta CDF^{12)} > 10^{-4}$, $\Delta LERF > 10^{-5}$ (정성적) 설계기준을 벗어나는 성능
	노란색 (Yellow) 상당한 안전중요도	(정량적) $10^{-4} \geq \Delta CDF > 10^{-5}$, $10^{-5} \geq \Delta LERF > 10^{-6}$ (정성적) 안전 여유도가 상당히 감소
	흰색 (White) 낮은~보통 안전중요도	(정량적) $10^{-5} \geq \Delta CDF > 10^{-6}$, $10^{-6} \geq \Delta LERF > 10^{-7}$ (정성적) 정상 성능 범위를 벗어남
	녹색 (Green) 매우 낮은 안전중요도	(정량적) $10^{-6} \geq \Delta CDF$, $10^{-7} \geq \Delta LERF$ (정성적) 발전소 허용수준 만족

자료: [Siu, 2016; 정원대, 2021]

NRC는 ROP에 앞서 가동 원전의 일상적인 성능감시 제도로 정비 규정 제도를 도입하였다. 정비규정은 원전에서 이루어지는 다양한 기기와 관련된 정비 활동의 효과성을 높이기 위한 제도이다. 정비규정은 리스크 관점에서 중요한 원전 SSC를 정비 대상으로 선정하고, 선정된 SSC의 성능이 SSC별로 미리 부과된 성능 기준을 만족하는지를 주기적으로 평가하는 제도이다. 미국은 정비규정을 통하여 안전 관련 설비 및 안전에 중요한 비안전 설비들에 대한 성능 기준을 설정하고, 그 기준의 만족 여부를 감시·평가할 수 있게 되었다. 정비규정의 도입 결과, 미국 원전은 불시정지의 저감과 이용률 향상을 이루었다. 정비규정과 ROP의 차이점을 살펴보면, ROP는 성능 지표의 변화, 규제 검사 결과 혹은 사건·사고에 대한 조치를 담당하는 제도이고, 정비규정은 원전의 일상적인 정비 효과성과 평가성을 높이기 위한 제도라

12) 일반적으로 ΔCDF 는 원전에 어떤 변화가 발생하기 전과 후의 CDF 평가 값의 차이로 구해진다. $\Delta LERF$ 도 동일한 개념으로 구해진다.

고 할 수 있다.

5. RIPBA 관련 기반 구축

RIPBA에는 앞에서 기술한 바와 같이 매우 다양한 요소가 관련되어 있다. 따라서 단순히 RIPBA 관련 법적 제도를 도입하는 것만으로는 RIPBA가 원활히 이행된다고 볼 수 없다. 먼저 RIPBA는 그 근간인 리스크 평가결과의 신뢰성이 확보되어야 한다. 이를 위하여 미국에서는 앞서 기술한 PSA 표준을 제정하고 운영하는 이외에도 다양한 노력을 하고 있다. 그중 우리가 가장 주목하여야 할 부분은 기기 신뢰도 데이터베이스와 PSA 전문인력 관련 사항이다. 먼저 기기 신뢰도 데이터베이스 관련하여서는 미국 산업체는 PSA의 입력이 되는 기기 고장·정비 자료, 불시정지 이유 등을 상세히 수집, 분류, 분석하는 체계를 구축하고 있다[EPRI, 2013]. 그러나 각 사업자가 개별적으로 기기 신뢰도 데이터베이스를 구축하는 것은 여러 문제점이 발생하여 결국 현재는 NRC가 기기 신뢰도 데이터베이스인 RADS (Reliability and Availability Data System)를 총괄적으로 운영하고 있다[NRC, 2021b]. PSA의 결과는 이들 신뢰도 자료에 직접 영향을 받기 때문에 객관적으로 입증되어 신뢰할 수 있는 기기 고장·정비 및 불시정지 관련 신뢰도 데이터베이스의 구축은 매우 중요한 사항으로 미국은 아직도 이에 대한 지속적인 개선 노력을 하고 있다.

현재 미국의 산업체는 INPO에서 주관하는 PSA 분야 전문 지식에 대한 자격 검정 시험을 통과한 사람만이 PSA 관련 업무에 참여하도록 허용하고 있다. 더욱이 한가지 시험을 통과한다고 모든 PSA 업무에 참여할 수 있는 것이 아니라, 만약 화재 PSA 참여를 하려면 화재 PSA 관련 자격 검정 시험을 통과해야만 화재 PSA 업무 참여가 허용되는 등 PSA 관련 자격 인증 제도를 엄격히 운용하고 있다. PSA의 수행은 PSA 관련 전문 지식은 물론 매우 다양한 분야의 지식이 필요하므로 PSA 관련 인력의 전문성을 확보하는 것은 PSA 결과의 신뢰성

확보에 있어 매우 중요한 사안이다.

또한, RIPBA의 기반으로 RIPBA에 대한 수용성 문제를 들 수 있다. 미국도 RIPBA를 도입하던 초반에는 NRC나 산업체의 인력 모두 RIPBA에 대한 거부감이 컸다[Keller & Modarres, 2005]. 이는 기본적으로 당시 NRC나 산업체의 인력이 리스크 평가 기술에 익숙하지 않았고, 결정론적 규제 체계와 같이 어떤 사안에 대한 답을 명확하게 가부로 주는 것이 아니라 확률에 근거하여 의사 결정을 해야 하는 RIPBA 체계를 문화적으로도 받아들이기 힘들었기 때문이다. 미국의 예를 보면 이와 같은 문제를 해결하는 데에는 최고 경영층의 강력한 지도력이 가장 중요했다. 미국은 NRC와 산업체의 최고 경영층이 강력한 지도력으로 RIPBA의 도입과 발전을 초창기 20여 년간에 걸쳐 추진함으로써 결국 RIPBA가 NRC와 산업체에 정착할 수 있었다[Kadaka, 2007].

Ⅲ. 기타 국가의 RIPBA 도입현황

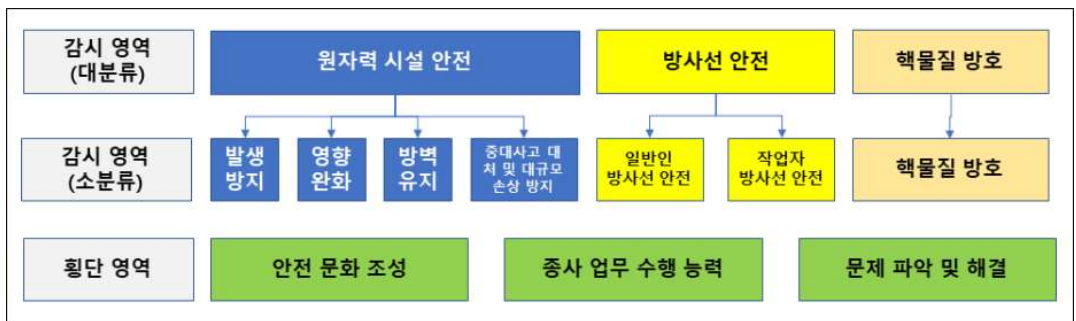
현재 멕시코와 스페인이 미국의 RIPBR 제도를 똑같이 도입하여 운영하고 있다고 알려져 있으나 실제 미국 수준으로 운영이 되는지는 알기 어렵다. 따라서 기타 국가의 RIPBA 도입현황으로는 우리나라의 인접 국가이자 후쿠시마 원전사고 이후 RIPBA와 유사한 규제 체계의 도입을 추진하고 있는 일본과 현재 세계에서 원전을 가장 활발히 건설하고 있는 중국의 RIPBA 관련 현황을 살펴본다.

1. 일본

일본도 미국의 TMI 원전사고 이후 PSA를 도입하였지만, RIPBA의 도입에 대해서는 적극적이지 않았다. 일본의 검사제도는 2020년 4월 전까지는 우리나라와 비슷하게, 시설에 대한 정기검사, 운전 중 활동에 대한 보안검사 등을 수행하였다. 그러나 후쿠시마 사고 이후, 원자력 규제 관련 조직의 대대적인 개편을 단행하여 원자력안전규제를 총괄하는 ‘원자력규제위원회(Nuclear Regulation Authority: NRA)’를 설립하였고, NRA는 일본도 미국과 같이 PSA를 규제에 적극적으로 활용할 것을 천명하였다[T.Fuketa, 2013]. 그리고 이를 위해서 원전 사업자와 NRA가 각기 원전의 PSA 모델을 개발하였다. 아울러 일본은 신검사제도를 2020년 4월부터 실시하고 있다. 신검사제도는 2016년 IAEA가 일본의 원자력 규제 체계에 대해 수행한 통합규제검토서비스(Integrated Regulatory Review Service: IRRS)에서 일본 측에 제시한 권고사항을 반영하여, ‘효율적 리스크정보활용 규제’를 위한 신 규제기준을 도입하고 이를 적용해서 만든 검사제도이다. NRA의 신검사제도는 기존의 정기검사를 폐지하고, [그림 5]에 나온 바와 같이 미국 NRC의 ROP와 유사한 체계를 도입하였다. NRA는 미국의 ROP와 마찬가지로 3가지 감시영역(원자력시설 안전, 방사선 안전, 핵물질 방호)을 정의하고, 7개 감시영역과 3개 교차(횡단)영역으로 구성된 감독체계를

만들었다[정수진, 2021]. 신검사제도는 검사 지적사항과 성능 지표의 안전중요도 평가를 통해 발전소 운영성능을 감독하고, 검사 지적사항과 성능 지표의 운영성능 등급에 따라 차등적으로 규제하게 되어있다.

일본의 원자력 사업자들도 공동으로 원자력리스크연구센터(Nuclear Risk Research Center: NRRC)를 설립하고 미국의 리스크정보활용 제도의 도입을 추진하고는 있지만[NRRC, 2017], 현재 일본은 공식적인 원자력 안전목표를 도입하지 않은 상황이며 아직 리스크정보활용도 활발하지는 않은 상황으로 보인다.



[그림 5] 일본의 신 검사 체계

자료: [정수진, 2021]

2. 중국

중국은 현재 많은 신규 원전을 건설하고 있으며 또한, 미국의 RIPBA 제도와 유사한 제도를 적극적으로 도입하고 있다. 현재 모든 가동 중, 건설 중 원전의 PSA를 수행하고 있으며, 중국의 원자력 규제기관인 ‘국가핵안전국(National Nuclear Safety Authority: NNSA)’은 2010년 미국의 PSA 정책성명과 유사한 내용을 포함한 ‘원자력 안전에 있어 PSA의 활용’이라는 기술 정책을 발표하였다[NNSA, 2010]. 2017년에는 리스크정보활용 규제의 시범 적용을 시작했으며, 같은 해 정비규정의 시범 적용과 관련된 기술 정책도 발표하였다. 2021년 현재는 정비규정에 대한 국가 표준을 준비하고 있다. 또한,

2019년에는 계통 배열 리스크 관리(Configuration Risk Management: CRM) 관련 기술 정책을 발표하였고, 관계기관이 CRM에 대한 국가 표준을 준비하고 있다. CRM에서는 <표 3>과 유사하게 색상을 이용한 안전성 판단 기준을 제시하고 있다. 이외에도 기술지침서 최적화, 가동 중 정비와 연계된 검사주기 최적화, 리스크정보활용 배관 검사에 대한 시범 적용이 진행되고 있다. NNSA는 안전중요도 평가 절차, 완화계통 성능 지표, 리스크 모니터 등 현재 미국에서 진행되는 리스크 정보활용과 관련된 대부분 제도와 관련된 시범 적용을 추진하고 있다 [Chu, 2021].

또한, 중국은 AP1000, VVER, EPR, HPR1000과 같은 다양한 원자로를 건설 중이므로 이들 원전의 설계 과정에 리스크정보를 활용하는 것을 추진하고 있다. 그러나 아직 중국 PSA의 기술 수준, 현황 등은 자세히 알려지지 않은 상황으로 중국의 RIPBA 현황을 정확히 파악하기 위해서는 향후 중국의 리스크 평가와 관리 수준에 대한 지속적인 관찰이 필요한 상황이다.

또한, 일본과 중국 모두 미국의 PSA 표준 작성 및 관리 조직인 미국의 JCNRM에 각기 일본 국제 실무반(International Working Group)과 중국 국제 실무반을 구성하여 참여하고 있으며 미국과의 협조를 통하여 자국의 PSA 표준을 개발하고 있다.

IV. 국내 RIPBA 도입현황 및 정착 방안

국내 원자력시설 리스크 평가와 관리 분야의 발전방안에 대해서는 그동안 국내에서도 많은 논의가 되어왔었다[한국원자력안전기술원, 2010; 양준언 외, 2016; 양준언 2021]. 이 장에서는 그동안 논의되어온 내용을 기반으로 RIPBA 관련 국내 현황을 앞의 5가지 측면에서 정리하였다. 또한, 국내 RIPBA 정착 방안에 대한 전략도 정리하였다.

1. 국내 RIPBA 도입현황

1.1 리스크 평가 방법

국내 규제기관은 미국 TMI 원전사고 관련 후속 조치의 하나로 1983년 산업체에 국내 원전에 대한 PSA 수행을 요구하였다. 이에 따라 국내 최초로 고리 3·4호기와 한빛 1·2호기 PSA가 1989년에 수행되었다. 이후 2001년 8월에 공포된 ‘원자력발전소 중대사고정책(안)’을 기반으로 하여 2007년 말까지 전 가동 원전에 대한 전 출력 1, 2단계 PSA가 수행되었다[과학기술부, 2001]. 당시 국내 PSA는 미국과 같이 전 출력 노심손상빈도와 대량조기방출빈도의 평가에 한정되어 수행되었다. 따라서 PSA 분석범위는 대부분의 경우 전 출력 1, 2단계 내·외부사건으로 국한되었고, 후쿠시마 원전사고 이전까지는 일부 원전에 대해서만 내부사건 정지저출력 PSA가 시범적으로 수행되었다.

<표 4>에 2021년 현재 국내 원전 PSA 수행 현황이 정리되어 있다. 국내의 경우 외부사건 PSA는 전 출력 운전 시의 지진, 내부 침수 및 내부 화재를 대상으로 수행되었으며¹³⁾, 일부 원전의 경우 지진 PSA 대신 지진 여유도 분석(Seismic Margin Analysis: SMA)을 수행하였다. 이후 신고리 3·4호기에서 국내 최초의 공식적인 3단계 PSA가 수행되었으나 분석에 국내 고유 특성이 충분히 반영되지 않은 부분이 있다

13) 내부 침수와 내부 화재 PSA는 기술적으로는 내부 사건 PSA에 속하나, 미국에서 PSA를 처음 시작할 때 이들 PSA를 외부사건 PSA로 칭하여 내부 침수와 내부 화재 PSA를 외부사건 PSA로 분류하기도 한다.

[양준언 외, 2016]. 후쿠시마 원전사고 이후 산업체 주관으로 정지저출력 중대사고 관리지침서 개발을 위한 국내 전 출력 PSA 모델 개정 및 정지저출력 PSA 수행을 통하여 국내 원전 PSA 모델의 통일성을 확보하려는 노력이 이루어졌다.

규제기관에서도 대표 노형에 대한 규제검증용 PSA 모델[김도형, 2021]을 개발하고 있으나 아직 규제검증용 PSA 모델의 활용이 활발하지는 않은 상황이다.

<표 4> 국내 원전 PSA 수행 현황 (외부: 내부 화재, 침수 및 지진)

원전	1단계 PSA				2단계 PSA				3단계 PSA				비고
	전 출력		정지저출력		전 출력		정지저출력		전 출력		정지저출력		
	내부	외부	내부	외부	내부	외부	내부	외부	내부	외부	내부	외부	
고리 1	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	SMA
고리 2	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	SMA
고리 3,4	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
한빛 1,2	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
한빛 3,4	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
한빛 5,6	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
한울 1,2	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	SMA
한울 3,4	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
한울 5,6	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
신한울 1,2	○	○	○	○	○	○	○	X	○	○	X	X	
신고리 1,2	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
신고리 3,4	○	○	○	○	○	○	X	X	○	○	X	X	
신고리 5,6	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	X	X	
월성 1	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	SMA
월성 2,3,4	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	
신월성 1,2	○	○	○	X	○	○	X	X	X	X	X	X	

우리나라는 2014년에 주기적 안전성 평가(Periodic Safety Review: PSR)의 한 항목으로 PSA가 포함되기 전까지는 PSA가 법적 요건이 아니었으므로 PSA의 수행은 사업자의 자발적 안전성 향상 노력의 하나로 간주되었다. 그러나 후쿠시마 원전사고 이후 PSR과 사고관리계획서의 법제화로 국내에서도 PSA 수행이 법적 요건이 되었다[원자력안전위원회, 2016]. 특히 후쿠시마 원전사고 이후에는 동일부지 내에 있는 여러 원전에서 동시에 사고가 발생하는

경우에 대한 다수기 PSA가 국내 현안이 되었다. 이에 따라 원자력안전위원회, 한국수력원자력, 한국원자력연구원이 각기 규제, 인허가 및 관련 기반 기술 개발과 관련된 다수기 PSA 연구를 수행하고 있다[제무성 외, 2021; 나장환, 2021; 김동산 외, 2018].

현재 국내는 PSA 품질 보증과 관련하여 실제 활용 가능한 국내 고유의 PSA 표준이 없이 미국의 PSA 표준을 준용하고 있다. 국내도 전력산업기술기준(Korea Electric Power Industry Code: KEPIC)의 하나로 2010년대 초반 미국의 PSA Standard를 기반으로 국내 PSA 표준[대한전기협회, 2012]을 제정하기 위해 노력한 바 있으나, 지속적인 미국 PSA Standard의 개정을 적절하게 반영하지 못하고 있는 문제 등으로 인하여 현재는 KEPIC PSA 표준을 실제 국내 PSA 품질 확보에 사용하지 않고 있다. 또한, 미국의 PSA 표준은 국내에서 이용 가능한 신뢰도 자료의 한계 등으로 인해 국내 PSA에 적용할 수 없는 항목도 많으므로 미국 PSA 표준을 그대로 국내에 적용하기에는 몇 가지 문제가 있는 상황이다.

1.2 리스크정보활용 관련 정책

우리나라에서는 과학기술부가 1994년에 원자력안전정책성명을 발표하였다[과학기술부, 1994]. 이 정책성명은 1995년에 발간된 미국의 PRA 정책성명과 거의 유사한 내용을 포함하고 있다. 그러나 미국과 달리 이 정책성명의 내용이 실제 리스크정보활용으로 이어지지는 못했다. 이후 2006년도에 원자력안전위원회에 ‘리스크정보를 활용한 원전 정기검사제도 개선에 대한 계획’이 보고되었고, 2007년도에는 ‘리스크정보활용 검사의 확대’와 ‘정비규정 시범검사 결과에 따른 제도화 필요성 검토’ 등이 보고된 바 있다. 그러나 현재도 국내는 리스크정보활용과 관련된 공식적인 상위 정책은 없다. 다만 원자력안전위원회의 제2차 원자력안전종합계획(2017~2021)에 ‘원전의 안전한 운전을 위한 종합분석·평가체계 도입’의 일부로 ‘사고위험도 관리기반의 규제 감독체계 구축’을 언급하고 있다[원자력안전위원회, 2015]. 이에 따라

한국원자력안전기술원에서는 미국의 ROP 제도와 유사한 ‘위험도 관리기반 규제 감독체계’에 대한 연구를 현재 수행 중이다[정수진, 2021]. 그러나 원자력안전위원회의 제3차 안전종합계획에는 RIPBA와 관련된 구체적 내용이 없는 상황이며, 다만 제3차 안전종합계획 22년도 상세사업추진계획(안)에 ‘원전의 안전한 운전을 위한 종합분석·평가체계 도입’의 하부 항목으로 ‘위험도 중심의 한국형 가동 원전 규제 감독 수행체계 개발’을 명시하고 있다[원자력안전위원회, 2021; 원자력안전위원회, 2022].

국내 원전의 안전목표는 2015년 원자력안전법 개정(시행은 2016년)에 따라 도입되었다[원자력안전위원회, 2016]. 안전목표는 2016년 원자력안전위원회 고시(제2016-2호, 현재는 2017년 12월 일부 개정된 제2017-34호) ‘사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한 규정’ 제9조(위험도(risk) 평가)에 포함되어 있다. 고시에 따라 국내에도 미국 원전 안전목표의 0.1% 규정과 동일한 안전목표가 도입되었고, 미국 안전목표에는 없는 세슘(Cs)-137과 관련된 안전목표도 도입되었다. 세슘-137 관련 안전목표의 요구조건은 원전에서 중대사고가 발생하는 경우 Cs-137의 방출량이 100 TBq을 넘는 사고의 빈도가 연간 백만분의 일 이하여야 한다는 것이다. 이 목표는 환경보호를 위한 안전목표로 도입이 되었지만, 현재 전 세계에서 우리나라, 핀란드 및 캐나다 등 몇 개국에만 도입된 안전목표이다¹⁴⁾ [NEA, 2020]. 그러나 캐나다 및 핀란드는 Cs-137 관련 목표는 신규 원전에만 적용하는 것으로 명시되어 있다 [CNSC, 2022; STUK, 2019, A. Julin, 2023]. 따라서 현재 세계에서 가동 원전에 Cs-137 관련 목표를 적용하고 있는 나라는 우리나라뿐인 것으로 보인다.

1.3 리스크 평가결과의 활용 체계

한국원자력안전기술원에서도 미국의 규제지침 1.174에 상응하는 규제지침 16.9 ‘변경허가신청에서의 리스크정보활용 일반사항’을 작성하였다[한국원자력안전기술원, 2020]. 현재까지 국내의 리스크정보활용 사례를 보면 (1) 리

14) 참고 문헌 [NEA, 2020]에는 일본도 Cs-137 관련 요건이 있는 것으로 나와 있지만 2023년 2월 현재 일본은 아직 안전목표를 법제화하지 않은 상황이다. 다만 일본의 원자력 사업자는 주기적으로 실시하는 발전용 원자로 안전성 향상 평가에서 우리나라 세슘-137 안전목표와 동일한 기준을 적용하고 있다.

스크정보활용 격납건물 종합누설률 시험주기(RI-ILRT) 연장, (2) 리스크정보활용 배관 가동 중 검사(RI-ISI), (3) 운영기술지침서 허용정지시간(RI-AOT) 및 점검시험주기(RI-STI) 연장 등에 대해 일부 인허가가 승인된 바 있다[양준언 외, 2016]. 예를 들어 터빈계통 점검시험주기는 전 원전에 대해 1개월에서 3개월로 연장되었으며, 일부 안전계통의 채널 및 예비디젤발전기 등의 점검시험주기가 연장되어 운영되고 있다. 또한, 2010년 당시 고리 3호기 필수냉방계통에 대한 가동 중 정비를 시범운영 한 바 있다.

그러나 2011년의 후쿠시마 원전사고 이후 국내에서는 리스크정보활용 방식이 일종의 규제 완화로 인식되어 리스크정보활용과 관련된 논의가 거의 중단되었다. 다만 RI-ILRT에 대해서는 원자력안전위원회고시 제2018-5호(원자로격납건물 기밀시험에 관한 기준)에 따라 안전성 평가에서 LERF 및 선량 변화 등의 리스크정보를 활용하여 종합누설률 시험 주기를 5년에서 10년으로 연장하는 것을 허용하고 있다[김도형, 2021]. 현재 국내 대부분 원전은 종합누설률 시험 주기를 10년으로 연장한 상태이며, 신고리 1,2호기 이후 원전은 인허가 심사가 진행 중이거나 준비 중이다.

RI-ISI에 대한 특정기술주제보고서가 2008년 8월에 규제기관의 승인을 받았고, 이에 근거하여 산업체는 전 원전에 대해 RI-ISI를 추진하였다. 그러나 국내 규제 관행과 관련 전문인력 부족 등으로 인해 국내에서는 RI-ISI 수행에 따른 이득이 크지 않은 상황으로 현재는 산업체에서 RI-ISI의 수행에 적극적이지 않은 상황이다.

안전중요도 평가 절차(SDP)는 미국 ROP의 핵심 요소 중 하나로 원전에서 어떤 고장, 사고가 발생하였을 때나 정기검사 시 성능결함이 발견되었을 때 이들 문제가 안전에 미치는 영향을 파악하는 체계이다. 국내에서는 규제기관과 산업체가 각기 SDP에 관한 연구를 수행하였다[김도형, 2021; 변충섭, 2021]. 하지만 국내에서 실제적인 안전 현안에 SDP가 활용된 사례는 아직 없다.

1.4 리스크 평가와 성능의 연계

가동 중 원전의 성능감시 제도화 측면에서는 2000년대 후반 정비규정 제도

의 국내도입이 추진되었다. 이를 위하여 2007년도 12월에 개최된 제35차 원자력안전위원회에서 2008년도 원자력안전규제 중점과제로 ‘정비규정 시범검사 결과에 따른 제도화 필요성 검토’를 의결하였다. 산업체는 정비규정을 위하여 실시간 리스크 감시를 위한 리스크모니터 소프트웨어를 개발하고 원전에 대해 리스크모니터용 PSA 모델을 개발하였다. 2008년 11월에 한울 2호기의 정비규정 시범운영 결과에 대한 점검이 이루어졌으며, 정비규정 시범운영을 통해 설비 신뢰도 관리, 정비자원의 효율적 활용 측면에서 관련 기술 지침과 운영 프로그램이 적절히 마련되어 있음을 확인하였다. 2011년 규제기관과 사업자가 함께 정비규정 관련 고시 초안을 개발하였으나, 결국 법제화되지는 못했다. 따라서, 정비규정의 실제 도입을 위해서는 원자력위원회의 의결과 관련 법령의 개정이 필요하다. 그러나 후쿠시마 원전사고 이후는 이에 대한 적극적인 논의가 이루어지지 않고 있다.

ROP 제도와 관련하여서는 앞서 언급한 바와 같이 한국원자력안전기술원에서 미국의 ROP 제도와 유사한 ‘위험도 관리기반 규제 감독체계’에 대한 연구를 현재 수행 중이다[정수진, 2021]. 한국원자력안전기술원에서 원전의 성능 지표를 평가하는 작업을 계속하고는 있지만[한국원자력안전기술원, 2021], 현재 국내에서 실질적으로 이행되고 있는 미국과 같은 성능기반규제·운영 체계는 없는 상황이라고 할 수 있다.

1.5 RIPBA 관련 기반 구축

미국의 사례에서 기술한 인력과 신뢰도 데이터베이스의 구축은 국내에서도 문제가 된다. 현재 국내에서 PSA를 수행한 경험이 있는 전문가를 보유한 기관은 매우 제한적이나 후쿠시마 원전사고 이후 PSA 관련 업무가 증가하면서 PSA 전문인력 부족이 문제가 된 바 있다. 이 문제는 국내의 가용 PSA 전문인력을 고려하지 않은 PSA 수행 계획에 의해 유발된 측면도 있었다.

기기 신뢰도 데이터베이스 관련하여서는 산업체도 국내 고유 기기 신뢰도 데이터베이스인 PRinS (Plant Reliability data information System)를 상당 기간 운영해 오고 있으나[황석원, 2019], 아직도 PRinS의 고장 자료 수집이 완전하지 않다는 규제기관의 시각도 있다. 산업체에서 PRinS의 개선을 위하여

2020년부터 최신 신뢰도 자료 평가 방법론 및 검증 절차에 대한 연구과제를 수행하고 있다.

아울러 국내에서는 RIPBA 관련 수용성이 매우 낮은 상황이다. 이는 국내에서 RIPBA 관련 교육의 기회가 매우 제한적이고, 현재 국내에서 RIPBA가 이행되고 있지도 않기 때문이다. 규제기관이나 산업체 종사자 모두 RIPBA에 접할 기회가 많지 않으므로 RIPBA 관련 수용성이 낮은 것은 당연한 일이라고 할 수 있다.

2. 국내 RIPBA 관련 향후 추진 방안

2.1. 한미의 RIPBA 관련 현황 비교

우리는 앞서 RIPBA 관련 5개 요소에 대해 한미 양국의 현황에 대해 살펴 보았다. 이제 국내 RIPBA 정착 방안을 도출하기 위하여 양국 간의 차이점을 아래에 요약하였다.

1) 리스크 평가 방법

먼저 리스크 평가 방법의 수행 기술 수준에서는 미국에서 현재도 관련 기술의 개발이 진행 중인 화재 PSA 등 몇 개 분야를 제외하면 PSA 수행 기술 수준에 있어 큰 차이는 없다. 그러나 전반적인 PSA 기술 기반 측면에서는 실제 PSA 기술 및 관련 분석 기술(인적신뢰도 분석기술, 공통원인고장 분석기술) 등을 직접 개발한 미국과는 상당한 수준 차이가 있는 것도 사실이다. 또한, PSA 품질을 확인하는데 사용되는 PSA 표준 관련하여서는 국내 기반이 매우 취약하다.

2) 리스크정보활용 관련 정책

국내에서는 1994년도에 미국의 PRA 정책성명과 유사한 내용을 포함하는 원자력안전정책성명이 발표된 바 있다. 또한, 한국원자력안전기술원은 미국의 규제지침 1.174에 상응하는 규제지침 16.9 '변경허가 신청에서의 리스크정보활용 일반사항'을 이미 개발한 바 있다. 또한, 2016년에는 안전목표도 고시로 도입되었다. 이 상황을 미국과 비교해 보면 최상위 정책과 하위 세부정책은 어느 정도 형식은 갖추고 있으

나 실제 활용되고 있지는 않다. 특히 미국의 PRA 정책성명이나 RIPBR 이행 정책과 같이 실제 RIPBA 이행을 위한 법적 효과가 있는 조치는 없는 상황으로 보인다. 또한, 세슘-137 관련 안전목표와 같이 양국이 큰 차이를 보이는 부분도 있으며, 이런 부분은 국내 리스크 평가의 범위와 분석 수준에 많은 영향을 미칠 것으로 보인다.

3) 리스크 평가결과의 활용 체계

리스크 평가결과의 활용 체계도 (1) 리스크정보활용 격납건물 종합 누설률 시험주기(RI-ILRT) 연장, (2) 리스크정보활용 배관 가동 중 검사(RI-ISI), (3) 운영기술지침서 허용정지시간(RI-AOT) 및 점검시험주기(RI-STI) 연장 등 리스크정보활용이 이루어진 사례가 일부 있다. 그러나 후쿠시마 원전사고 이후는 RI-ILRT를 제외하고는 실제 리스크정보 활용이 거의 이루어지지 않고 있다. 이는 기술적인 문제라기보다는 국내 규제 방향과 관련된 문제로 보인다. 따라서 리스크정보활용이 실제 가능한 상황이 오면 국내에서도 다양한 리스크정보활용이 기술적으로는 가능할 것으로 생각된다.

4) 리스크 평가와 성능의 연계

이 분야가 한국과 미국의 차이가 가장 큰 부분이라고 할 수 있다. 우리나라도 2000년대 초중반 정비규정의 시범 적용을 추진하였고, 2011년 규제기관과 사업자가 함께 정비규정과 고시 초안을 개발하였으나 결국 제도화가 되지 못했다.

ROP와 관련하여서는 한국원자력안전기술원에서 리스크정보활용 정기검사(RI-Periodic Inspection) 관련 연구[정대욱, 2012]를 수행한 바 있으며, 2020년에 개정된 원자력안전위원회고시 제2020-03호(원자력이용시설의 사고·고장 발생 시 보고·공개 규정)를 통해 미국의 사고 전조분석(Accident Sequence Precursor: ASP)과 유사한 제도를 시행하고 있다. 또한, 한국원자력안전기술원에서 안전성능지표를 운영하고 있지만, 안전성능지표가 실제 규제 행위와 연계되어 있지는 않다. 그러나 ROP의 전반적 도입은 시도된 적이 없으며, 현재 한국원자력안전기술원에서 관련 연구가 진행되고 있는 수준이다[정수진, 2021].

즉, 한국에서는 실질적으로 리스크 평가와 원전의 성능감시를 연계하는 제도가 실제 적용된 적이 없는 상황이다. 그러나 이는 과거 정비규정의 시범 적용이 잘 수행되었던 사례에서 알 수 있듯이 관련 기술이 부족했기 때문은 아닌 것으로 판단된다. 현재 일본이 미국의 ROP와 거의 유사한 신검사제도를 도입하여 운영을 시작하였으므로, 일본의 신검사제도 운영 경과를 자세히 살펴보는 것도 향후 국내에 성능기반규제 체계를 도입할 때 큰 도움이 될 것으로 보인다.

5) RIPBA 관련 기반 구축

국내에서도 오랜 기간 다양한 PSA를 수행해 왔으므로, 국내에도 일정 수준의 PSA 관련 전문인력이 있는 상황이나, PSA 전문인력의 숫자와 수준은 미국과 큰 차이가 있다고 할 수 있다. 아울러 앞서 기술한 바와 같이 PSA 분석을 위한 자료의 신뢰성에 대해서도 운전 이력, 신뢰도 자료 수집 및 관리 체계 등으로 인하여 한미 간에는 아직 상당한 차이가 있는 상황이다.

또한, 원자력 관련 기관의 RIPBA에 대한 수용성은 매우 낮다고 볼 수 있다. 이는 단순히 PSA 수행 기술 수준이나 신뢰성에서 기인한 문제가 아니라 RIPBA가 실제 이루어지지 않고 있는 국내 상황 및 규제 기관이나 사업자의 조직 문화와도 관련이 되어있으므로 해결이 쉽지 않은 상황이다.

2.2 국내 RIPBA 도입을 위한 분야별 대응 방안

종합적으로 보면 국내에서 RIPBA를 시작하기 위한 리스크 평가나 활용 기술만 본다면 기술 수준 측면에서는 큰 문제가 없다고 볼 수 있다. 그러나 적절한 PSA 전문인력의 확보는 아직 해결하여야 할 중요한 문제이다. 또한, 성능감시 분야의 적용 사례와 RIPBA 수용성 부분은 미국과 비교하면 매우 미흡한 상황이다. 미국은 기술과 제도의 발전이 병행되었고, 더불어 규제기관과 산업체 모두 최고 경영층의 강력한 리더십으로 앞서 언급한 여러 가지 문제를 극복하고 RIPBA가 정착할 수 있었다. 그러나 RIPBA에 대한 관계기관의 장기적인 지도력을 기대하기 어려운 우리나라 상황에서는 이런 문제들을 해

결하기 위해서 다음과 같은 준비가 필요할 것으로 판단된다.

1) RIPBA 기술

사실 국내 PSA 기술 수준은 부분적으로는 세계적으로도 최상위권에 속한다. 예를 들어 국내에서 개발한 PSA 전산 프로그램인 FTREX는 대부분의 미국 원전에서 사용되고 있다[정우식, 2007]. 또한, 장기간 PSA를 수행해 왔으며, 대부분의 리스크정보활용에 대해서도 시범 적용을 한 사례가 있다. 따라서 현재의 PSA 수행 기술 수준도 RIPBA를 시작할 수 있는 수준으로 판단된다. 그러나 앞서 언급한 전문인력의 확보 문제는 아직도 해결이 필요한 상황으로 이 문제는 아래의 ‘3) 인력양성’ 부분에서 좀 더 상세히 기술했다.

아울러 지진 PSA 및 화재 PSA 등 아직 국내 기술이 부족한 부분도 존재하고 있다. 또한, 세슘-137 안전목표와 관련하여 PSA의 분석범위가 미국보다 확대되어야 하며, 더욱 상세한 수준의 분석이 불가피한 상황이다. 다수기 PSA 등 한미간의 관심 차이로 인한 독자적 기술 개발이 필요한 부분도 존재한다. 따라서 이런 부분은 추가적인 기술 개발이 필요한 상황이다.

한편 신뢰도 자료 문제는 반드시 해결이 필요한 사안이다. 현재 산업체가 운영하는 원전 신뢰도 자료 관리 전산시스템(PrinS)에 대한 규제기관의 검증 절차를 도입하거나 혹은 미국과 같이 규제기관이 신뢰도 자료를 수집 관리하는 체계를 도입하는 등의 방식을 통하여 신뢰도 자료의 투명성과 신뢰성을 확보하여야만 할 것이다.

또한, PSA 표준 관련 현안도 해결이 되어야만 한다. 사실 우리나라가 미국 수준의 PSA 표준을 독자적으로 만드는 것은 불가능한 상황이므로 우선은 국내 PSA에 적용 불가능한 미국 PSA 표준 요건에 대한 대응 방안을 먼저 찾아야 할 것으로 판단된다. PSA 표준과 관련된 내용은 ‘부록 A. PSA 표준’ 부분에 별도로 상세히 기술하였다.

아울러, 국내 PSA가 반드시 해결해야 할 또 하나의 문제는 PSA 모델의 통일성 확보이다. 현재는 동일호기에 대해서도 인허가 PSA 모델, PSR PSA 모델, 사고관리계획서 PSA 모델 등 여러 종류의 PSA 모델이 존재하고 있으며,

각 PSA 모델이 서로 다른 경우가 많다. 이런 혼선은 RIPBA에서 활용할 PSA 모델을 선정하는데에도 문제를 발생시킬 수 있으며, 그렇지않아도 부족한 국내 PSA 전문인력의 운용에도 큰 문제를 일으키고 있다. 따라서 중장기적으로는 동일호기에 대해서는 하나의 통일된 PSA 기본 모델을 구축하는 작업이 수행되어야만 한다. 향후 기본 모델을 기반으로 목적에 따라 적절한 수정을 하여 사용을 하면 될 것이다. 또한, 이 작업은 규제검증 PSA 모델의 개발 및 개정 작업과도 연계되어야만 할 것이다.

2) RIPBA 관련 정책 법제화

국내에서도 1994년에 발표된 원자력안전정책성명부터 시작하여 여러 번 RIPBA 도입과 관련된 정책이 발표된 바 있다. 그러나 이런 정책들이 실제 적용되지 못함에 따라 RIPBA 정책에 대해 관계기관의 신뢰도가 낮은 상황이다. 따라서 미국의 RIPBR 이행계획과 같은 장기 계획의 수립과 제시가 필요할 것으로 생각된다. 국내의 RIPBA 정책이 여러 번 실현되지 못한 점을 고려할 때 국내 RIPBA 이행계획은 법적 구속력을 가진 계획이 되어야 할 것이다. 이를 위해서는 RIPBA 도입에 대한 원자력안전위원회의 의결이 필요할 것이다. 이후 중장기적으로 원자력안전법 등 관련 법률 및 고시 등의 개정이 필요한 부분을 파악하고, 이의 개정을 위한 노력이 필요할 것으로 판단된다. 특히, 미국의 경우 RIPBA를 도입할 때 규제기관과 산업체의 최고 경영진이 20여 년의 장기간에 걸쳐 강력한 리더십을 발휘하여 RIPBA를 도입한 점을 고려할 때 법적 구속력을 갖는 RIPBA의 법제화는 매우 중요한 부분이다.

3) 인력양성

앞서 언급한 바와 같이 PSA 기술 개발 인력은 어느 정도 갖추어져 있으나, RIPBA가 실제 이행 단계로 들어가면 규제기관이나 산업체 모두 실무 차원의 전문인력이 부족할 것으로 예상된다. 따라서 이에 대비한 PSA 전문인력 양성 교육 프로그램이 필요할 것으로 생각된다. 인력양성과 관련하여 미국의 관련 제도를 참고할 필요가 있다, 미국 산업체에서는 INPO가 관리하는 PSA 관련 자격을 취득하여야 PSA 관련 업무에 종사할 수 있다. 그러나 국내는 그와 같은 PSA 수행 자격 검증 제도가 없으므로 PSA 업무에 참여하는 인력의 전문성에 대한 의문이 제기되고는 한다. 따라서 국내에도 PSA 업무에 참여하

는 인력의 전문성에 대한 자격 요건을 설정할 필요가 있을 것으로 생각된다.

4) 관계기관 종사자의 RIPBA 수용성 증대

RIPBA와 관련된 기술적인 문제는 RIPBA 수용성 문제에 비하면 상대적으로 해결하기 쉬운 부분이다. 사실 현재로서는 RIPBA 수용성 문제가 국내에 RIPBA를 도입하는데 가장 큰 걸림돌로 보인다. 기존의 국내 경험을 돌이켜 보면 미국의 사례와 마찬가지로 (1) 새로운 분야를 학습해야 한다는 규제기관 및 산업체 담당 업무 관련 인력의 부담, (2) 규제기준의 충족 여부에 따른 가부 결정 방식의 규제 결정이 아니라 리스크정보를 이용하여 규제 결정을 하여야 한다는 규제 담당자의 부담, (3) RIPBA를 규제 완화로 이해하는 유관 기관 종사자의 관점, (4) 규제기관과 산업체 사이의 신뢰 문제 등이 국내에 RIPBA를 도입하는 데 가장 큰 문제이다[A.C. Kadaka et al. 2007; 양준언, 2019].

미국도 RIPBA 도입 초기에 수용성 관련 부분이 가장 해결이 어려운 부분이었다[Keller & Modarres, 2005]. 미국은 관계기관 최고 경영층의 강력한 지도력으로 RIPBA 관련 교육, RIPBA 도입에 대한 성과급 제공 등 다양한 방법으로 이 문제를 해결하였다. 그러나 국내에서는 미국과 같이 25년이 넘는 세월 동안 관계기관의 최고위층이 RIPBA에 대한 장기적인 지도력을 발휘하기는 쉽지 않은 상황이다. 따라서 이 문제를 해결하기 위해서는 국내 RIPBA 이행계획은 우선 안전성 향상과 관련된 제도부터 도입을 시작하여야 할 것으로 생각된다. 이를 통하여 RIPBA가 단순한 규제 완화가 아니라 이를 통해 원전의 안전성을 향상하면서도 효율적인 원전 운영을 가능하게 해준다는 것을 실증적으로 입증할 필요가 있다. 이처럼 RIPBA 수용성 향상 방안을 고려하여 국내 RIPBA 이행계획을 수립하면 RIPBA의 수용성 문제를 점진적으로 해결할 수 있을 것으로 생각된다.

또한, RIPBA 수용성 개선과 관련하여 중요한 부분은 PSA 관련 교육이다. 근래 국내도 최근 PSA 교과목이 있는 대학이 늘어 PSA 교육을 받은 인력이 늘고 있지만, 아직 충분하지는 않은 수준이다. 또한, 국내는 원자력 분야 이외에는 상세한 수준의 리스크 평가를 하는 산업이 없으므로 타 산업체의 도움을 받기도 어려운 상황이다. 미국에서

는 RIPBA 도입 초기에 PSA 관련 인력만이 아니라 다른 전문 분야의 인력에 대해서도 PSA 관련 교육을 시행하였다. 국내에서도 PSA 전문 인력이 아닌 관계기관의 일반 종사자를 대상으로 하는 PSA 교육 프로그램의 도입이 필요할 것으로 생각된다.

5) RIPBA 도입을 위한 환경 조성

위에 기술한 RIPBA 관련 기술, 정책 및 인력양성 등은 국내 RIPBA 도입을 위한 필수 요소이지만, 이외에 한 가지 더 해결해야만 하는 중요한 문제가 남아 있다. 이는 RIPBA에 대한 규제기관과 사업자의 시각 차이 및 접근 방법이다. 규제기관이 안전성 확보에 초점을 맞추는 것이나, 사업자가 경제성 향상을 위해 노력하는 것은 당연한 일이다. 미국의 사례를 볼 때 RIPBA는 이 두 가지 요구를 동시에 충족할 수 있는 최선의 방법으로 알려져 있다. 그러나 국내에서는 RIPBA를 도입할 때, 도입의 우선순위에 있어 양측의 입장이 매우 다르다. 예를 들어 2000년대 정비규정의 시범 적용을 할 때, 규제기관은 정비규정을 통한 안전성 증진에 초점을 맞춘 반면, 산업체는 정비규정과 가동 중 정비를 연계하여 예방정비기간을 줄이는데 관심이 많았다. PSA 품질과 관련하여서도 규제기관은 PSA의 품질이 확보되어야 RIPBA의 도입이 가능하다는 입장인 반면, 산업체는 RIPBA를 하지 않는 상황에서는 PSA의 품질을 높이기 어렵다는 입장이다. 사실 이런 입장 차이가 국내에 RIPBA가 도입되지 못하는 가장 큰 원인의 하나라고 할 수 있다.

이런 문제는 미국에서도 발생하였었다. 미국 산업체의 RIPBA 도입 경과를 정리한 논문에서는 이런 문제를 해결하고 규제기관 및 대중의 RIPBA 수용성을 높이는 방안은 RIPBA의 도입에 따른 안전성 향상 효과(Safety Benefit)에 집중하는 것이었다고 기술하고 있다[Kadaka, 2007]. 즉, RIPBA의 도입에 따른 상당한 경제적 이득(Economic Value)이 있다고 하더라도 RIPBA의 도입은 경제적 측면이 아니라 안전성 측면에서 이루어져야 한다는 것이다. 이와 같은 미국의 경험은 국내에 RIPBA를 도입할 때도 우리가 참고해야만 할 중요한 교훈이라고 판단된다. 즉, 국내에 RIPBA를 도입하는 근본 목적은 원전의 안전성 향상이라는 점에 먼저 규제기관과 산업체가 동의할 필요가 있다. 앞서

기술한 PSA 품질 문제 등은 위의 전제에 양측이 합의한 후 기술적 논의를 통해 해결이 가능할 것으로 생각된다. 특히 미국이 RIPBA를 도입할 때 규제 기관과 산업체의 최고 경영진이 20여 년의 장기간에 걸쳐 강력한 리더십을 발휘하여 RIPBA를 도입한 점을 감안할 때, 국내 여건상 위의 합의는 더욱 중요한 의미를 가질 것으로 판단된다.

또 하나의 문제는 국내에 미국의 NEI와 같은 역할을 하는 기관이 없다는 점이다. 미국은 RIPBA 도입과 관련된 제반 문제를 해결하기 위해 NEI가 산업체를 대표하여 NRC와의 협의를 진행했고, 이를 통해 해결책을 찾아 나갔다. 국내에서는 RIPBA의 도입과 같은 규제 현안 이외의 안전에 대해 규제기관과 산업체가 종합적 논의를 할 수 있는 체계가 없는 상황이다. 따라서, 국내에도 이런 체계를 구축하기 위한 규제기관과 산업체의 공동 노력이 필요한 상황이다.

2.3 국내 RIPBA 향후 추진 방안 및 로드맵

미국 사례에서 보듯이 RIPBA의 정착은 단순히 기술적인 문제만이 아니라 RIPBA에 대한 수용성이라는 조직·문화 측면의 문제도 포함하고 있다. 따라서 RIPBA 도입 및 이행계획도 이 부분을 고려하여야 한다.

이 관점에서 현재 국내 RIPBA 기술 수준을 볼 때 국내에서는 먼저 (1) 정비규정, (2) PSA 표준 및 품질 개선, (3) ROP 순으로 RIPBA 제도를 도입하는 것이 효과적일 것으로 보인다.

국내에 RIPBA를 도입하는 첫 단계로 정비규정을 도입하는 것을 제안하는데에는 다음과 같은 세 가지 이유가 있다. 첫째, 정비규정을 안전성 확보 및 향상에 초점을 맞추어 적용할 수 있으므로, 규제기관 입장에서 정비규정의 도입에 대한 부담을 줄일 수 있을 것이다. 둘째, 이미 국내 산업체에서 자체적으로 정비규정을 시행하고 있으므로 국내도입이 결정되면 짧은 시간 내에 현장에서 시행할 수 있다. 셋째 미국의 예에서 볼 수 있듯이 정비규정은 리스크 개념이나 관련 전산 프로그램의 사용에 익숙하지 않은 규제, 산업체 인력이 리스크 분야의 지식을 익힐 기회를 제공함으로써 향후 다른 리스크성능

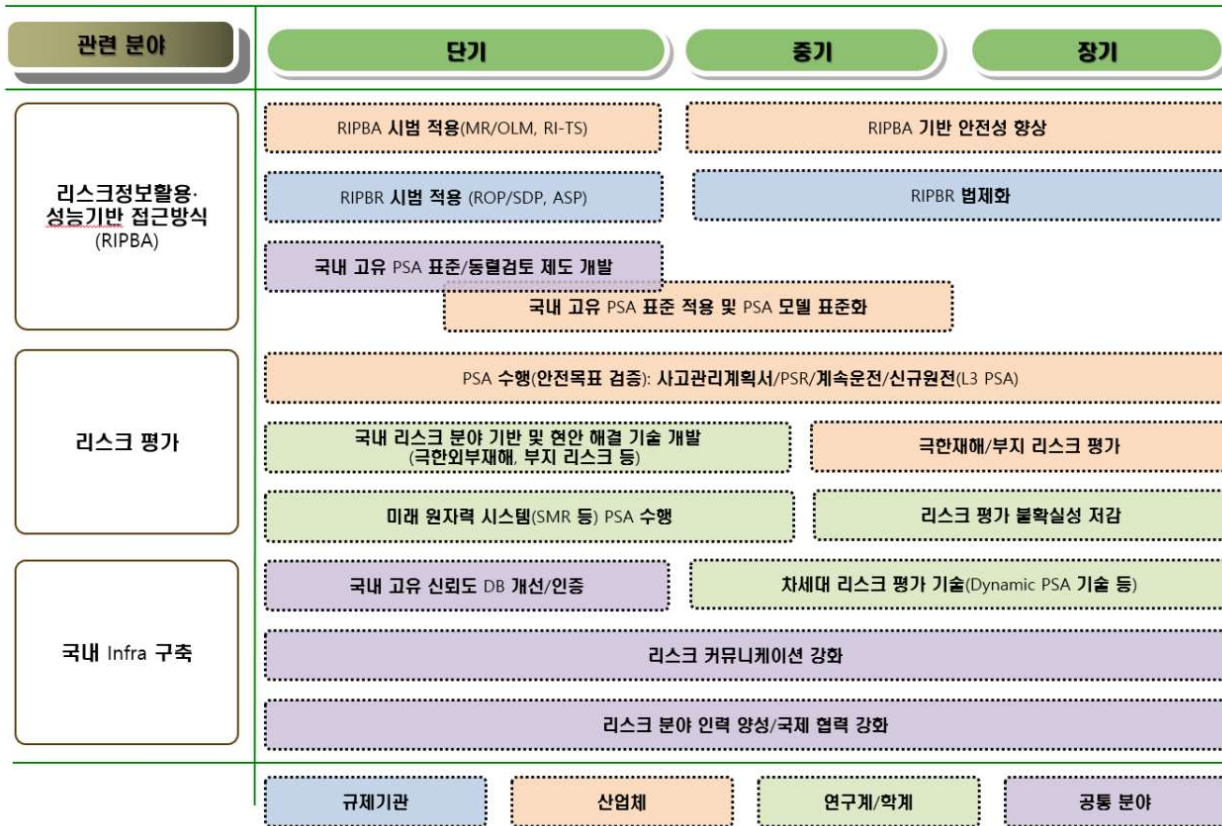
정보활용 체계를 도입하는 기반을 구축할 수 있다. 아울러 미국의 사례와 같이 이를 통한 RIPBA에 대한 수용성 향상 효과도 기대할 수 있기 때문이다.

PSA 표준은 확률적 접근에 익숙하지 않은 규제기관이나 산업체 인력이 리스크 평가결과에 대해 가지고 있는 우려를 해소하는 데 중요한 역할을 할 수 있다. 즉, PSA 표준을 통하여 국내 PSA의 품질을 확보함으로써 PSA 결과에 대한 신뢰성을 높이고, 그 결과를 사용하는 리스크정보활용에 대한 거부감을 줄일 수 있다. 또한, 일본이나 중국과 같이 미국의 JCNRM과 연계하여 국내 고유 PSA 표준을 개발하는 것도 국내 PSA 표준 자체의 신뢰성을 높일 수 있는 방안으로 생각된다.

마지막으로 ROP 제도를 전면적으로 도입하는 것은 현재 국내 규제·안전 체계를 전반적으로 바꾸어야 한다는 어려움이 있다. 일본 규제기관인 NRA도 미국의 ROP와 유사한 신검사제도를 도입하였으면서도 아직 공식적으로는 일본 규제 체계가 RIPBA라고는 표명하지 않고 있다. 일본은 안전목표의 부재 등 아직도 ROP를 완전히 운용하기 위한 환경이 미흡하기 때문이다. 그러나 미국 NRC가 ROP 제도 도입의 목적이 리스크정보를 활용하여 객관적이고, 이해하기 쉬우며 예측 가능한 방식으로 원전의 성능을 검사하고 평가하는 것이라고 제시하고 있듯이[NRC, 2006], ROP 제도는 RIPBA의 종합체로서 원전의 안전과 성능을 효과적으로 감시하고 확인할 수 있는 제도이다. 따라서 ROP 제도도 안전중요도 평가 절차(SDP)와 같은 ROP의 핵심 부분부터 차례로 도입·운영을 하는 것이 현실적인 도입 방안이 될 수 있다. 만약 RIPBA 이행 전략이 수립되면 SDP 등을 어떻게 실제 국내에 적용할 것인지에 대해서는 참고문헌[장동주, 2020]과 같이 각 세부 제도의 국내도입 방안에 대한 개별적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

일단 앞의 세 가지 분야가 시작되면 이와 더불어 리스크정보활용 기술지침서 등의 리스크정보활용도 가능할 것으로 예상된다. 사실 국내 RIPBA의 정착은 위의 세 가지 분야를 도입한다고 이루어지는 것은 아니며 좀 더 종합적인 접근이 필요한 것이 사실이다. 이를 위하여 본 보고서에서는 앞에 기술한 여러 가지 기술적, 정책적, 환경적 요소를 고려하여 [그림 6]과 같이 ‘국내 RIPBA 도입 로드맵’을 작성하였다. 국내 RIPBA의 정착은 로드맵에 나온 바

와 (1) 정비규정, (2) PSA 표준 및 품질 개선, (3) ROP 도입과 더불어 여러 단계, 중기, 장기적인 업무가 지속적으로 이루어져야만 가능할 것으로 판단된다.



[그림 6] 국내 RIPBA 도입 로드맵

V. 결론

본 보고서에서는 국내외 RIPBA 관련 현황을 살펴보았으며, 이를 바탕으로 국내 RIPBA 활성화 및 정착 방안을 요약·정리하였다. [그림 1]에서 본 바와 같이, 미국에서 RIPBA가 수행된 이후 지난 25년간 나타난 미국 원전의 안전성과 성능 변화는 RIPBA의 효과성을 실증적으로 보여주고 있다고 할 수 있다. 이는 단지 노심손상빈도나 불시정지 횟수의 감소만이 아니라 계획예방정지 기간의 감소, 작업자 방사선 피폭량의 감소 등 다양한 분야에서 나타나고 있다. 특히 RIPBA를 통하여 규제기관과 사업자 모두 안전성에 영향이 큰 사안에 대해 집중할 수 있도록 변화된 것은 의미가 큰 변화로 생각된다.

이에 근거하여 본 연구에서는 국내 규제 체계를 개선하여 규제 효율성을 높일 수 있는 좋은 방안의 하나로 RIPBA를 활성화할 필요가 있다고 판단하였다. 이미 앞서 언급한 바와 같이 미국이 RIPBA를 도입한 이후 많은 나라가 RIPBA의 도입을 천명하였고, 멕시코, 대만, 스페인 등은 이미 ROP 제도를 도입하였다. 일본은 2020년 ROP와 유사한 신검사제도의 운용을 시작하였고, 중국은 정비규정의 시범 적용을 하고 있다. 그러나 어느 나라도 아직 미국 수준의 RIPBA를 하고 있지는 못하고 있는 것으로 보인다.

우리나라도 2000년대 이후 원자력 규제기관이나 산업체가 RIPBA의 도입을 여러 번 천명하였지만, 아직도 이 RIPBA가 국내에 제대로 정착되었다고 말하기는 어려운 상황이다[정수진, 2021]. 국내에서는 현재도 원전의 안전과 관련된 우려와 논란이 계속되고 있다. 국내에 RIPBA를 적극적으로 활용한다면 이와 같은 문제를 과학적이고 합리적으로 해결하는데 도움이 될 수 있을 것으로 생각된다. 예를 들어 국내에 RIPBA가 도입되어 있었다면 원전의 안전성 향상만이 아니라 품질 보증서 위조 문제와 같은 다양한 원전 안전 현안에 대해서도 현안별 리스크 수준에 맞는 적절한 대응이 가능했을 것이다.

본 보고서는 가동 원전의 RIPBA를 중심으로 논의를 진행하였다. 그러나 현재 미국에서 RIPBA 관련 활동이 가장 활발한 분야의 하나는 SMR 등 신형로의 RIPBA 관련이다. NRC는 신형로 인허가와 관련하여서는 10 CFR Part 53과 같이 좀 더 일관성 있는 RIPBA 체계를 도입하려 노력하고 있다[NRC, 2023a]. NEI도 비경수로(Non-Light Water

Reactor) 개발을 위한 RIPB Technology-Inclusive 방법에 대한 연구보고서를 NRC에 제출하는 등 다양한 활동을 하고 있다[NEI, 2019]. 현재 국내에서도 SMR 관련 활동이 활성화 되고 있는 바, 추후에는 미국의 SMR 관련 RIPBA의 현황과 국내 시사점을 파악하기 위한 노력도 필요할 것으로 판단된다.

참고문헌

- A.C. Kadaka et al. (2007) The nuclear industry's transition to risk-informed regulation and operation in the United States, Reliability Engineering and System Safety 92 (2007) 609-618]
- A. Julin (2023), Defence in Depth, Practical Elimination and PSA in Finland, WGRISK 24th Annual Meeting, 2023
- ANS (2021), ANS/ASME Joint Committee on Nuclear Risk Management (8/26/2021)
- Coman, O. & Poghosyan, S. (2018), IAEA Project: Multiunit Probabilistic Safety Assessment, PSAM14, LA, USA
- Chu, Y. (2021), Introduction of Risk-Informed Technology Development in China, Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2021
- CNSC (2022), REGDOC-2.5.2, Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants, <https://nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/regulatory-documents/published/html/regdoc2-5-2/index.cfm#sec4-2-2>
- EPRI (2008), Safety and Operational Benefits of Risk-Informed Initiatives
- EPRI (2013), EPRI Guidelines for PRA Data Analysis
- Fernando Ferrante (2021), Advanced Topics in Risk-Informed Decision-Making and the Use of PRA, Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2021
- IAEA (1996), Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10
- IAEA (2009), Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No. SSG-2
- Jeffery Wood (2023), Advancing the Infrastructure for Using PRA in Decision-Making, RIC 2023
- Kadaka, A.C. (2007), Toshihiro Matsuob, The nuclear industry's transition to risk-informed regulation and operation in the United States, Reliability Engineering and System Safety 92, pp.609-618
- Keller, W. & Modarres, M. (2005), "A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry: a tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen," Reliability Engineering and System Safety 89, pp. 271-285
- NEA (2020), Use and Development of Probabilistic Safety Assessments at Nuclear Facilities, NEA/CSNI/R(2019)10
- NEI (2019), Risk-informed · Performance-based Technology-Inclusive Guidance for Non-Light Water Reactor Licensing Basis Development, Aug. 2019
- NEI (2020), The Nexus between Safety and Operational Performance, Nuclear News,

May, 2020

NNSA (2010), Policy of Technology: Application of Probabilistic Safety Analysis
Technology in Nuclear Safety Field

NRC (1975), Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S.
Commercial Nuclear Power Plants, NUREG-75/014 (WASH-1400)

NRC (1986), Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy
Statement; Republication. 51 FR 30028

NRC (1988), Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities, Generic
Letter No. 88-20, 10 CFR 50.54(f)

NRC (1991) 10CFR50.65 Requirements for monitoring the effectiveness of
maintenance at nuclear power plants

NRC (1995), Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory
Activities: Final Policy Statement

NRC (2000), Risk-Informed Regulation Implementation Plan, SECY-00-062

NRC (2006), Reactor Oversight Process, NUREG-1649, Rev. 4

NRC (2007a), Update on The Improvements to The Risk-Informed Regulation
Implementation Plan, SECY-07-0074

NRC (2007b), Development of A Technology-Neutral Regulatory Framework,
ACSR-2267

NRC (2010), Potential Policy, Licensing, And Key Technical Issues For Small Nuclear
Reactor Designs, SECY-10-0034

NRC (2011), An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed
Decisions on Plant-Specific Changes to the Current Licensing Basis, Regulatory
Guide 1.174, Rev. 2, 2011

NRC (2014), LIC-504, Revision 4 Integrated Risk-Informed Decision-Making Process
for Emergent Issues

NRC (2015), Significance Determination Process, NRC Inspection Manual Chapter 0609

NRC (2016), WASH-1400 The Reactor Safety Study: The Introduction of Risk
Assessment to the Regulation of Nuclear Reactors, NUREG/KM-0010

NRC (2020), Technical Basis for Performance Indicators, NRC Inspection 4 Manual
Chapter 0308 Attachment 1

NRC (2021a), Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection,
[https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/fire-protection/risk-informed-
performance-based.html](https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/fire-protection/risk-informed-performance-based.html)

NRC (2021b), Reliability and Availability Data System: RADS, <https://nrcoe.inl.gov/RADS>

- NRC (2022), 10 CFR § 50.69 Risk-informed categorization and treatment of structures, systems and components for nuclear power reactors
- NRC (2023a), 10 CFR Part 53: Risk-Informed, Technology-Inclusive Regulatory Framework for Advanced Reactors.
<https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/rulemaking-and-guidance/part-53.html>
- NRC (2023b), Risk-informed Activities,
<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/rpp.html>
- NRRC (2017), Nuclear Risk Research Center Brochure
- OECD/NEA (2009), Probabilistic Risk Criteria and Safety Goals
- Siu, N. (2015), Risk-Informed Security: Summary of Three Workshops, INMM/ANS Workshop on Safety-Security Risk-Informed Decision-Making
- Siu, N. (2016), PRA and Risk-Informed Decisionmaking at the NRC: Status and Challenges, PSAM14, Los Angeles, USA
- STUK (2019), Finnish report on nuclear safety Finnish 8th national report as referred to in Article 5 of the Convention on Nuclear Safety, STUK-B 237
- Toyoshi Fuketa (2013), How PSA Results are to be Utilized in New Nuclear Regulation in Japan, PSAM Topical Conference in Tokyo
- Westinghouse (2011), Risk-informed Technical Specifications, Nuclear Services/Engineering Services
- Yang, J.E. (2018), Multi-unit risk assessment of nuclear power plants: Current status and issues. Nuclear Engineering and Technology, 50(8), 1199-1209.
- 과학기술부 (1994), 원자력안전정책성명
- 과학기술부 (2001), 원자력발전소 중대사고 정책(안)
- 김도형 (2021), 국내 리스크정보활용 규제현황, 한국원자력학회 2021 춘계 학술대회
 국내 리스크정보활용 규제현황과 추진 방향 워크숍
- 김동산 외 (2018), Multi-unit Level 1 probabilistic safety assessment: Approaches and their application to a six-unit nuclear power plant site, Nuclear Engineering and Technology Volume 50 Issue 8 / Pages.1217-1233
- 나장환, (2021), RiDM: Safety Improvements of Korean Nuclear Power Plants and Risk Management, First Workshop on Risk-informed decision-making for nuclear power plants, 2021.10.29
- 대한전기협회 (2012), 2012 전력산업기술기준
- 박창규, 하재주 (2003), 확률론적안전성평가, 브레인코리아
- 변충섭 (2021), 안전중요도 기반 의사 결정 체제 구축 추진 현황, 한국원자력학회 2021

춘계 학술대회, '국내 리스크정보활용 규제현황과 추진 방향' 워크숍
 양준언, 황태석, 이창주, 나장환, 김명로 (2016), 국내 원자력시설 위험도평가와 관리
 분야 발전방안 보고서, 한국원자력학회 원자력 열수력 및 안전 분회
 양준언 (2019), 국내 원자력시설 리스크 평가와 관리 분야 발전방안, SDP-RIDM
 Forum(II), 2019.6.8, 대전
 양준언 (2021), 국내 리스크정보활용 의사 결정 활성화 방안, 한국원자력학회 2021
 춘계 학술대회, 국내 리스크정보활용 규제현황과 추진 방향 워크숍
 원자력안전위원회 (2015), 제2차('17~'21년) 원자력안전종합계획
 원자력안전위원회 (2016), 사고관리 범위 및 사고관리능력 평가의 세부기준에 관한
 규정
 원자력안전위원회 (2021), 제3차 원자력안전종합계획안 ('22~' 26)
 원자력안전위원회 (2022), 제3차('22~' 26) 원자력안전종합계획안 '22년도
 세부사업추진계획(안)
 정대욱 (2012), 리스크/성능정보 활용 차등규제 이행프로그램 수립,
 한국원자력안전기술원
 장동주, 심형진 (2020), Development of a regulatory framework for risk-informed
 decision making, Nuclear Engineering and Technology 52, pp. 69~77
 정수진 (2021), 주요국 가동 원전 규제 감독체계 및 국내 추진 방향, 한국원자력학회
 2021 춘계 학술대회, '국내 리스크정보활용 규제현황과 추진 방향' 워크숍
 정우식 (2007), FTREX 해외 판매, 원자력 산업, 3, pp. 49-50
 정원대 (2021), 안전중요도 결정 과정 개발 현황, 한국원자력학회 2021 춘계 학술대회,
 '국내 리스크정보활용 규제현황과 추진 방향' 워크숍
 제무성 외 (2021), Proposal of Multi-Unit Risk Regulation Methodologies Using Site
 Risk Assessment Model, Asian Symposium on Risk Assessment and Management
 2021
 한국원자력안전기술원 (2010), 리스크정보활용 규제(RIR)에 관한 정책보고서, KINS/AR
 -911
 한국원자력안전기술원 (2020), 경수로형 원전 규제지침(중대사고 리스크 평가 분야)
 규제지침 16.9 변경허가신청에서의 리스크정보활용 일반사항
 한국원자력안전기술원 (2021), 안전성능지표,
<https://opis.kins.re.kr/opis?act=KRODA1100R>
 황석원, (2019), 원전 신뢰도 DB 시스템 (PRiNS: Plant Reliability Data Information
 System), 2019 KAERI PSA 및 RIA 교육과정, 한국원자력연구원

부록

부록 A. PSA 표준(PSA Standard)

PSA에는 설계기준사고의 분석 결과, 인간의 오류 확률 분석, 기기 고장 확률 분석, 중대사고 현상, 지진에 의한 기기 취약도 등 매우 다양하고 방대한 정보가 사용된다. PSA는 사용되는 정보와 방법에 따라 PSA 결과의 신뢰성이 크게 변할 수 있다. 또한, 시간의 경과에 따라 원전의 상태가 계속 변하기 때문에 PSA의 품질을 계속 유지하기 위해서는 설계·건설·운영 상태(As-designed, as-built, as-operated)를 반영하여 주기적으로 PSA를 재수행하여야 한다. 따라서 PSA를 수행하여 원전의 리스크를 평가하였다고 해도 과연 그 평가가 적절한 방법, 자료 등을 이용하여 이루어졌는지 객관적 검증을 통하여 PSA 결과(리스크 평가결과)의 신뢰성을 확인해야 한다. 미국 NRC는 [그림 A-1]에 나온 바와 같이 이 문제를 해결하기 위하여 PSA 표준(PRA Standard)을 제정하고 이에 따라 산업체에 적절한 수준의 PSA 품질을 유지하도록 하고 있



Figure 1. NRC general framework for achieving PRA acceptability

[그림 A-1] 미국 NRC의 PSA 품질 확인 체계

다.

미국은 현재 미국 기계학회(American Society of Mechanical Engineers: ASME)와 원자력학회(American Nuclear Society: ANS)가 원자력 리스크 관리에 대해 공동위원회(Joint Committee on Nuclear Risk Management: JCNRM)를 구

성하여 PSA 표준을 개발 및 관리하고 있다[ANS, 2021]. 미국에서 개발되어 활용 중인 PSA 표준은 ‘1단계 PSA 표준’, ‘정지저출력 PSA 표준’, ‘2단계 PSA 표준’, ‘3단계 PSA 표준’, ‘비 경수로 (Non Light Water Reactor) PSA 표준’ 등 여러 개가 있다, 현재는 다수기(Multi-unit) PSA에 대한 PSA 표준도 개발하고 있다.

현재 일본과 중국 모두 미국의 PSA 표준 작성 및 관리 조직인 JCNRM에 일본 국제 실무반(International Working Group)과 중국 국제 실무반을 구성하여 참여하고 있다. JCNRM이 다른 나라의 PSA 표준 개발을 직접 지원하는 것은 아니지만 이와 같은 국제 실무반 활동을 통하여 미국 PSA 표준의 개발 방향 및 근거를 파악하여 자국의 PSA 표준 개발에 활용하고 있다.

국내에서는 한국원자력연구원을 중심으로 표준원전(OPR1000) PSA 모델 품질 개선을 통한 PSA 표준 모델(PRiME) 개발 연구가 수행되었다[양준언 외, 2005]. 또한, 산업체는 후쿠시마 후속 조치의 하나로 전 원전 전출력/정지 저출력 시의 PSA 모델개발을 통해 가동 원전의 PSA 모델 표준화 및 품질 개선을 추진하였다. 아울러, 건설 원전의 경우 운영허가 시 PSA 모델에 대해 국내외 전문가의 독립검토를 수행하여 품질향상을 도모하고 있다.

그러나 현재 국내는 불확실성이 저감된 새로운 PSA 방법을 도입하기보다는 이미 규제기관의 승인을 받은 바 있는 기존의 방법과 모델을 계속 사용하는 경향이 있다. 이런 문제를 해결하기 위해서는 국내 PSA 표준 문제, 동렬 검토(Peer Review) 체계 및 PSA 품질에 대한 규제기관의 정책 결정이 필요한 상황이다.

현재 국내는 PSA 품질과 관련된 활용 가능한 국내 고유의 PSA 표준이 없어 미국의 PSA 표준을 준용하고 있다. 국내도 전력산업기술기준(Korea Electric Power Industry Code: KEPIC)의 하나로 2010년대 초반 미국의 PSA Standard를 기반으로 국내 PSA 표준[대한전기협회, 2012]을 제정하기 위한 노력을 한 바 있으나, 지속적인 미국 PSA Standard의 개정을 적절하게 반영하지 못하고 있는 문제 등으로 인하여 현재는 KEPIC PSA 표준을 실제 국내 PSA 품질 확보에 사용하지 않고 있다. 그러나 미국의 PSA 표준은 국내에 적용할 수 없는 항목도 많으므로 미국 PSA 표준을 그대로 국내에 적용하기에는 문제가 있어 국내도

국내 고유 PSA 표준 개발이 필요하다. 일본이나 중국과 같이 미국의 JCNRM과 연계하여 국내 고유 PSA 표준을 개발하는 것도 국내 PSA 표준의 신뢰성을 높일 수 있는 방안으로 생각된다.

그러나, PSA 표준 개발과 관련된 재원이나 인력을 고려할 때 우리나라가 미국 수준의 PSA 표준을 독자적으로 만드는 것은 불가능한 상황이다. 따라서 우선은 국내 전문가들이 국내 PSA에 적용 불가능한 미국 PSA 표준 요건을 선정하고 이에 대한 대응 방안을 먼저 찾아야 할 것으로 판단된다. 이외 다른 요건은 미국 PSA 표준을 그대로 사용하는 방식으로 국내 고유 PSA 표준이 개발되어야 할 것으로 보인다.

또한, 미국은 NEI가 PSA 표준의 사용을 전제로 한 동렬 검토 지침을 개발하지만, 국내에는 NEI에 상응하는 기관이 없는 상황이므로 국내에서는 동렬 검토 지침도 국내 고유 PSA 표준 개발에 포함되어야 할 것이다. 현재 국내 산업 기준은 KEPIC에 반영하여 개발하도록 되어있지만, 개발되는 국내 PSA 표준의 실제 사용을 위해서는 규제기관의 승인이 필수적이므로 국내 PSA 표준 개발에 규제기관의 적극적 참여가 필요하다. 또한, PSA 표준의 특성상 장기적으로는 한국원자력학회가 미국의 JCNRM과 유사한 조직을 구성하여 PSA 표준을 개발 및 관리하는 방안도 고려해볼 필요가 있다고 생각된다.

그러나 현재와 같이 PSA 결과가 미국과 같이 실제 리스크정보활용규제 및 가동 원전의 운영에 활발히 사용되지 않는 상황에서 산업체에 단순히 PSA 품질을 높이도록 요구하는 것은 실제로 이행되기 쉽지 않은 상황이다. 따라서 PSA 표준의 개발은 국내 RIPBA의 도입과 병행하여 이루어져야만 할 것이다.

참고문헌

- ANS (2021), ANS/ASME Joint Committee on Nuclear Risk Management (8/26/2021)
양준언 외 (2005), 위험도정보활용기술개발, KAERI/RR-2496/2004
NRC (2020), RG1.200 Acceptability of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities
대한전기협회 (2012), 2012 전력산업기술기준

부록 B. 정비규정(Maintenance Rule: MR)

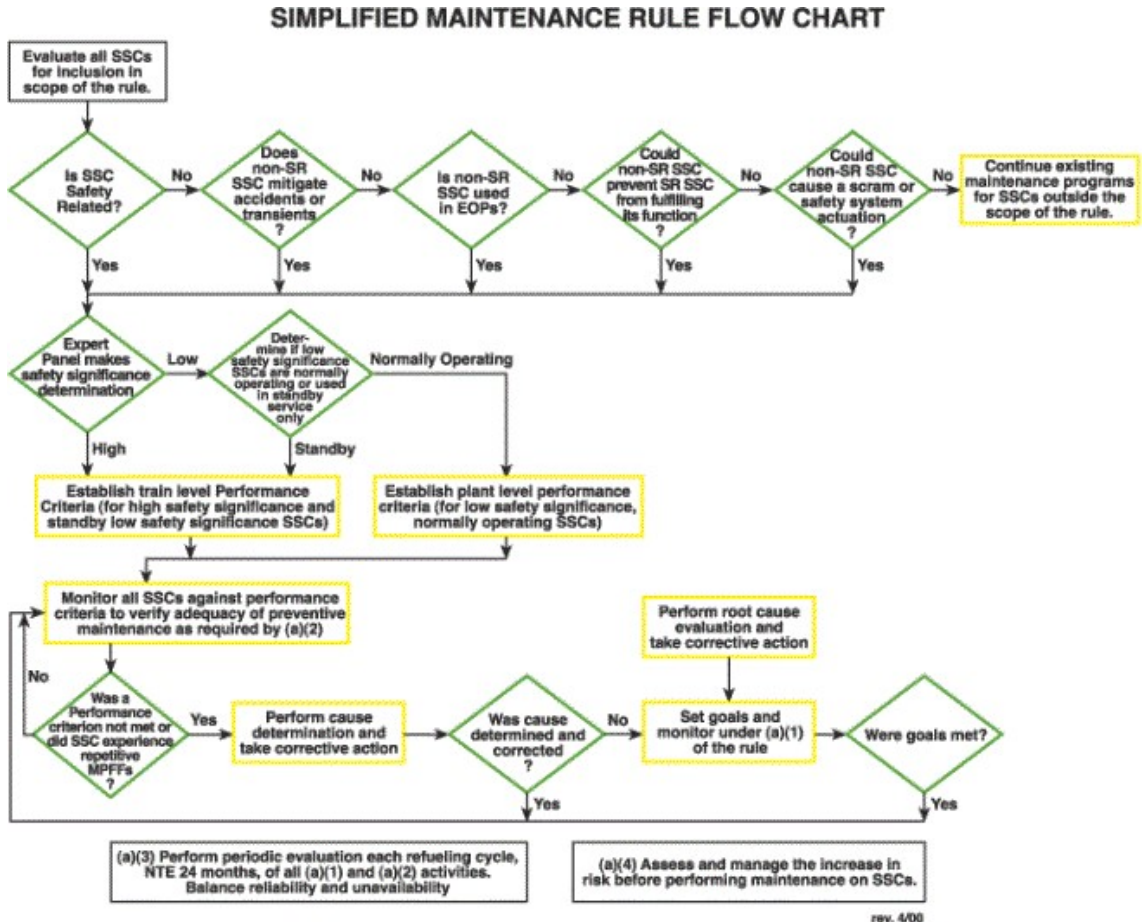
미국은 성능기반규제(Performance-based Regulation)의 하나로 정비규정(Maintenance Rule)을 시행하고 있다. 정비규정의 목적은 원전 구조물, 계통 및 기기(Structure, System & Component: SSC)의 적절한 정비를 통해 원전 안전기능의 수준을 일정 기준 이상으로 유지하기 위한 것이다. 정비규정은 원전에서 이루어지는 정비 행위의 효율성을 감시하여 원자력 사업자가 효율적인 정비를 수행하도록 만드는 조치이다[NRC, 1991]. 정비규정에 따라 정비가 수행되면서 미국 원전의 안전성이 향상되고 불시정지의 수도 줄어들었다.

원전에는 안전을 위한 안전계통이 있고, 발전과 관련된 비안전계통이 있다. 그러나 비안전계통의 고장이 안전계통에 영향을 주어 원전의 불시정지를 유발할 수도 있다. 정비규정은 원자력 사업자가 정비 프로그램의 효율성을 계속 감시하도록 하여 안전 관련 기기의 신뢰도(Reliability), 이용도(Availability), 사용 가능성(Operability)을 향상하고, 이를 통하여 기기의 고장에 의한 불시정지 사건 수를 줄이기 위한 것이다.

정비규정의 기본적 개념은 안전에 중요하다고 선정된 SSC의 목표성능을 설정하고, 이 성능 기준을 만족하도록 정비하는 것이다. 정비규정 적용 프로그램 절차를 간단히 정리하면 다음과 같다[황미정, 김길유, 1999].

- 1) 원전의 여러 SSCs 중 정비규정 적용대상이 되는 SSC를 선정
- 2) 선정된 SSCs가 안전에 중요한(Risk Significant) SSCs인지 여부 판별
- 3) 각 SSCs에 맞는 성능 기준을 선정하고, 이 성능 기준을 만족하도록 정비를 수행
- 4) 만약 특정 SSC의 성능이 관련 성능 기준을 만족하지 못하는 경우, 적절한 시정 활동을 하도록 조치

[그림 B-1]에 정비규정의 의사 결정 절차가 나와 있다[NRC Homepage]. 원전의 여러 SSCs 중 정비규정 적용대상이 되는 SSC를 선정하는 작업에는 PSA 결과를 활용한다. 그러나 원전에는 PSA 모델에 포함되지 않는 계통도 많이 있으므로 이런 계통에 대해서는 전문가 그룹이 정비규정의 적용대상이 되는 SSC를 선정한다. 전문가 그룹은 정비규정 적용대상의 선정과 더불어 선정된 SSC의 성능 기준을 결정하는 데에도 관여한다.



[그림 B-1] 미국 정비규정의 의사 결정 체계

미국 NRC는 1991년 7월 10일 정비규정[NRC, 1991]을 발표하였으며, 산업체에서는 NUMARC (Nuclear Management and Resource Council)¹⁵⁾을 중심으로 정비규정 이행 지침인 NUMARC 93-01을 1993년 발표하였다[NEI, 1993]. NRC는 NUMARC 93-01을 승인하는 규제지침인 Reg. Guide 1.160 [NRC, 1995a]을 발표하였고 9개 원전에 시범적으로 정비규정을 적용하였다. 그리고 1996년 7월 10일을 기해 정비규정을 미국 내 모든 원전에 적용하도록 하였다[NRC, 1995b]. 2019년도에 미국의 산업체가 발표한 바에 따르면 1990년대 초 연간 200여 회에 달하던 원전의 전체 불시정지 횟수가 계속 감소하여 2010년대에 들어서는 연간 약 50회로 낮아졌다[NEI ,

15) 현재는 NUMARC의 명칭이 NEI (Nuclear Energy Institute)로 변경되었다.

2020]. 국내에서는 정비규정을 영광 3·4호기 비상디젤발전기에 적용한 사례가 있었고[김길유 외, 1998], 이후 2000년대 후반 규제기관과 산업체도 정비규정의 국내도입을 시도한 적은 있으나 결국 법적 체계로 정착되지는 못하였다,

미국에서 정비규정이 도입된 초기에는 리스크 평가·관리 분야와 연계가 되어있지 않았으나, 곧 정비규정의 적용대상이 되는 SSC를 선정하고, 선정된 SSCs가 안전에 중요한 SSCs인지를 판별하는 작업 및 성능 기준의 선정에 PSA 결과를 활용하기 시작하였다. 이를 통하여 정비규정은 미국 NRC나 산업체 인력이 리스크 관련 기술 및 컴퓨터 프로그램에 익숙해지는 계기가 되었다,

현재 우리나라 산업체는 사업자의 자발적 안전성 향상 조치의 하나로 정비규정을 자체적으로 운영하고 있다. 즉, 원전 안전에 중요한 SSC의 선정, 성능 기준의 설정 등을 통하여 정비 효과성을 점검하고 있다. 그러나 국내에서는 아직 정비규정이 법적 요건이 아니므로 성능 기준을 맞추지 못한다고 추가적인 규제 조치가 취해지는 것은 아니다.

정비규정은 미국의 사례에서 보듯이 기존 규제·운전 체계를 크게 변경시키지 않고도 도입이 가능한 제도이다. 이미 우리나라에서도 시범 적용이 된 바 있어 기술적으로도 제도 도입에 큰 문제가 없다. 특히 정비규정이 중요한 이유는 이를 통하여 규제기관이나 산업체 인력이 리스크·성능 개념을 실제 업무에 사용하면서 이와 관련된 기술을 익히는 기회를 제공할 수 있고, 아울러 미국의 사례와 같이 이를 통한 RIPBA에 대한 수용성 향상 효과도 기대할 수 있기 때문이다.

참고문헌

- NEI (1993), Nuclear Management and Resource Council, NUMARC 93-01, “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, Rev.1”, 1993. 5
- NEI (2020), The Nexus between Safety and Operational Performance, Nuclear News, May, 2020 . (2020) The Nexus between Safety and Operational Performance, Nuclear News, May, 2020
- NRC (1991), CFR 50.65, “Requirement for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”, 1991.7
- NRC (1995a), Regulatory Guide 1.160, “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, Rev. 1”, 1995

NRC (1995b), NUREG-1526, "Lessons Learned from Early Implementation of Maintenance Rule at Nine Nuclear Power Plants," 1995.6

NRC Homepage, Maintenance Rule Flow Chart,

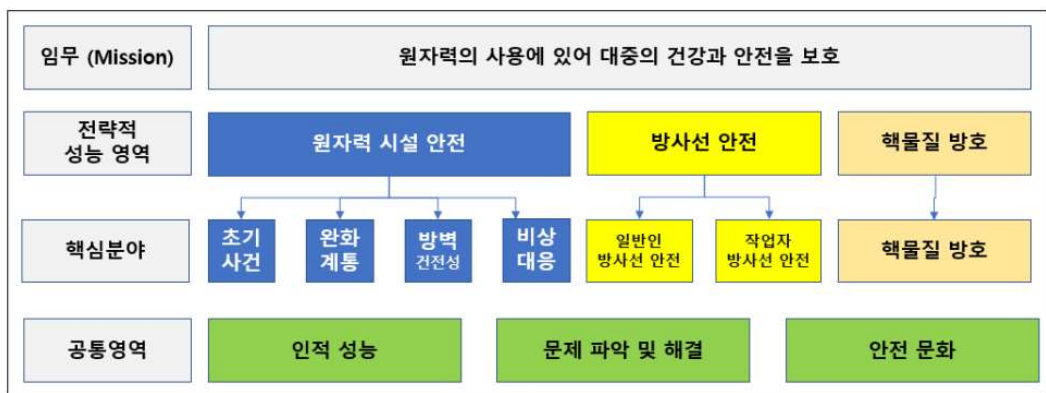
<https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/maintenance-effectiveness/regulations-guidance.html>

김길유, 김태운, 진영호, 홍승열 (1998), '정비규정의 국내 원전 적용 첫 타당성 연구', 한국원자력학회, '98 춘계학술발표회, 1998, 10

황미정, 김길유 (1999), '정비규정 프로그램 연구, 1999 춘계학술발표회 논문집, 한국원자력학회

부록 C. 원자로 감시절차(Reactor Oversight Process: ROP)

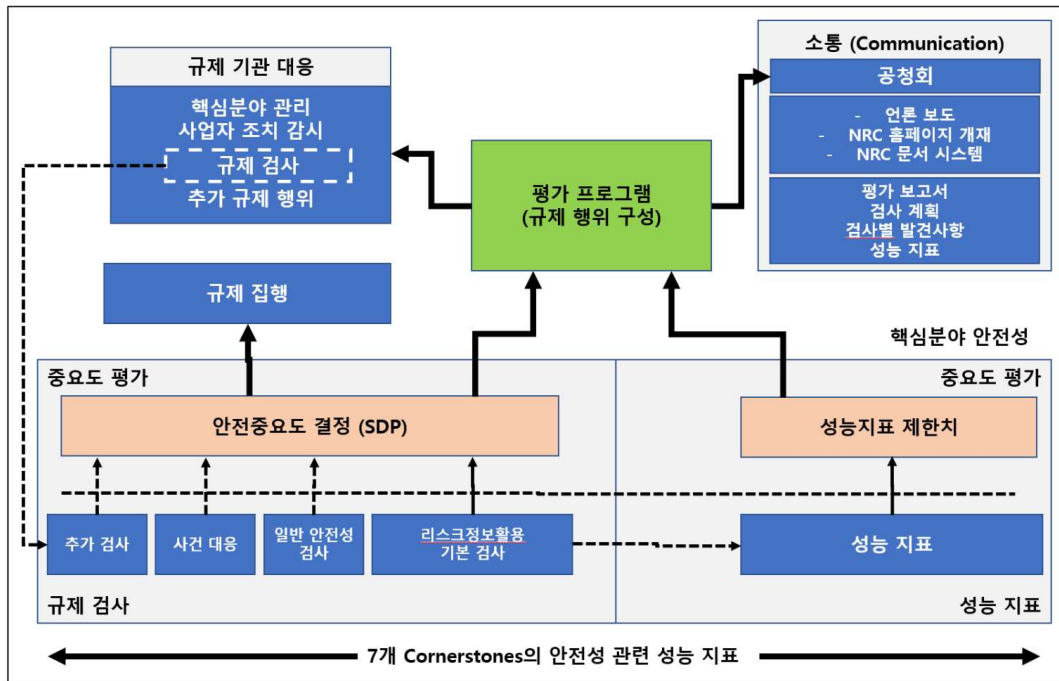
[그림 C-1]에 나온 바와 같이 원자로 감시절차(ROP)는 현재 미국 원자력 규제 체계의 가장 근간이 되는 제도이다[NRC, 2006]. ROP는 원전 규제 활동에 리스크 정보 및 성능 실적을 반영하여 효과적인 규제를 추구하고 규제자원 활용의 효율성을 높이기 위해 시행되는 규제 감시절차로, 초기의 시범이행을 거쳐 2000년부터 가동 중 원전에 대해 시행되고 있다. 그 주요 내용은 [그림 C-2]에 나와 있듯이 크게 성능 지표(Performance Indicator)의 확인과 규제 검사계획의 시행으로 구성된다. 검사계획은 모든 원전에 대해 안전성능 수준과 무관하게 시행되는 리스크정보 활용 기본검사와 필요할 때 추가 시행되는 추가검사로 구분된다.



[그림 C-1] 미국의 ROP 구성

우선 리스크정보활용 기본검사를 시행하여 발견된 문제점들에 대해서 [그림 C-3]의 안전중요도 평가 절차(Significance Determination Process: SDP)를 거쳐 <표 C-1>의 기준에 따라 색깔을 녹색, 흰색, 노란색 및 빨간색으로 부여한다. 성능 지표는 7개 핵심 분야 각각에 대해 그 분야의 성능을 대표하는 성능 지표들로 구성된다, 규제기관은 분기별로 각 지표의 성능을 평가하고 그 결과를 미리 설정된 성능경계치와 비교하여 성능 수준에 따라 앞서 기술한 바와 마찬가지로 지표별로 색깔을 부여한다. 그 후 성능 지표와 리스크정보활용 기본검사에서 도출되는 각 색깔과 분야별 분포를 종합적으로 평가해서 추가검사 및

운전정지를 포함한 규제 차등화 조치를 결정한다.



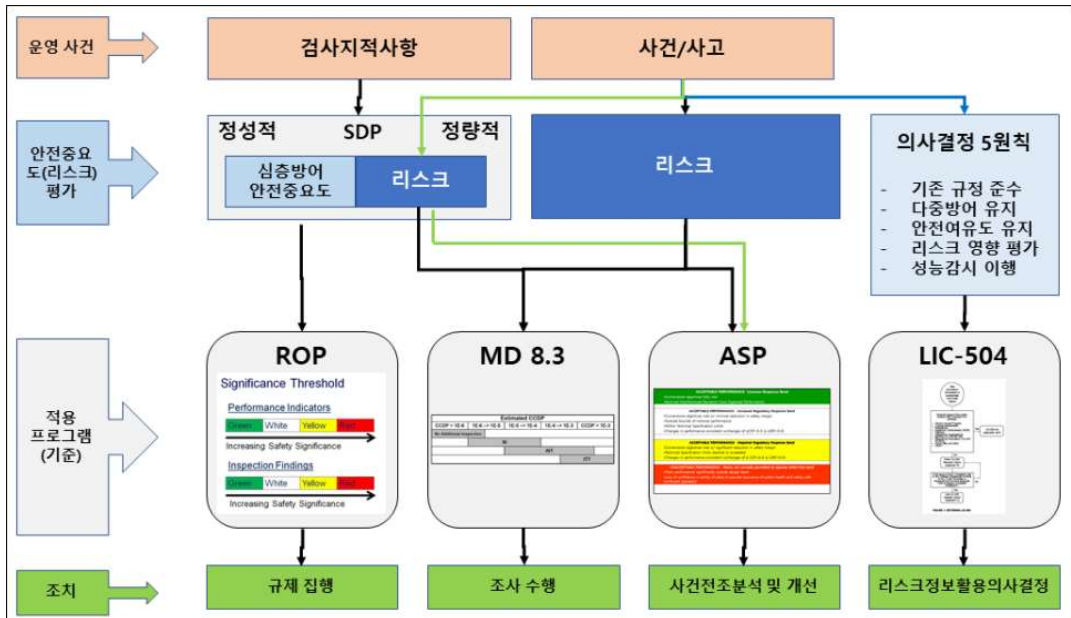
[그림 C-2] ROP 운영 체계

<표 C-1> 성능감시 평가 기준

안전등급	정량적/정성적 기준
<div style="background-color: red; width: 20px; height: 20px; display: inline-block; margin-right: 5px;"></div> 빨간색 (Red) 높은 안전중요도	(정량적) $\Delta CDF^{16)} > 10^{-4}$, $\Delta LERF > 10^{-5}$ (정성적) 설계기준을 벗어나는 성능
<div style="background-color: yellow; width: 20px; height: 20px; display: inline-block; margin-right: 5px;"></div> 노란색 (Yellow) 상당한 안전중요도	(정량적) $10^{-4} \geq \Delta CDF > 10^{-5}$, $10^{-5} \geq \Delta LERF > 10^{-6}$ (정성적) 안전 여유도가 상당히 감소
<div style="background-color: white; width: 20px; height: 20px; display: inline-block; margin-right: 5px; border: 1px solid black;"></div> 흰색 (White) 낮은~보통 안전중요도	(정량적) $10^{-5} \geq \Delta CDF > 10^{-6}$, $10^{-6} \geq \Delta LERF > 10^{-7}$ (정성적) 정상 성능 범위를 벗어남
<div style="background-color: green; width: 20px; height: 20px; display: inline-block; margin-right: 5px;"></div> 녹색 (Green) 매우 낮은 안전중요도	(정량적) $10^{-6} \geq \Delta CDF$, $10^{-7} \geq \Delta LERF$ (정성적) 발전소 허용수준 만족

[Siu, 2016; 정원대, 2021]

ROP를 통해 모든 원전은 5단계의 안전성능 등급으로 구분된다. NRC는 그



[그림 C-3] SDP 운영 체계

중 성능 실적이 떨어지는 원전에 대해 NRC 지역사무소와 본부의 규제 활동을 강화한다. 따라서 NRC는 각 원전의 안전성 취약 부분에 대해 규제 활동을 집중할 수 있게 되었다.

즉, 여러 원전에서 동일하거나 유사한 현안들이 계속 발생할 경우, 그 중요도를 평가하여 공통현안 해결을 할 수 있게 되었다. 효율성 제고 측면에서도, 주재검사원의 업무가 안전성 중요도 및 성능 실적을 고려하여 수행되므로 안전성과 연관성이 작은 분야에 대한 규제업무가 많이 감소하였으며, 그 결과 다수의 주재검사원을 지역사무소로 배치하여, 더욱 전문적인 업무를 수행하게 하였다.

한편 이 제도가 갖는 여러 가지 장점에도 불구하고 이행 과정에서 몇 가지 문제점이 발견되어 지속적인 보완을 하고 있다. 주요 보완 사항은 원전의 안전성 확보에 필수적이고 가장 핵심적인 역할을 담당하는 안전계통에 대한 성능 지표 및 검사계획에 대한 보완이었다. 구체적으로 NRC는 우선 안전계통의 성

16) 일반적으로 ΔCDF 는 원전에 어떤 변화가 발생하기 전과 후의 CDF 평가 값의 차이로 구해진다. $\Delta LERF$ 도 동일한 개념으로 구해진다.

능 지표 중에서 초기 사건 및 사고완화계통과 관련된 주요 안전계통의 성능 지표들을 보다 세분화하였다.

그리고 기존 주재검사원 위주의 기본검사 수행의 기술적 문제를 보완하기 위하여 주요 안전계통들을 대상으로 NRC 본부에서 2년마다 특별검사팀을 파견하여 수행하는 기기 설계기준 검사(Component Design Base Inspection: CDBI) 프로그램을 포함하여 리스크정보활용 기본검사계획을 수립하였다. 이 검사프로그램은 운영 현황은 물론 설계내용, 설계변경사항, 운전 경험 반영 및 비상운전절차 등에 대해 심층적인 검사를 수행하는 것이다.

현재 국내도 한국원자력안전기술원이 성능 지표를 감시하고, 이를 기관 홈페이지에 게시하고 있다[한국원자력안전기술원, 2021]. 그러나 이 성능 지표의 평가결과가 규제 행위와 직접 연계되어 있지는 않다. 현재의 국내 규제 환경을 고려할 때 단기간에 미국과 같은 ROP를 일괄적으로 도입하기는 어려운 상황이므로 만약 국내에 ROP와 같은 제도를 도입하고자 한다면, 장기적인 계획과 이행이 필요하다. 따라서 ROP 제도도 안전중요도 평가 절차(SDP)와 같은 ROP의 핵심 부분부터 차례로 도입·운영을 하는 것이 한가지 방안이 될 수 있다. 이와 같은 측면에서는 우선 단기적으로 도입이 쉽고 활용성이 높은 안전중요도 평가 절차(SDP)와 사고전조분석(Accident Sequence Precursor: ASP) 등을 도입하는 것이 효과적일 것으로 판단된다. 우리나라도 2020년에 개정된 원자력안전위원회고시 제2020-03호(원자력이용시설의 사고·고장 발생 시 보고·공개 규정)를 통해 이미 미국의 ASP와 유사한 제도가 시행되고 있으므로, 추가적으로 SDP 제도의 도입을 우선 추진하는 것이 좋을 것으로 판단된다. 아울러 만약 RIPBA 이행 전략이 수립되면 SDP 등을 어떻게 실제 국내에 적용할 것인지에 대해서는 참고문헌[장동주, 2020]과 같이 각 세부 제도의 국내도입 방안에 대한 개별적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

참고문헌

- NRC (2006), Reactor Oversight Process, NUREG-1649, Rev. 4
- Siu, N. (2016), PRA and Risk-Informed Decision-making at the NRC: Status and Challenges, PSAM14, Los Angeles, USA
- 변충섭 (2021), 안전중요도 기반 의사 결정 체제 구축 추진 현황, 한국원자력학회 2021

준계 학술대회, '국내 리스크정보활용 규제현황과 추진 방향' 워크숍
장동주, 심형진 (2020), Development of a regulatory framework for risk-informed
decision making, Nuclear Engineering and Technology 52, pp. 69~77
한국원자력안전기술원 (2021), 안전성능지표,
<https://opis.kins.re.kr/opis?act=KRODA1100R>