Journal of RADIATION INDUSTRY

Vol. 18, No. 4, pp. 343-355, 2024
https://doi.org/10.23042/radin.2024.18.4.343

Original article

국외 원자력발전소 해체 안전성 평가 방법론 분석

한창희[1] · 손건우[1] · 이정우[1] · 김광표[1,*]

[1]경희대학교 원자력공학과

Analysis of the Methodologies for Safety Assessment of Decommissioning a Foreign Nuclear Power Plant

Chang Hee Han[1], Geon Woo Son[1], Jeong Woo Lee[1], and Kwang Pyo Kim[1,*]

[1]Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, 1732 Deokyoungdae-ro, Giheung-gu, Yongin-si, Gyeonggi-do 17104, Republic of Korea

ABSTRACT Following the permanent shutdown of Kori Unit 1 in 2017 and Wolseong Unit 1 in 2019, a total of 10 nuclear power plants are expected to reach the end of their design life by 2030. As a result, the demand for nuclear power plant decommissioning is anticipated to increase, and the domestic nuclear decommissioning industry is expected to gradually expand. However, due to the lack of experience in decommissioning commercial nuclear power plants in Korea, there is currently a shortage of the expertise and technology needed for safety assessments, which is essential for decommissioning planning. Therefore, it is necessary to establish a safety assessment methodology that can be applied to the domestic decommissioning industry by investigating and analyzing international cases to gather foundational data. The purpose of this study is to investigate and compare decommissioning safety assessment methodologies used in international cases. For this purpose, safety assessment methodologies proposed by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) were examined. Additionally, decommissioning documents such as the decommissioning experience report for SONGS Unit 1 in the U.S. and the decommissioning plans for Trojan and Shoreham nuclear power plants were analyzed. Then, each case was compared and analyzed in terms of decommissioning safety assessment procedures and risk analysis methods. The analysis of the IAEA's decommissioning safety assessment methodology show that it follows a systematic and complementary process that reflects essential considerations. The NRC's methodology is similar to that of the IAEA but differs in the approach to risk identification and the application of the graded approach. In the case of SONGS Unit 1 in the U.S., risks associated with decommissioning activities were identified based on prior decommissioning cases. A preliminary assessment was then conducted to quantitatively determine the risk levels of each decommissioning activity. Safety measures were subsequently established based on the risk levels, completing the safety assessment process. For the Trojan and Shoreham nuclear power plants, site and facility characterization was performed, and proportional safety measures were implemented. Additionally, high-risk scenarios were analyzed to ensure the safety of decommissioning activities. All analyzed safety assessment methodologies shared common features such as risk identification, analysis, and the application of the graded approach in safety measures. However, there were some differences in risk identification and analysis methods, as well as in the techniques used for establishing safety measures. The results of this study can serve as foundational data for developing safety assessment methodologies for future decommissioning plans.

Key words: Decommissioning of Nuclear Power Plant, Safety Assessment, Graded Approach, Risk Identification and Analysis, Safety Measures

ISSN 1976-2402 **http://www.ksri.kr/**

Copyright© 2024 by Korean Society of Radiation Industry

***Corresponding author:** Kwang Pyo Kim
Tel: +82-31-201-2560, Fax: +82-31-273-3592, E-mail: kpkim@khu.ac.kr

Received 14 October 2024 **Revised** 8 December 2024 **Accepted** 23 December 2024

1. 서 론

원자력시설의 해체란 영구정지된 원자력시설의 부지를 철거하거나 제염작업을 통해 원자력안전법의 적용대상에서 배제하기 위한 모든 활동을 의미한다[1]. 국내 원자력안전법에서는 해체 계획 수립 시 사업자는 해체 안전성 평가를 포함한 최종해체계획서를 원자력안전위원회에 제출해야 함을 명시하고 있다[2,3]. 해체 안전성 평가란 해체 활동 중 작업자 및 일반인에 대해 정상 작업 및 비정상 사건 발생 시 위험을 식별하고 분석하여 이에 대한 안전관리조치를 마련한 후 계획된 해체 활동이 안전함을 입증하는 절차이다[4,5].

국제원자력기구(IAEA, International Atomic Energy Agency)에서는 해체 안전성 평가 시 고려해야 할 사항과 방법론에 대한 지침을 제시한 바 있다[4,5]. 그리고 해당 기관에서는 해체 시 충족해야 할 일반적인 안전 기준과 안전 조치 마련 방법을 제시하였다[6,7]. 경제협력개발기구 산하 원자력기구(OECD/NEA, Nuclear Energy Agency)와 미국원자력규제위원회(NRC, Nuclear Regulatory Commission)에서도 해체 안전성 평가 방법론 및 이에 활용되는 기술과 안전 지침을 제시한 바 있다[8-12]. 국내에서는 신현근 등이 해체 안전성 평가 필수 고려사항인 차등접근법을 평가에 적용하는 방법에 대해 연구를 수행한 바 있다[13]. 또한 정관성 등은 차등접근법의 일환으로 해체 안전성 평가의 단계 중 하나인 위해도 평가 및 분석에서의 위험 매트릭스 평가 방법론에 대한 연구를 수행하였다[14].

현재 국내에서는 고리 1호기와 월성 1호기 영구정지에 이어 설계수명이 만료된 원전이 점차 증가할 전망이다. 이에 따라 원전 해체 인허가를 위한 해체 계획 수립 시 대상원전별로 해체 안전성 평가가 필요할 것으로 예상된다. 또한 NRC와 OECD/NEA에서도 해체 인허가를 위한 문서 작성 시 해체 안전성 평가를 필수적으로 포함해야 함을 명시하고 있다[8-12,18-22]. 그러나 현재 국내에서는 상업용 원전 해체 경험이 부족하여 안전성 평가와 관련된 경험 및 기술이 확립되지 않은 실정이다. 기존 연구에서도 해체 안전성 평가 중 위험도 평가 및 분석에만 집중하였기 때문에 해체 안전성 평가 국내 적용 및 활용방안에 대한 연구가 필요한 상황이다[13-14].

본 연구의 목적은 국외 해체 안전성 평가 방법론 분석을 통한 안전성 평가 필수사항 도출 및 국내 해체 안전성 평가 활용방안 분석이다. 이를 위해 IAEA와 NRC에서 제시하고 있는 해체 안전성 평가 방법론을 분석하였다. 그리고 미국의 SONGS 1호기 해체 경험 보고서, Trojan, Shoreham 원전의 해체 계획서를 분석하였다. 이후 해체 안전성 평가 방법론 간 비교분석을 수행하였으며, 안전성 평가 필수사항 및 활용방안을 도출하였다.

2. 재료 및 방법

2.1. 국외 원전 해체 안전성 평가 지침 분석

본 연구에서는 IAEA와 NRC에서 제시하는 해체 안전성 평가 지침을 조사하여 안전성 평가 방법론을 분석하였다[4-5, 8-9]. 현재 국내에서는 원전 해체 안전성 평가 방법론에 대한 지침 등을 제공하고 있지 않다. 반면 IAEA 및 NRC에서는 원자력 이용시설의 해체를 계획하는 사업자 및 기술자가 활용할 수 있는 안전성 평가 지침을 제시하고 있다. 따라서 국내 안전성 평가 개발 시 먼저 국제기구에서 제시하는 안전성 평가 방법론을 검토할 필요가 있다. IAEA에서는 해체 계획 수립 시 안전성 평가를 수립하기 위한 체계적인 방법론을 제시하였다. 또한 IAEA SRS-77에서는 참조원전 해체에 대해 안전성 평가를 수행한 DeSa 프로젝트의 결과물을 종합하여 해체 안전성 평가 방법론을 제시하였다. DeSa 프로젝트의 경험을 바탕으로, 해체 안전성 평가 수행 절차에서는 각 절차별로 수행해야 하는 사항에 대한 지침을 마련하고 있다[4].

NRC에서는 NUREG-0586을 통해 원자력시설 해체 시 환경영향평가 방법론에 대한 지침을 제시하였다[8,9]. 이때 환경영향평가에는 작업자 및 일반인에 대한 정상 해체 시 방사선·비방사선학적 영향, 방사선학적 사고에 대한 영향을 다루고 있다. 안전성 평가는 해체 중 발생 가능한 위험, 즉 앞서 언급된 영향들에 대한 위험을 분석하고 평가하는 일련의 절차이다. 따라서 NUREG-0586의 환경영향평가 방법론 역시 해체 안전성 평가 방법론 활용방안 분석을 위한 참고자료로써 활용할 수 있다. 해당 문헌에서는 안전성 평가 방법론 및 평가 지침과 참조 원전을 대상으로 한 안전성 평가 수행 사례를 제시하고 있다. 따라서 본 연구에서는 NUREG-0586의 본문, 보충자료 및 부록에서 제시하는 해체 안전성 평가 방법론 조사를 통해 안전성 평가 시 위해요소 식별 및 위험 분석 방법론에 대한 사항을 분석하였다.

2.2. 미국 원전 해체 경험 보고서 및 해체계획서 분석

국외에서는 이미 수 차례 상업용 원전의 해체가 이루어진 바 있다. 그 중에서도 다수의 해체 경험을 보유하고 있는 미국의 원전 해체 사례를 조사하였다. 본 연구에서는 SONGS 1호기 해체 경험 보고서와 Trojan, Shoreham 원전 해체 계획서에서 제시하는 해체 안전성 평가 방법론을 조사하였다[15-17]. SONGS 1호기의 노형은 경수로이며, 즉시해체 전략을 채택하였다. 그리고 부지 내 여러 호기가 운영 중인 상황에서 1호기의 해체가 수행되었다. Trojan 원전은 가압경수로형 원전으로, 즉시해체 전략을 따라 해체가 수행되었다. 국내 고리 1호기 역시 즉시해체 전략을 채택한 가압경수로이며, 다수 호기가 운영중인 상황에서 1개 호

기만 해체가 진행될 예정이기 때문에 해당 해체 사례는 국내 해체 환경과 유사할 것으로 판단된다. Shoreham 원전은 비등경수로형 원전이지만 즉시해체 전략을 취하였고 사고 분석을 집중적으로 수행하였다. 국내 원자력안전법 최종해체계획서 작성지침에서는 안전성 평가 내에 비정상사건, 즉 사고 분석에 대한 내용을 포함할 것을 권고하고 있다[3]. 따라서 Shoreham 해체계획서는 참고자료로 활용하기 적절할 것으로 예상된다. 이에 따라 본 연구에서는 이 중 해체 안전성 평가에 활용할 수 있는 사항들인 안전성 평가 체계, 설비 현황 및 해체 활동, 위해요소 식별 및 위험 분석과 안전관리조치에 대한 사항들을 조사하였다. 최종적으로 실제 원전 해체 사례인 미국 원전들을 대상으로 해체 안전성 평가 방법론을 분석하였고, IAEA와 NRC의 해체 안전성 평가 방법론과 비교분석을 수행하였다. 그리고 국내 해체 안전성 평가 방법론 활용방안에 대한 분석을 수행하였다.

3. 결 과

본 연구에서는 국외 원자력발전소 해체 안전성 평가 방법론을 조사 및 분석하였다. 이를 위해 IAEA와 NRC에서 제시하고 있는 해체 안전성 평가 방법론을 분석하였다. 그리고 SONGS 1호기 해체 경험 보고서와 Trojan, Shoreham 해체계획서 안전성 평가 방법론을 분석하였다.

3.1. 국외 원전 해체 안전성 평가 지침 분석

3.1.1. IAEA 해체 안전성 평가 방법론

Table 1에 IAEA WS-G-5.2에서 제시하는 해체 안전성 평가 고려사항을 나타내었다. 해당 문헌에서는 차등접근법, 위해요소 식별과 같이 원자력시설의 해체 안전성 평가 방법론 수립 시 고려해야 할 사항들을 제시하고 있다[5]. IAEA에서는 신뢰성 있고 체계적인 안전성 평가를 위해서는 해당 고려사항들을 포함해야 함을 권고하였다. 특히 해체 안전성 평가의 대상이 되는 해체 활동의 범위가 다양하기 때문에 안전성 평가 수립 시 차등접근법을 적용해야 함을 강조하고 있다. 즉 해체 안전성 평가의 범위 및 세부 수준, 안전 조치 사항 등과 같은 안전성 평가의 수준은 식별된 위험의 유형과 위험으로 인한 잠재적 결과에 비례하여야 한다고 명시하였다[5]. 이때 잠재적 위험 영향이 클 것으로 예상되는 위해요소에 대해서는 상세한 안전성 평가와 안전 조치를

Table 1. Main considerations for decommissioning safety assessment as presented in IAEA WS-G-5.2

Consideration	Contents	Objective
Graded approach	Different levels of safety assessment are performed based on the severity of the risk, hazards, etc.	Different levels of safety assessments are performed based on the level of risk or purpose of the assessment, to balance the resources and effort expended on the safety assessment.
Hazard	Select hazards for employees and residents considering factors inside and outside the facility	Proactively identify early events that may occur due to decommissioning and other activities.
Defense in depth	Establishing an in-depth defense system to prevent serious damage from occurring under any circumstances	Minimize the impact on the public and the environment in the event of an accident.
Safety function	Consideration of the adequacy of existing safety functions when decommissioning	Identify facilities associated with safety functions during normal and abnormal situations and ensure that they function properly.
Optimization	Establishing an assessment system to minimize the level of exposure to workers and residents as reasonably as possible	Evaluate whether the planned decommissioning strategy reasonably minimizes exposures to workers and the public and achieves the maximum safety benefit.
Material management	Establish a classification, storage, and disposal plan for radioactive and non-radioactive materials generated on site	Consider generated material management, as byproducts from decommissioning activities may impact workers and the public.
Uncertainties	Establish an assessment system that considers uncertainties in decommissioning techniques, facility characteristics, etc.	Uncertainties exist for things such as radiological information obtained from facility characterization, and this uncertainty can have a significant impact on safety.
Management system	Establish a management system for developing, reviewing, and approving decommissioning safety assessment procedures	Establish a system for the development, review, and internal approval of the safety assessment.
Staffing and training for decommissioning	Conduct training programs to minimize the risk of human error	Address the ever-changing conditions during decommissioning operations.

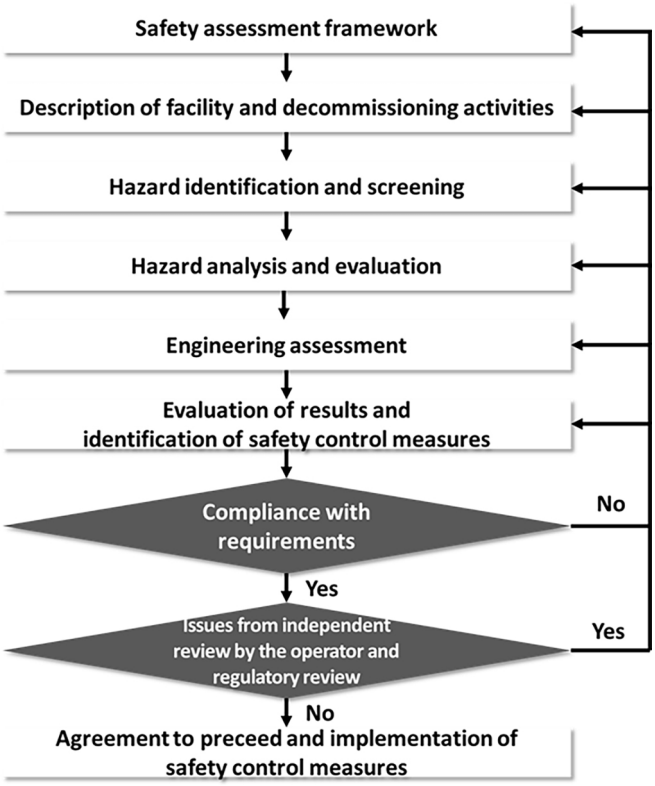

Fig. 1. Procedures for performing safety assessments

마련해야 한다. 반면 잠재적 위험 영향이 낮을 것으로 예상되는 위해요소에 대해서는 안전성 평가나 안전 조치 마련이 필요하지 않을 수 있다.

Fig. 1에 7단계로 구성되는 IAEA의 해체 안전성 평가 수행 절차를 나타내었다. 해당 해체 안전성 평가 방법론에서는 해체 안전성 평가 수립을 위한 계획, 개발 및 검토 방법과 안전성 평가 수행 절차에 대하여 제시하고 있다[4]. 이때 요구사항 준수 여부 판단이나 규제검토 단계에서 요건을 만족하지 못하면 이전 절차를 재수행하는 상호 보완적인 형태로 평가가 진행된다. 해체 안전성 평가 체계 구축 단계에서는 안전과 관련된 요건 및 기준을 명시하고 안전성 평가에 대한 개요를 제시한다. 시설 및 해체 활동 명확화 단계에서는 안전성 평가 대상의 정보와 해체 전략 및 기술을 명시한다. 위해요소 식별 및 선정 단계에서는 체크리스트, HAZOP 등의 방법을 활용하여 정상 해체 작업 및 사고 시 발생 가능한 위험을 식별한다. 그리고 위험의 발생 빈도와 영향에 따라 위험을 4단계로 등급화한다. 위험도 분석 단계에서는 식별된 위험에 대해 보수적인 평가 모델을 이용하여 작업자와 일반인에 대한 위험을 분석한다. 안전성 평가 공학적 설계 및 분석 단계에서는 안전 관련 구조, 계통 및 설비의 안전기능을 평가하고, 그 기능에 따라 등급별로 분류한다. 그리고 앞서 등급화한 위험 수준에 비례하여 이를 할당한다. 분석 결과 평가 및 안전 조치 식별 단계에서는 안전성 평가의 결과로써 제안된 해체 활동이 규제요건을 준수함을 입증하고 위험을 감소시킬 수 있는 적절한 안전 조치를 결정한다. 운영자의 결과 독립 검토 및 규제 검토를 위한 문제 확인 단계에서는 안전성 평가 결과가 관련 기준을 초과하지 않는지, 안전성 평가가 제안된 해체 작업 범위에서 시행되었는지에 대해 평가한다.

Table 2에 IAEA에서 명시하고 있는 위험 등급에 따른 안전 조치 사항 및 안전성 평가 수준 결정 방법을 정리하여 나타내었다. 해체 안전성 평가의 대상이 되는 해체 활동은 다양한 작업으로 구성되어 있다. 그렇기 때문에 각 작업마다 투입되는 인력 및 자원이나 해체 활동의 위험도 등이 상이하다. 이때 모든 해체 활동에 대해 동일한 수준의 안전성 평가를 진행하는 것은 비용 및 자원 투입 측면에서 효율적이지 않다. 해체 안전성 평가에서의 차등접근이란, 각 작업의 위험 수준과 안전성 평가의 수준이 비례하여 증가하는 것을 의미한다. 따라서 위험 수준에 따라 안전성 평가 수준을 달리하여 효율적으로 자원을 투입해야 할 필요가 있다. 이를 위해 위해요소 식별 및 선정 단계에서 등급화한

Table 2. Safety control measures based on the risk classification and how to determine the safety assessment level

Risk Class	Main impact range	Safety control measures contents	Safety assessment level
Class I	On-site and off-site	Engineering safety control Administrative safety control	For events with a high marginal radiation impact assessment, a detailed safety assessment should be performed regardless of the frequency of occurrence; probabilistic analysis of accident scenarios should be performed
Class II	On-site	Engineering safety control Administrative safety control	Safety assessment required
Class III	Localized facilities	Managing operator safety program	Preliminary safety assessment is sufficient
Class IV	Working strings	No action required	Not required

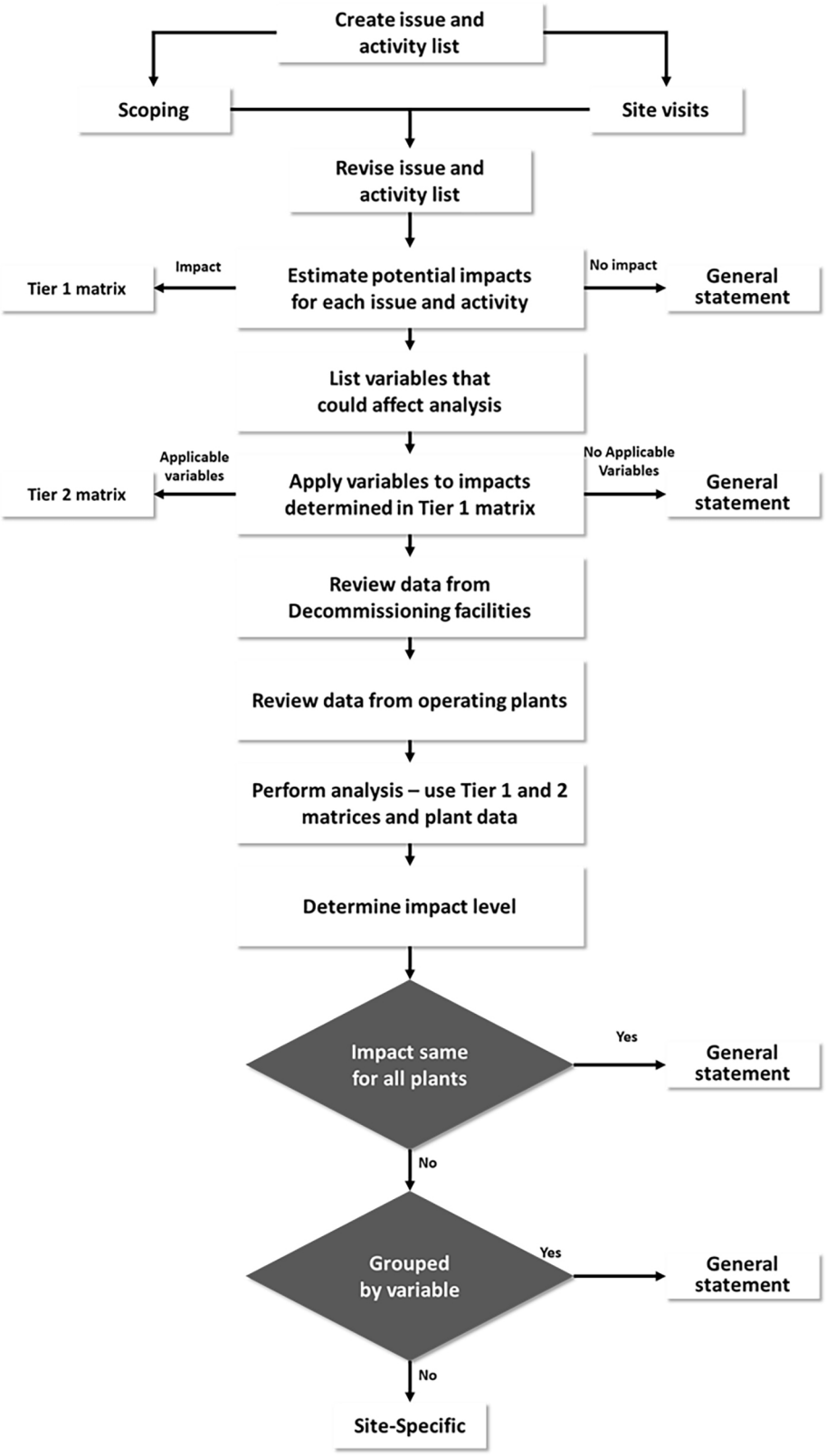

Fig. 2. Environmental Impact Evaluation process of NRC

Table 3. Tier 2 matrix for decommissioning activities, issues, and variables

Activities		Issues		
		Radiological	Radiological accident	Non-Radiological
Remove Fuel	Transfer fuel to spent fuel pool	- Ops - Interim time	- Ops - Interim time	Yes
	Drain primary system	- Ops - Interim time - Store time	- Ops - Interim time - Storage time	Yes
	Process liquid	- Ops - Interim time	- Ops - Interim time	Yes
Organization Changes	Reduce staff	- Type and size	No	No
	Employ contractor or other additional staff	- Type and size - Ops - Store time	No	No
	Adjust site training	- Type and size - Ops - Store time	Yes	Yes
	Changes to licensing basis site-specific	No	No	No
Stabilization	Drain and flush system	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time
	Isolate SSC no longer required	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	No	- Type and size - Ops - Interim time - Store time
	Rewiring of site	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	No	- Type and size
Post-Shutdown Surveys	Baseline surveys for the decontamination work	- Type and size - Ops - Interim time - Land mass	No	No
	Continual surveys	- Type and size - Ops - Interim time - Land mass	No	No
Create Nuclear Island	Install electrical power supply to spent fuel pool	- Ops - Interim time	No	- Size
	Reduce the security area to just that around the fuel	No	No	No
	Change security function	No	No	No
	Install or modify chemistry controls	No	No	- Size
	Move old or install new security-related equipment	- Ops - Interim time	No	- Size - Land mass
Chemical Decontamination of primary loop	Cutting, chemicals in, chemicals out, cleanup/decontamination	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size
Large Component Removal	Remove reactor vessels and internals intact or cut up	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size
	SG and other large components removed intact or cut up	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size

Table 3. Continued

Activities		Issues		
		Radiological	Radiological accident	Non-Radiological
Decontamination and Dismantlement	Chemical decontamination	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size
	Decontamination of piping inside walls	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size
	High-pressure water sprays of surface	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	Yes
	Remove contaminated soil from specific areas	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	No	- Type and size
	Do preventive and corrective maintenance on SSCs	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	No	- Type and size
	Maintain the security system	No	No	No
	Maintain effluent and environmental monitoring programs	No	No	No
System Dismantlement	Cut out radioactive piping	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time
	Remove large and small tanks or other radioactive components from the facility	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time
Structure Dismantlement	Rubblization	- Type and size - LOC - Ops - Interim time - Store time	Yes	Yes
	Remove structures that were necessary for plant operation	- Type and size - LOC - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - LOC - Ops - Interim time - Store time	- Size - Land mass
LLW packaging and storage	-	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time	- Type and size - Ops - Interim time - Store time
Transportation	Large components	- Accessibility	- Accessibility	Yes
	LLW	- Accessibility	- Accessibility	Yes
	Equipment into site	No	No	No
	Backfill trucked into site	No	No	No
	Nonradioactive waste	No	No	No
License Termination Activities	Complete final radiation survey	Yes	No	Yes
	Partial site release	Yes	No	No

위험에 따라 위험도 분석, 안전성 평가 공학적 설계 및 분석 수준, 결과 평가 수준을 위험 등급에 비례하여 설정해야 한다.

3.1.2. NRC 해체 안전성 평가 방법론

NRC의 해체 안전성 평가는 작업자 및 일반인에 위험을 유발할 수 있는 해체 활동을 사전에 선정한 후 수행하는 것으로 나타났다[8]. 이때 해체 활동 선정은 2단계의 매트릭스를 통해 수행된다. Fig. 2에 NRC에서 제시하는 원자력시설 해체 시 발생 가능한 위해요소 식별 절차를 나타내었다. 먼저 미국 연방법에서 제시하는 작업자 및 일반인에 정상 해체 중 방사선·비방사선학적 영향, 방사선학적 사고 등을 유발할 수 있는 해체 활동을 목록화한다[23]. 다음으로 현장 방문 및 조사 절차를 통해 해당 목록을 보완한 후 잠재적인 영향을 평가한다. 이때 잠재적인 영향이 존재한다고 판단되면 목록화한 위해 요소를 1단계 매트릭스에 적용한다. 이후 평가에 영향을 미칠 수 있는 변수를 목록화하여 이를 2단계 매트릭스에 적용한다. 그리고 해체 대상 시설의 데이터를 검토한 다음, 예상되는 위험의 수준을 결정한다. 최종적으로 예상되는 위험의 특성에 따라 위해 요소를 분류한다.

Table 3에 최종 위해요소 식별 절차인 2단계 매트릭스 결과를 나타내었다. 매트릭스 1단계에서는 각 해체 활동이 유발할 수 있는 위험 유형을 식별하였다. 다음으로 매트릭스 2단계에서는 비정상사건(Ops), 유지보수 기간(Interim time), 과도기 기간(Store time), 원자로 유형 및 크기(Type and size), 지리적 특성(Loc)과 같은 평가 결과에 영향을 미칠 수 있는 변수를 목록화한다. 그리고 기존에 해체를 수행한 발전소로부터 해체 대상 시설과 운영 중 작업자 및 일반인에 미쳤던 영향에 대한 데이터를 수집한다. 최종적으로 변수와 수집한 데이터를 반영하여 평가에 영향을 미칠 수 있는 변수를 선정한다[8].

위해요소 식별 이후, 위험 분석에 앞서 미국 연방법에서 제시하는 작업자 및 일반인의 선량한도에 근거한 선량 기준과 산업안전보건법에 근거한 노동 관련 규정을 명시하였다[24-26]. 이때 선량 기준으로써 해체 안전성 평가 결과가 규제요건을 만족함을 입증하고, 노동 관련 규정을 준수하도록 함으로써 산업재해, 즉 비방사선학적 위험의 발생 가능성을 최소화한다. 정상 해체 중 방사선학적 영향에 대한 위험 분석 단계에서는 참조 원전을 대상으로 전체 해체 과정에서 예상되는 작업자 총 집단선량을 평가하였다[8]. 참조 원전은 열출력 1175 MWth의 가압경수로인 Trojan 원전이 설계수명 40년간 운영된 후 6년의 과도기를 거쳐 해체를 수행하는 상황을 가정하여 평가를 수행하였다. 평가에 앞서 먼저 위험 분석 시나리오를 선정하였다. 정상 해체 작업 시 작업자는 개인 보호 장비, 방사선 방호 프로그램 등과 같은 안전 조치가 마련되어 있기 때문에, 내부피폭이 발생할 개연성은 없다고 가정하였다. 또한 제염작업과 폐기물 운송 작업 외에는 방사선학적 영향이 발생하지 않을 것으로 가정하여 해당 작업시나리오에서의 외부피폭만을 고려하였다. 그리고 일반인에 대해서는 운영 중 일반인 보호 프로그램과 같이 해체 과정에서 발생하는 폐기물의 표면 오염으로 인한 피폭이 발생할 가능성은 매우 낮을 것으로 가정하였다. 따라서 폐기물 운송 작업 중 환경으로 방출된 방사성물질의 섭취 및 흡입으로 인한 내부피폭만을 고려하여 평가를 수행하였다. 반면 비방사선학적 위험에 대해서는 발생 가능한 위험을 충분히 예측할 수 있으며, 안전 조치가 수행된다면 작업자 안전성에 영향이 낮을 것으로 제시하였다.

Table 4에 원전 해체 중 발생 가능한 방사선학적 사고 목록을 나타내었다. 비정상 사건 목록의 경우, 영구정지후 해체활동보고서(PSDAR), 인허가종료계획서(LTP)와 같이 미국에서 해체 인허가를 위해 제출된 문서 내에서 고려된 사고를 기반으로 작성되었다. 그리고 해당 사고로 인한 잠재적 영향 평가 시 가정사항들을 보수적으로 설정하였다. 예를 들어, 사고 시나리오 평가 시 발생 가능한 사고 시나리오 중 가장 위험할 것으로 예상되는 시나리오를 고려하였다. 그리고 핵연료 관련 사고에 대해서는 핵연료가 100% 파손된 사고 등을 가정하여 평가를 수행하였다[9].

3.2. 미국 원전 해체 경험 보고서 및 해체계획서 분석

3.2.1. SONGS 1호기 해체 경험 보고서

SONGS 1호기 해체 경험 보고서의 부록에서는 해체 안전성 평가 방법론을 제시하였다[15]. 그 중 해체 관리감독 및 안전성 평가 단계에서는 예비 안전성 평가를 통해 해체 활동 관리감독 수준을 결정하는 방법론을 제시하고 있다. SONGS 1호기의 해체 안전성 평가는 1) 위해요소 식별, 2) 위험 분석, 3) 위험 대응 계획 및 안전 조치 선정으로 진행됐다. 위해요소 식별 단계에서는 다른 원전의 사례를 참고하여 위험이 발생할 수 있는 해체 활동을 선정하였다. Table 5에 SONGS 1호기 해체 경험 보고서에서 제시하는 위험 발생 확률 및 영향에 따른 위험 등급 분류법 예시를 나타내었다. 이때 기술적 위험은 안전성에 보장되지 않을 위험, 계획적 위험은 해체 프로젝트가 계획한 바와 같이 진행되지 않을 위험, 비용적 위험은 예상 비용을 초과할 위험을 의미한다. 이와 같이 위험 등급을 분류한 후 위험 분석 단계에서 각 등급값을 곱한 수치로써 심각도를 도출하는 예비 안전성 평가를 수행하였다. Fig. 3에 SONGS 1호기 해체 경험 보고서에서 수행한 예비 안전성 평가 결과를 나타내었다. 예비 안전성 평가 수행 이후, 평가 결과값에 따라 위험도를 분류하였다. 결과값 10-39는 저위험으로 분류하고, 40-89는 중위험으로 분류하여 해체 활동의 위험도를 등급화하였다. 위험 대응 계획 및 안전 조치 선정 단계에서는 등급화한 위험도에 비례하여 관리감독 및 안전조치 수준을 결정하였다.

3.2.2. Trojan 원전 해체계획서

Trojan 원전의 해체계획서에서는 전반적인 해체 활동 요약, 위험 식별 및 분석 방법 등 안전성 평가 시 활용할 수 있는 정보

Table 4. Accidents and potential impacts of decommissioning nuclear plant

Activities	Accident
Fuel related	Cask drop into spent fuel pool
	Fuel assembly drop
	Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)
	Shipping cask or heavy load drop into fuel element storage well
	Fuel-handling accident
Radioactive material related	Spent resin handling accident (exothermic reaction during dewatering)
	Explosion inside vapor container
	Materials-handling event
	Fire in intermodal container of waste
	Decontamination events
	Radioactive liquid waste system leaks and failure
External-Event initiated	Tornado
	Physical security breach
Offsite Transportation	Reactor pressure vessel railroad accident and fire
	Truck carrying radioactive waste fire
	Reactor pressure vessel drop into river during transportation by rail
	Transportation accident

Table 5. Risk classification by implication and probability

Risk Class	Technical Risk	Schedule Risk	Cost Risk	Probability of occurrence
Class 1	No Impact	Insignificant	Insignificant	<10%
Class 2	Minor performance shortfall	5% overall delay	Less than 5%	10%-39%
Class 3	Moderate performance shortfall; Alternates available	Minor delay	5%-10%	40%-60%
Class 4	Unacceptable; Alternates available	Major decommissioning plan delay	10%-20%	61%-90%
Class 5	Unacceptable; No alternates available	Major decommissioning milestone unmet	20% or more	>90%

를 기술하고 있다[16]. Trojan 원전의 해체 안전성 평가는 1) 시설 현황 및 해체 활동 명확화, 2) 관련 요건 및 기준 설정, 3) 정상 해체 시 안전 조치 마련 4) 위험 분류 및 분석의 순으로 진행되었다. 시설 및 해체 활동 명확화 단계에서는 관련 구조, 계통 및 설비의 제거 현황을 나타내었다. 그리고 방사선학적 영향을 받은 지역 전역에서의 핵종재고량과 주요 해체 대상 부품의 가동정지 후 시간 경과에 따른 핵종재고량을 나타내었다. 해체 활동으로는 해체작업에 사용될 절단·철거 작업에 대해 제시하였다. 보조설비에는 해체 작업으로 인해 제거된 설비들의 기능을 대체하기 위한 전력, 산소 공급 등을 지원하는 설비를 제시하였다. 관련 요건 및 기준은 미국 환경보호국과 식품의약국에서 설정한 방호조치지침에 따라 사건·사고 발생으로 인한 일반인의 총 유효선량당량 5 mSv로 설정하였다. 해체 안전성 평가 범위는 해체 작업과 관련하여 액체 또는 기체상의 방사능 물질 방출 가능성이 있는 모든 사건에 대해 고려하였다. 해체 종료시점의 상태는 10 CFR 20.1402, 해체 후 부지의 무제한적 재이용 개방기준에 근거하여 설정하였다. 정상 해체 시 안전 조치 마련에서는 방사능 측정 및 감시를 수행한 다음 측정 결과와 설비의 방사능 수준에 따라 적절한 통제조치와 보호장비, 안전설비 등을 마련하였다.

Table 6에 Trojan 해체계획서에서 제시하는 위험 분류 및 분석 절차에서 식별된 위험과 이로 인한 영향 및 사고 시 안전관리 조치를 나타내었다[16]. 해당 절차에서는 해체 작업 중 방사선학적 위험이 발생할 수 있는 작업 또는 사건·사고를 식별하였다. 그리고 작업 특성으로 인해 방사선학적 영향이 유사한 사건들의 그룹화를 수행하였다. 이후 해체 활동으로 인한 잠재적인 영향

Low Risk(10-39) Moderate Risk(40-89)

Activity	Radiation safety	Personnel Safety	Regulatory Compliance	Public Perception	Environmental Protection	Business plan	Nuclear Safety	Average
RV removal	74	61	42	54	31	33	19	45
Large component removal	70	61	36	51	33	33	17	43
Dry fuel storage	48	28	55	56	22	39	48	42
SFP building Decommissioning	54	31	42	33	43	19	31	33
Radwaste building Decommissioning	54	37	38	18	43	14	15	31
SSC's within containment sphere	53	48	33	19	26	14	15	30
Cold and dark	16	44	40	14	14	31	21	26
Other SSC's Decommissioning	14	41	24	16	26	15	14	21
SONGS 1 separation	10	17	43	10	10	28	16	19
Diesel Generator Building removal	10	36	14	18	16	10	10	16
Primary System Decontamination	25	15	13	11	11	6	8	13
Average	42	40	36	29	27	23	20	

Fig. 3. SONGS 1 Preliminary risk assessment

Table 6. Identified risks and their impacts and safety control measures

Event	Assessment method	Conclusion
Decontamination	Derive a radioactivity value for a component that is expected to expose 5 mSv from decontamination: 7.77×10^{15} Bq	Facilities larger than 7.77×10^{15} Bq do not exist within the Trojan NPP
Surface cleaning	Radioactivity expected to be released during Spent Fuel Pool decontamination operations: 4.4×10^{10} Bq	Do not exceed 5 mSv
Segmentation of components or structures	Amount of radioactivity released during reactor coolant system dismantlement: 2.6×10^{10} Bq	Do not exceed 5 mSv
Removal of concrete	Amount of radioactivity released during primary shield wall removal 8.5×10^{7} Bq	Do not exceed 5 mSv
Dropping of contaminated components	Radioactivity that could be released into the air from a dropping reactor coolant system: 8.2×10^{9} Bq	Do not exceed 5 mSv
Dropping of concrete rubble	Radioactivity that could be released into the air from a dropping primary shield wall: 8.2×10^{9} Bq	Do not exceed 5 mSv
Dropping of filters or packages of particulate material	dropping material in a radioactive waste storage area: Less impactful than a fire event	Do not exceed 5 mSv; Administrative controls required
Loss of offsite power	No significant radiological effects are expected	Crane hoisting units be equipped with a holding brake required
Loss of cooling water	No large releases of radioactive material into the environment	
Loss of compressed air		
Fire	Estimated whole body exposure from Condensate Demineralizer Building: 0.05 mSv	Do not exceed 5 mSv; Fire prevention program required
Explosion	Negligible radiologic impact	Fire prevention program can prevent explosion
External event	Earthquake, external flooding, tornado, volcanic activity, lightning, toxic chemical event	Similar to operation condition

Table 7. Abnormal accidents and result

Accidents		Worker whole body dose (mSv)	Lung dose (mSv)
Waste Container Drop		5.36×10^{-6}	2.91×10^{-4}
Combustible Waste Fire		1.74×10^{-9}	2.92×10^{-7}
Contaminated Sweeping Compound Fire		1.10×10^{-8}	1.85×10^{-6}
Vacuum Filter-Bag Rupture		1.16×10^{-5}	1.95×10^{-3}
Oxyacetylene Explosion		1.23×10^{-6}	2.07×10^{-4}
Explosion of Liquid Propane Gas (LPG) Leaked from a Front-End Loader (Forklift)	Concrete rubble considered	1.22×10^{-5}	6.64×10^{-4}
	Concrete rubble is not considered	1.47×10^{-5}	2.47×10^{-3}
Contamination Control Envelope Rupture		9.08×10^{-3}	2.20×10^{-4}
Fuel Damage Accident (offsite dose at EAB)		10.8	939 (skin dose)
Effects of Natural Catastrophes		negligible	negligible
Breach of Physical Security Measures		negligible	negligible
Offsite Transportation Accidents		negligible	negligible

을 평가하였고 사건·사고에 대해서는 안전관리조치를 제시하였다. 이때 평가 대상은 가장 많은 양의 방사성 물질이 방출될 것으로 예상되는 대표시나리오를 선정하여 평가를 수행하였다.

3.2.3. Shoreham 원전 해체계획서

Shoreham 원전의 해체계획서에서는 Trojan 원전 해체계획서와 유사하게 전반적인 해체 활동 요약, 산업 보건 및 안전 보호 등 안전성 평가에 필요한 정보를 기술하였다. Shoreham 원전의 해체 안전성 평가는 1) 시설 및 해체 활동 명확화, 2) 관련 요건 및 기준 설정, 3) 정상 해체 활동 시 안전 조치 설정, 4) 비정상 사건 분석의 순서로 진행되었다[17]. 시설 및 해체 활동 명확화 단계에서는 시설 내 구조물에 대한 물리적 상태와 운영기록 및 핵종재고량과 같은 방사선학적 상태를 명시하였다. 그리고 계통 제염 및 철거, 방사성폐기물 관리, 표면 정화 및 제염 등 해체 활동에 대한 설명 또한 제시하였다. 관련 요건 및 기준은 ALARA 원칙 및 미국 연방법에서 제시하는 선량한도로 설정하였다. 정상 해체 활동 시 안전 조치 설정 단계에서는 ALARA에 근거하여 계획된 해체 작업 시 준수해야 할 방사선 방호 프로그램을 마련하였다. 해당 프로그램을 준수하면 법적 선량한도를 만족할 수 있을 것으로 제시하였다[27].

Table 7에 Shoreham 원전에서 수행한 비정상 사건 분석을 나타내었다[17]. 이때 각 사고별로 핵종재고량, 방사능 방출 분율에 대해 보수적 가정사항을 설정하여 분석을 수행하였다. 사고 분석에 사용된 선원항 및 평가 방법은 NRC에서 제시하는 참조 비등경수로에 대한 사고 분석 방법과 동일하게 설정하였다[28]. 비정상 사건 분석의 경우도 정상작업 분석 방법과 동일하게 작업자와 일반인에 미치는 영향을 최소화하는 조치를 취한 상태에서 사고가 발생한다고 가정한다. 사고 분석 결과, 대부분의 사고는 발생 확률이 매우 낮고 사고가 발생하더라도 일반인 및 환경에 중대한 영향을 미치지 않을 것으로 평가되었다.

4. 고 찰

IAEA의 해체 안전성 평가 방법론과 NRC의 해체 안전성 평가 방법론 모두 예상되는 위험을 식별한 후 이로 인한 영향을 평가하였다. 그리고 안전 조치를 마련하여 결과적으로 해체 활동이 안전함을 입증하였다. 그러나 두 방법론은 위험 평가 방식이 일부 상이했다. 위해요소 식별의 과정에서는 IAEA는 체크리스트, HAZOP, 과거 경험 활용과 같은 위험 확인 접근법을 사용할 것을 제시하였다. 반면 NRC에서는 2단계 매트릭스를 활용한 상세한 위해요소 식별 방법론을 제시하였다. 또한 위험 평가의 과정에서 IAEA의 경우 예비 안전성 평가를 수행하여 예상되는 위험 수준을 결정하고 잠정적 위험 등급을 분류하였다. 그리고 분류한 위험 등급에 따라 안전성 평가 수준, 안전 조치 등을 결정하는 차등접근법을 활용하여 위험 분석을 수행하였다. 반면 NRC에서는 예비 안전성 평가의 과정 없이 시설 및 부지 특성화 수준에 비례하여 안전 조치를 마련한 후 안전성 평가를 수행하였다. 다만 평가 시 보수성을 위해 안전 조치의 기능은 거의 배재하였다.

Table 8에 SONGS 1호기, Trojan, Shoreham 원전의 해체 안전성 평가 방법론을 비교 분석하여 나타내었다. SONGS 1호기 사례에서는, 예상되는 위험에 대한 예비 안정성 평가를 수행하고, 이에 비례하는 안전 조치를 마련하였다는 점에서 IAEA의 해체 안전성 평가 방법론과 공통점이 존재한다. SONGS 1호기의 해체 안전성 평가는 과거 해체 사례를 통해 위험이 예상되는 해체 활동을 식별한 후 리스크 매트릭스에 따라 위험을 분석하여 예비 안전성 평가를 수행하였다. 그리고 예비 안전성 평가 결과에 따라 안전조치 수준을 결정하였다. 반면 Trojan, Shoreham

Table 8. Comparison of safety assessments across documents

Safety assessment method	SONGS Unit 1 experiment report	Trojan, Shoreham decommissioning plan
Process	Identify anticipated risks, then perform a preliminary safety assessment and set up safety control measures accordingly	Establish safety measures after facility and site characterisation, then identify and analyse risks
Risk identification	Referring to past decommissioning experiences	Identify possible risks based on previous research
Risk analysis	After grouping the identified hazards, establish evaluation criteria to quantify and categorize the risks according to each criterion.	Evaluate the most dangerous exposure scenario among similar types of exposure scenarios.
Safety control measure	Establish safety measures based on the preliminary safety assessment level.	Establish safety measures based on the level of facility and site characterization.

해체계획서의 안전성 평가는 공통적으로 NRC 해체 안전성 평가 방법론과 유사하게 1) 시설 및 부지 특성화, 2) 안전 조치 마련, 3) 위해요소 식별, 4) 규제요건 제한치 설정, 5) 위험 분석, 6) 제한치와의 비교를 통한 규제요건 만족 입증의 절차를 따라 해체 안전성 평가가 수행되었다. 시설 및 부지 특성화 단계에서는 부지 및 설비의 방사능 측정을 바탕으로 핵종재고량, 해체 대상 설비 현황 등과 같은 정보를 제공하였다. 안전 조치 마련 단계에서는 앞서 수행한 시설 및 부지 특성화 수준에 따라 차등적으로 안전조치를 마련하였다. 반면 위해요소 식별 단계 이후부터는 NRC에서 제시하는 해체 안전성 평가 방법론과 일부 상이한 점이 존재하였다. 위해요소 식별 단계에서는 2단계 매트릭스를 사용하지 않았으며, 선행 연구에서 수행된 가압경수로 또는 비등경수로 해체 시 발생 가능한 위험시나리오를 선정하였다[18,28]. 그리고 주요 위험 영향이 예상되는 대표시나리오를 수립하고 이에 대한 평가를 수행하여 평가 결과가 미국 환경보호국에서 제시하는 방호조치 선량기준 미만임을 입증하는 형태로 해체 안전성 평가를 수행하였다.

분석한 해체 안전성 평가 방법론 별로 위해요소 식별 및 위험 분석 수준이 일부 상이하였다. 이는 안전성 평가가 수행된 문서의 특성에서 기인하는 것으로 판단된다. 해체 안전성 평가 지침 제공이 목적인 IAEA, NRC에서는 차등접근법을 활용한 상세한 위험 분석이나 2단계 매트릭스를 이용한 위해요소 식별 방법론을 제시하였다. 즉, IAEA와 NRC에서는 해체 안전성 평가 방법론 개발을 위한 기술지원을 제시하는 것을 목적으로 IAEA SRS-77, NUREG-0586 등을 작성하였다. 반면 Trojan, Shoreham 해체 계획서에서 제시한 안전성 평가 방법론은 그 목적이 인허가임에 따라 규제요건을 만족함을 입증하는 것을 주 목적으로 작성되었다. 따라서 IAEA와 NRC의 안전성 평가 방법론 지침과 달리, 상세한 안전성 평가를 제시하기보다는 단순히 위해요소 식별은 과거 연구 또는 사례에서, 위험 분석은 대표시나리오를 평가하는 형태로 진행된 것으로 판단된다.

그러나 해체 안전성 평가 방법론 모두 예상되는 위험을 식별하고 이에 대한 안전 조치를 마련하여 안전성 평가를 수행하였다는 점에서 공통점이 존재했다. 또한 안전 조치 마련에 있어서 차등접근법을 적용하였다는 공통점이 존재한다. IAEA의 해체 안전성 평가 방법론은 예비평가로써 발생 가능한 위험을 잠재적으로 평가한 후, 이에 대한 안전조치를 마련하였다. SONGS 1호기 해체 안전성 평가에서는 예상되는 해체 작업의 심각도를 도출한 다음 이에 비례하는 안전 조치 수준을 결정하여 차등접근법을 적용하였다. 그리고 Trojan과 Shoreham 해체계획서에서는 방사선 측정과 시설 및 부지특성화의 결과에 비례하여 안전 조치 수준을 결정함으로써 차등접근법을 적용하였다. 따라서 해체계획 수립 시 위해요소에 대한 식별 및 분석, 차등접근법과 같은 내용들을 포함하고 있어야 해체 안전성 평가의 가장 큰 목적인 제안된 해체 활동의 안전성 입증 및 안전 조치 마련을 달성할 수 있을 것으로 예상된다. 결과적으로 해체 계획 수립 시 안전성 평가의 핵심은 예상되는 위험을 평가하고 안전 조치 방안을 마련하는 것이다. 그러므로 해체 계획 수립 시 안전성 평가의 항목에는 상기 공통된 사항에 대한 내용이 필수적으로 포함되야 할 것으로 판단된다.

향후 국내 해체 안전성 평가 방법론 수립 시에도 앞선 분석사항들을 반영할 수 있다. 분석한 방법론 모두 예상되는 위해요소를 식별하고 이에 대한 위험을 분석하였다. 따라서 해체 안전성 평가는 이와 같은 절차를 따라야 할 것으로 판단된다. 이때 위해요소 식별 단계에서는 국내의 경우 참고할 수 있는 과거 사례가 충분하지 않기 때문에 체크리스트나 HAZOP 등과 같은 방법이 적절할 것으로 예상된다. 위험 분석 단계에서는 안전 조치 마련에 차등접근법을 적용하여 비용 효율적인 평가를 수행하기 위해 예비 안전성 평가의 과정 또한 필요할 것으로 판단된다. 또한 해체 계획 수립을 위한 안전성 평가 시 안전 조치 마련의 관점에서는 식별된 위험에 대한 개별 분석이 필요하다. 그러나 해체 활동이 안전함을 입증하고자 하는 관점에서는 가장 위험할 것으로 예상되는 시나리오에 대한 위험 분석을 집중적으로 수행하는 것이 적절할 것으로 판단된다.

5. 결 론

국내 원전 해체시장의 규모는 최종해체계획서를 제출한 고리 1호기에 이어서 점차 확대될 전망이다. 그러나 현재 국내에서는 해체 계획 수립에 필수적인 안전성 평가에 대한 체계가 수립되지 않은 상황이다. 이에 따라 본 연구에서는 해체 안전성 평가의 국제기준을 검토하고 안전성 평가 방법론을 조사 및 분석하였다. 이를 위해 IAEA와 NRC의 해체 안전성 평가 방법론을 분석하였고, SONGS 1호기와 Trojan, Shoreham 원전의 해체 안전성 평가 방법론을 비교·분석하였다.

IAEA에서는 해체 안전성 평가 시 1) 차등접근법, 2) 위해요소, 3) 심층 방호, 4) 안전 기능, 5) 방호 최적화, 6) 발생 물질 관리, 7) 불확실성, 8) 관리 시스템, 9) 교육 프로그램을 고려해야 함을 권고했다. 상기 사항들을 고려하여 안전성 평가는 1) 안전성 평가 체계 구축, 2) 시설 및 해체 활동 설명, 3) 위험요소 확인 및 식별, 4) 위험 분석, 5) 공학적 평가, 6) 결과 평가 및 안전통제조치 확인의 절차로 수행된다. 이때 각 단계는 상호보완적으로 수행된다. NRC의 해체 안전성 평가는 1) 초기 위험 목록화, 2) 시설 특성화 및 해체 활동 설명, 3) 위험 목록 명확화, 4) 안전조치 마련, 5) 결과 평가로 진행되었다.

SONGS 1호기의 해체 안전성 평가는 1) 안전성 평가 체계 명확화, 2) 위해요소 식별 및 위험 분석, 3) 위험 대응 계획 및 안전조치의 절차를 따라 수행되었다. 평가에 앞서 안전을 평가할 기준을 우선적으로 설정하였다. 이후 기존의 해체 사례를 참고하여 위험이 발생할 수 있는 해체 활동을 식별하였다. 그리고 발생확률과 영향을 등급화하여 리스크 매트릭스로써 위험도를 도출한 후 이에 비례하여 안전관리조치 수준을 결정하였다. Trojan, Shoreham 원자력발전소의 해체 안전성 평가는 NRC와 유사하게 위험을 식별하고 안전조치를 마련한 다음 이에 대한 분석을 수행하였다. 분석한 방법론은 각각 위험 분석 방법, 안전 조치 방법 등에서 일부 차이점이 존재하였다. 반면 예상되는 위험을 식별하고 이에 대해 분석하였으며, 안전 조치 마련에 있어서 차등접근법을 활용하였다는 공통점이 존재하였다.

본 연구의 결과는 향후 국내 해체 계획에 필수적인 해체 안전성 평가 방법론 수립을 위한 기초자료로 활용될 수 있을 것이다.

사 사

본 연구는 과학기술정보통신부의 재원으로 한국연구재단의 지원을 받아 수행한 가동원전 안전성 향상 핵심기술개발사업의 연구결과입니다(No. RS-2022-00143994).

참고문헌

1. NSSC. 2020. Article 2, Subparagraph 24 of the Nuclear Safety Act.
2. NSSC. 2015. Article 28 of the Nuclear Safety Act.
3. NSSC. 2021. NSSC Notice No. 2021-10.
4. IAEA. 2013. Safety Assessment for Decommissioning. IAEA SRS No.77.
5. IAEA. 2009. Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material. IAEA No. WS-G-5.2.
6. IAEA. 2014. Decommissioning of Facilities. IAEA No. GSR part 6.
7. IAEA. 2018. Decommissioning of Nuclear Power Plants. IAEA SSG No.47.
8. NRC. 1988. Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities. NUREG-0586.
9. NRC. 2002. Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities Supplement 1. NUREG-0586.
10. NEA. 2010. Decommissioning Considerations for New Nuclear Power Plants. NEA No. 6833.
11. NRC. 2012. Decommissioning of Nuclear Power Reactors. Regulatory Guide 1.184.
12. NRC. 2012. Standard Format and Content for Post-shutdown Decommissioning Activities Report. Regulatory Guide 1.185.
13. Hyunkeun Shin. 2019. A Study on the Application of Graded Approach to Decommissioning Safety Assessment Based on IAEA Stnadards & DeSa Project Experience.
14. Jeong K-S, Lee K-W, Lim H-K. 2010. Risk Assessment on Hazards for Decommissioning Safety of a Nuclear Facility.
15. EPRI. 2008. San Onofre Nuclear Generating Station – Unit Decommissioning Experience Report.
16. PGE. 2001. Trojan Nuclear Plant Decommissioning Plan and License Termination Plan. PGE-1078.
17. Long Island Power Authority. 1990. Shoreham Nuclear Power Station Decommissioning Plan.
18. NRC. 1978. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station. NUREC/CR-0130.
19. NRC. 2019. Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors. Regulatory Guide 1.179.
20. NRC. 1997. Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for License Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities. NUREG-1496.
21. NRC. 2007. Contents of Applications; Technical Information in Final Safety Analysis Report. 10 CFR 52.157.
22. NEA. 2005. Achieving the Goals of the Decommissioning Safety Case. NEA No.5417.
23. NRC. 2017. Environmental Effect of Renewing the Operation License of a Nuclear Power Plant. 10 CFR 51 subpart A appendix B.
24. NRC. 2021. Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion “As Los as is Reasonably Achievable” for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents. 10 CFR 50 appendix I.
25. NRC. 2021. Occupational Dose Limits. 10 CFR 20 subpart C.
26. OSHA. 1970. Occupational Safety and Health Standards. 29 CFR 1910 subpart A.
27. NRC. 2021. Radiation Dose Limits for Individual Members of the Public. 10 CFR subpart D.
28. NRC. 1980. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station. NUREC/CR-0672.