



저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 [이용허락규약\(Legal Code\)](#)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

[Disclaimer](#)

2022년 2월
석사학위 논문

인공지능 학습을 통한
원자력발전소 정·주기 시험
자동화에 대한 연구

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 강 민

인공지능 학습을 통한
원자력발전소 정·주기 시험
자동화에 대한 연구

A Study of Automatic Periodical and Surveillance
Test with Machine Learning in Nuclear Power
Plants

2022년 2월 25일

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 강 민

인공지능 학습을 통한
원자력발전소 정·주기 시험
자동화에 대한 연구

지도교수 김 종 현

이 논문을 공학 석사학위 신청 논문으로 제출함

2021년 10월

조선대학교 대학원

원자력공학과

김 강 민

김강민의 석사학위논문을 인준함

위원장 조선대학교 교수 나 만 균 (인)

위 원 조선대학교 교수 김 종 현 (인)

위 원 조선대학교 교수 공 태 영 (인)

2021년 12월

조선대학교 대학원

목 차

ABSTRACT	v
제1장 서론	1
제2장 원자력발전소의 정·주기 시험	3
제1절 정·주기 시험 개요	5
제2절 정·주기 시험 분류	6
제3절 정·주기 시험 절차서 개요	12
제4절 자동화를 위한 절차서 선정	14
제3장 AFWS(Auxiliary Feedwater System)	16
제1절 보조급수계통	16
제2절 보조급수펌프 시험 절차서	19
제3절 직무 분류 및 분석	23
제4장 정·주기 자동화 프로세스 개발 및 검증	25
제1절 정·주기 자동화	26
제2절 직무 분석에 따른 자동화 방법론	28
제3절 MARS 코드를 이용한 정·주기 자동화 모델 개발	29
제4절 인공지능을 이용한 정·주기 자동화 검증 모델 개발	31
제5절 검증 시나리오 구성	33
제6절 검증 결과	34

제5장 결론 및 제안	36
참고문헌	38

표 목차

표 1. 원자력발전소 정·주기 시험 분류	6
표 2. 원자력발전소 공학적안전설비의 목적 및 기능	15
표 3. 보조급수펌프 시험 직무 분류표	23
표 4. 분류된 보조급수펌프 시험 직무별 운전원 직무 특징	27
표 5. 보조급수펌프 시험 직무별 자동화 방법 제안	28

그림 목차

그림 1. 국내원전 사고, 고장 원인(원전안전운영정보시스템:OPIS)	3
그림 2. 보조급수계통 개략도	17
그림 3. 보조급수계통(정상 운전 시)	17
그림 4. 보조급수계통(비상 동작 시)	18
그림 5. 보조급수계통(정·주기 시험 시)	18
그림 6. 보조급수계통(시험 전 밸브 배열)	19
그림 7. 보조급수계통(증기밸생기 보조급수밸브 차단 상태)	20
그림 8. 보조급수계통(재순환 유로 부분 개방)	20
그림 9. 보조급수계통(보조급수펌프 동장)	21
그림 10. 보조급수 펌프 시험 절차서 흐름도	22
그림 11. Compact Nuclear Simulator Overview	25
그림 12. 보조급수펌프 시험 절차서 흐름도(MARS 코드)	29
그림 13. 보조급수펌프 시험 이분법 동작 결과	30
그림 14. LSTM-VAE 인공지능 모델 구성	32
그림 15. 정상적으로 진행된 데이터의 이상탐지 결과	34
그림 16. S/G로 향하는 밸브 개방 이상탐지 결과	35

ABSTRACT

A Study of Automatic Periodical and Surveillance Test with Machine Learning in Nuclear Power Plants

Kim GangMin

Advisor : Prof. Jonghyun Kim,
Ph.D.

Department of Nuclear Engineering
Graduate School of Chosun
University

Nuclear Power Plants (NPPs) are facilities that require the highest reliability. NPPs are performing a lot of tests during normal operation and Overhaul (O/H). Operators, and maintenance workers of NPPs perform these tests to prove the safety of the NPPs and operate the plant safely. These tests are mainly Surveillance Test (ST), which is based on the Final Safety Analysis Report (FSAR), and the Periodical Test (PT), which is based on the Technical Specification (Tech-Spec).

Also, since the Fukushima Dai-ichi accident, there has been an emphasis on the safety of nuclear power plants globally. In addition, small modular reactors (SMR), which have strength in efficiency compared to the normal NPPs, real-time monitoring, and safe operation through Artificial Intelligence (A.I.) learning, have recently been in the spotlight. Furthermore, the International Atomic Energy Agency (IAEA) reported that human error was the main factor of accidents at

nuclear power plants, and the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) also reported that about 24% of accidents at nuclear power plants were caused by human error. To increase safety by reducing human resources and human errors, it is necessary to study the potential of automating the tests carried out in NPPs.

To safely operate NPPs, the operator checks the requirements of the FSAR and Tech-Spec. Tech-Spec of NPPs defines Limiting Conditions for Operation (LCO) and Surveillance Requirements (SR) to secure the safety of NPPs during Design Basis Accident (DBA) and satisfy the regulatory requirements of the FSAR.

In NPPs, there is an important safety concept is called the Engineered Safety Features (ESFs), which is to limit plant/equipment damage and to mitigate the consequences of the accident. Out of these safety systems, I will focus on the operability test of one of the ESFs called Auxiliary Feedwater System (AFWS). AFWS is a safety system that supplies water to the Steam Generator (SG) until the Shutdown Cooling System (SCS) is connected when the Station Black-Out (SBO) occurs or Main FeedWater System (MFWS) cannot supply feedwater due to any event or accident.

In this paper, I classify and analyze the task of the Auxiliary Feedwater Pump test among the numerous tests performed in NPPs, as the initial process to automate the test. In addition, using MARS code and CNS simulator, I will make simple automatic procedure process and verify it with several scenarios.

제1장 서론

원자력발전소는 핵분열 에너지를 이용하여 냉각재인 물을 증기로 변환시킨 후 터빈을 돌려 전기를 생산하는 발전소이다. 작은 원자의 핵분열에서 막대한 에너지가 방출되기 때문에 핵분열 에너지를 철저히 관리 해야 한다. 또한 핵연료는 방사능을 띠는 방사성물질로 방사성물질이 외부로 유출되면 환경과 인체에 다양한 영향을 끼치기 때문에 방사성물질이 발전소 외부로 유출되지 않도록 철저한 관리가 필요하다.

이처럼 원자력발전소의 고유의 특징 때문에 원자력발전소는 높은 신뢰도의 고도의 기술력이 집약된 시설이다. 원자력발전소를 안전하게 운영하기 위해서는 발전소의 상태를 실시간으로 확인하고 발전소의 설비들이 요구되는 성능을 보여주는지를 점검하고, 원자력발전소 사고 시에 작동하는 설비들의 건전성을 확인하는 정기 시험 혹은 주기 시험을 수행하여 원자력발전소의 안정성을 입증해야 한다. 원자력발전소에서 수행하는 정기/주기 시험은 발전 운전원 혹은 정비원들이 정해진 절차서를 철저히 준수하며 수행하지만 인적 오류가 발생하기도 한다.

원자력발전소에서는 다양한 원인으로 사고, 고장이 발생한다. 그동안 국내 원자력발전소에서 발생한 사고 중 약 17.79%는 인적 오류로 인해 발생하였으며, 한국수력원자력의 OPR1000 원전을 기준으로 정기 시험은 153개, 주기 시험은 136개로 주로 1주일에서 1달 주기 간격으로 시험을 수행하며 예외적으로 장주기 시험도 존재하지만, 장주기 시험의 양은 상대적으로 적다. 이렇듯 운전원이 직접 수행해야 하는 정·주기 시험이 상당히 많아 인적 오류 발생 가능성이 높으며 원자력발전소 사고에서 인적 오류가 차지하는 비중이 상당하기에 안전한 방향으로 발전소를 운전할 수 있는 운전원이 사고의 원인이 되기도 하면서 원자력발전소의 안전성을 향상시키기 위해 인적 오류를 줄일 필요성이 있다.

우리나라의 원자력발전소는 부지 단위의 발전소로서 넓은 공간이 필요하며 그에 따라 발전소 정비와 관리를 위해 수많은 인적 자원이 요구된다. 그러나

후쿠시마 사고 이후 원자력발전소의 안전성에 대한 중요성이 국제적으로 커지면서 다음 세대의 원자력발전소인 소형 모듈형 원자로(SMR : Small Modular Reactor)가 주목받고 있다. SMR의 경우 적은 공간에서 효율적인 전력생산이 가능하고 이를 위해 원자력발전소의 상주 인원을 축소해야 한다. 이때 가장 먼저 정·주기 시험에 대한 인적 자원을 인공지능을 활용한 정·주기 시험의 자동화를 통해 줄일 수 있다. 정·주기 시험을 자동화함에 따라 인적 자원이 투입되는 것을 줄이면서 인적 오류를 줄일 수 있으며 이에 따라 원자력발전소의 안전성이 향상되는 결과를 기대할 수 있다

본 논문은 원자력발전소에서 수행하는 정기/주기 시험 중 한가지를 선정하여 해당 시험의 직무를 분석하고, 각 직무의 특징을 분석하여 정·주기 시험 자동화 인공지능 학습에 적합한 방법을 제안하고 MARS 코드와 CNS 시뮬레이터를 이용하여 간단한 계통을 구현하고 자동화된 절차서와 그동안 운전원의 경험으로 수행하였던 부분과 사람의 판단이 필요한 부분에서 인공지능의 강화학습을 통해 절차서 자동화의 신뢰도를 확인하려고 한다.

제2장 원자력발전소의 정·주기 시험

서론에서 언급했듯이 원자력발전소는 정·주기 시험을 수행하여 원자력발전소의 안전성을 입증하며 전력을 안전하게 생산한다. 우리나라에서 유일한 원자력발전 사업자인 한국수력원자력(KHNP : Korea Hydro & Nuclear Power Co. Ltd.)은 정·주기 시험을 절차서로 만들어 해당 절차서를 수행하면서 정·주기 시험을 수행하고 있다. 하지만 이러한 절차서는 발전 운전원, 정비원이나 관리자가 수행하기에 인적 오류의 가능성이 존재한다. 또한 국제원자력기구(IAEA : International Atomic Energy Agency)는 원자력발전소에서 인적 오류가 주요 원인이었던 사고가 약 24%임을 발표한 바 있으며 한국원자력연구원(KAERI:Korea Atomic Energy Research Institute)에서도 원자력발전소의 사고에서 인적 오류가 굉장히 중요하다고 보고한 적이 있다[1]. 그렇기에 원자력발전소의 안전성을 향상시키기 위해 인적 오류를 줄여야만 한다.

국내 원전 사고,고장 원인

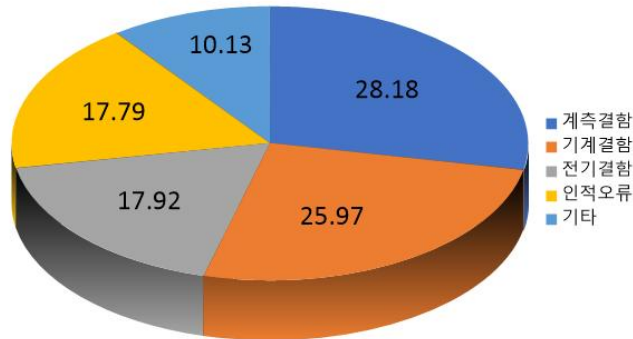


그림 1. 국내 원전 사고, 고장

그림 1은 원전안전운영정보시스템(OPIS : Operational Performance Information System for Nuclear Power Plant)에서 공개한 국내 원전 사고, 고장 이력을 주요 원인으로 분류하여 나타낸 그림이다. 국내에서 발생한 총 770개의 원전 사고, 고장 중 137건의 주요 원인이 인적 오류이며 전체 사고, 고장 중 약 17.79%에 해당한다. 예를 들어 2011년에 발생한 한울 1호기 복수기 진공

상실에 의한 원자로 자동 정지 사건의 경우, 한울 1호기 전출력 정상 운전 중, 보조보일러 주기시험 과정에서 운전원의 인적 오류로 복수기 진공 상실에 의해 원자로가 자동 정지되는 사건이 발생하기도 하였다[2].

게다가 원자력발전소 운영자인 한국수력원자력에서 수행하는 정·주기 시험이 상당히 많다. 한국수력원자력의 OPR1000 원전을 기준으로 정기 시험은 153개, 주기 시험은 136개로 주로 1주일에서 1달 주기 간격으로 시험을 수행하며 예외적으로 장주기 시험도 존재하지만, 장주기 시험의 양은 상대적으로 적다.

이렇듯 운전원이 직접 수행해야 하는 정·주기 시험이 상당히 많아 인적 오류 발생 가능성이 높으며 원자력발전소 사고에서 인적 오류가 차지하는 비중이 상당하기에 안전한 방향으로 발전소를 운전할 수 있는 운전원이 사고의 원인이 되기도 하면서 원자력발전소의 안전성을 향상시키기 위해 인적 오류를 줄일 필요성이 있다.

우리나라의 원자력발전소는 부지 단위의 발전소로서 넓은 공간이 필요하며 그에 따라 발전소 정비하고 관리하기 위해 수많은 인적 자원이 요구된다. 그러나 후쿠시마 사고 이후 원자력발전소의 안전성에 대한 중요성이 국제적으로 커지면서 다음 세대의 원자력발전소인 소형 모듈형 원자로(SMR : Small Modular Reactor)가 주목받고 있다. SMR의 경우 적은 공간에서 효율적인 전력생산이 가능하고 이를 위해 원자력발전소의 상주 인원을 축소해야 한다. 이때 가장 먼저 정·주기 시험에 대한 인적 자원을 인공지능을 활용한 정·주기 시험의 자동화를 통해 줄일 수 있다. 정·주기 시험을 자동화함에 따라 인적 자원이 투입되는 것을 줄이면서 인적 오류를 줄일 수 있으며 이에 따라 원자력발전소의 안전성이 향상되는 결과를 기대할 수 있다.

제1절 정·주기 시험 개요

원자력발전소에서 수행하는 정·주기 시험은 분류하는 기준에 따라 다양하게 나뉠 수 있다. 해당 시험을 요구하는 근거 문서에 따라 분류를 하면 정기 시험과 주기 시험으로 나뉘며 시험의 종류에 따라서는 제2절 정·주기 시험 분류에서 자세히 다룬다.

원자력발전소는 운영 허가를 받기 위해 최종안전성분석보고서(FSAR : Final Safety analysis report), 운영기술지침서(Tech-spec : Technical Specification)를 제출해야 한다 [3]. 물론 이 두 문서 이외에도 인허가를 위한 다양한 문서들이 존재하지만 정기 시험과 주기 시험은 나누는 기준이 최종안전성분석보고서와 운영기술지침서이기 때문에 본 논문에서는 FSAR와 Tech-spec만 고려한다.

최종안전성분석보고서와 운영기술지침서를 기반으로 원자력발전소의 다양한 절차서가 작성되었으며 운영기술지침서를 기반으로 한 시험은 정기 시험, 최종안전성분석보고서를 기반으로 한 시험은 주기 시험로 분류된다.

최종안전성분석보고서는 총 18장으로 구성되어 있으며 원자력발전소가 건설되는 부지, 원자로의 설계, 설계기준사고(DBA : Design Basis Accident) 등의 안전해석 등 원자력발전소의 전반적인 정보와 안전한 운영을 위해 필요한 규제 요건들에 대한 안전성 평가를 기술하고 있다. 운영기술지침서는 최종안전성분석보고서에서 평가한 발전소의 안전성을 준수하면서 안전하게 운영하기 위해 필요한 운전제한조건(LCO : Limiting Condition of Operation)과 조치사항이 기술되어 있다.

제2절 정·주기 시험 분류

위 절에서는 정·주기 시험을 수행하는 근거에 따른 분류할 수 있고 최종안 전성분석보고서를 근거로 하는 주기 시험과 운영기술지침서를 근거로 하는 정기 시험으로 나뉘었다. 해당 절에서는 정·주기 시험을 특징에 따라 분류한다. 원자력발전소에서 수행하는 정·주기 시험은 크게 6가지로 분류하였으며 표 1에서 나타내고 있다.

Table 1. 원자력발전소 정·주기 시험 분류

정·주기 시험 종류	특 징
계획예방정비 시험	<ul style="list-style-type: none"> 계획예방정비 기간 수행되는 시험
운전성능시험	<ul style="list-style-type: none"> 운전 중인 설비의 성능 시험
운전가능성시험	<ul style="list-style-type: none"> 현재 동작하지 않는 설비의 동작 가능성 시험 주로 대기상태의 기기 혹은 설비 발전소 사고 시 운전되는 설비
계측기 검·교정 시험	<ul style="list-style-type: none"> 계측기의 측정 오차를 줄이기 위한 시험 실제 계측기 보정 혹은 계측기의 바이어스 보정
노심 성능 시험	<ul style="list-style-type: none"> 노심 변수를 확인하는 시험 노심 설계와의 일치성 혹은 추세 확인
기타 시험	<ul style="list-style-type: none"> 기타 발전소에서 행해지는 정·주기 시험

1. 계획예방정비 시험(Overhaul(O/H) Test)

원자력발전소는 전력을 생산하는 기능과 방사선 누출을 방지하기 위한 안전 기능을 운영기간 동안 성능을 유지하기 위해 설비유지관리 활동을 수행한다 [4]. 이런 설비유지관리 활동 중 가장 많은 부분을 차지하는 것이 계획예방정비(O/H : Overhaul)이다. 계획예방정비는 발전소가 전력생산을 멈추고 설비들이 정지된 후 발전소 설비의 건전성을 확인하고 다음 주기를 준비하는 발전소의 정비기간이다. 이 기간에 수행하는 정·주기 시험을 계획예방정비 시험으로 분류한다.

계획예방정비 시험의 특징은 계획예방정비 기간 중에만 수행 가능한 시험이라는 점이다. 물론 발전소가 전력을 정상적으로 생산하는 정상 운전 기간 중 수행하는 정·주기의 일부도 수행되지만, 대부분은 정상 운전 중에 수행이 불가하다. 예를 들면 원자력발전소 사고 시 노심의 반응도를 즉각적으로 제어하고 원자로를 정지시킬 수 있는 제어봉의 낙하 시간 측정 시험의 경우 정상 운전 중 시험 수행을 위해 제어봉이 삽입되면 즉각적으로 출력이 감소하고 결국에는 발전소가 정지되어 수행할 수 없다. 그래서 원자로에 영향이 없는 계획예방정비 기간에 수행해야 한다.

2. 운전성능시험(Operate Performance Test)

운전성능시험은 정상 운전 기간 중 동작 중인 발전소 설비에 대한 정·주기 시험이다. 정상 운전 중 다양한 기능을 하는 설비들의 유량, 압력, 온도 등의 변수들을 일정 시간 취득하여 해당 설비가 정해진 설계기준에서의 성능을 발휘하는지를 평가하는 시험이므로 발전소의 상태 변화를 일으키지 않는 특징이 있다. 운전성능시험의 종류에는 터빈밸브 주기시험, 화학 및 체적제어계통(CVCS : Chemical and Volume Control System) 유출수 열교환기 성능 시험 등이 있다. 해당 시험의 설비들은 정상 운전 중 동작하는 설비이며, 해당 설비들이 동작하는 중 데이터 취득이 가능하다.

3. 운전가능성시험 (Operate Possibility Test)

운전가능성시험은 정상 운전 기간 중 동작하지 않고 대기상태에 있는 발전소 설비에 대한 정·주기 시험이다. 특히 발전소 설비 중 안전 기능을 수행하는 설비들은 다중성, 다양성의 개념으로 같은 기능을 하는 설비가 2개 이상 설치되어 있다. 예를 들면 발전소 전력 상실(SBO : Station Black Out)사고 시 발전소에 전력을 공급하는 비상디젤발전기(EDG : Emergency Diesel Generator)는 발전소당 2대씩 설치되어 있다. 이렇듯 비상 상황에 필요하거나 동작 중인 설비의 여분이 존재하며 해당 기기들은 상황 발생 시 즉각 동작을 위해 대기상태로 유지하고 있다. 이러한 설비들이 특정 상황에서 정상적으로 동작을 하는지 그리고 설계상의 성능을 발휘하는지를 평가하는 시험이 운전가능성시험이다.

정상 운전 중인 발전소에서는 동작하면 않는 설비이기 때문에 해당 시험을 하기 위해서는 발전소에 영향을 주지 않도록 조치해야 한다. 예를 들면 노심에서 발생하는 열에너지를 증기발생기로 전달해주는 원자로냉각재계통(RCS : Reactor Coolant System)의 배관이 파단되어 냉각재가 상실되는 사고(LOCA : Loss of Coolant Accident)가 발생하면 노심에서 발생하는 열을 충분히 냉각시킬 냉각재가 부족하다. 이러한 비상 상황에서 노심에 충분한 양의 냉각재를 공급해주는 안전 설비인 안전주입계통(SIS : Safety Injection System)이 동작하게 된다. 하지만 정상적인 발전소 상황에서 노심에 안전주입계통 운전가능성시험을 수행하면서 차가운 냉각재가 노심에 유입되게 된다면 노심의 고유 특성인 반응도 케환 효과로 인해 노심의 반응도가 증가하여 반응도 사고가 일어날 가능성이 존재한다. 정상 운전 중 동작하지 않고 대기상태에 있는 설비를 평가하는 운전가능성시험의 경우 시험 수행으로 인해 발전소에 영향을 주지 않도록 발전소의 유로 혹은 밸브 상태들을 조정해야 한다.

4. 계측기 검·교정 시험(Calibration Test)

원자력발전소는 다양한 설비들로 이루어져 있으며 방사성물질을 사용하는 특성 때문에 접근 제한이 있거나 방사선량 한도 내에서 접근이 가능한 곳이 존재한다. 이러한 설비들의 상태를 감시하기 위해 거의 모든 설비에는 유량, 온도, 수위 등을 확인할 수 있는 계측기가 설치되어 있다. 이러한 계측기에서 취득한 신호들은 전류 혹은 전압으로 바뀌어 발전소의 주제어실(MCR : Main Control Room)에서 근무하는 운전원들에게 아날로그 혹은 디지털 방식으로 지시된다. 계측기와 같은 정밀기기들은 오래 사용하거나 주변에서 감지되는 노이즈에 의해 정밀도가 낮아지며 이는 운전원들이 발전소의 상태를 부정확하게 판단하게 된다. 이런 계측기기들의 정밀도를 정해진 주기마다 교정하여 기기 상태를 검증하는 시험이나 계측 신호를 디지털신호로 바꿀 때 사용하는 바이어스를 조절하는 시험을 계측기 검·교정 시험으로 분류된다. 노외핵 계측기 교정, 가압기 압력/수위 계기 교정 등이 검·교정 시험의 예시이다.

5. 노심 관리 시험(Core Management Test)

원자력발전소는 핵연료를 사용하여 전기를 생산한다. 이런 핵연료는 발전소 반응도 사고 발생 시 방사성물질 유출과 같은 상당한 위험 요소를 지니고 있다. 그렇기에 안전한 원자력발전소 운영을 위해 화력발전소와 같은 다른 발전소와는 다르게 전기 생산의 연료인 노심의 설계부터 정상 운전 중 노심의 철저한 관리가 필요하다. 이러한 노심의 성능을 입증하고 안전하게 설계한 노심과의 차이를 확인하는 시험을 노심 관리 시험이라고 분류하였다. 출력분포 및 침투 계수 측정, 노심 반응도 평형 확인 등이 노심관리시험로 분류되지만 본 논문의 범위에 해당하지 않기 때문에 자세히 다루지 않겠다.

제3절 정·주기 절차서 개요

원자력발전소의 안정성을 입증하기 위해 정·주기 시험을 수행한다. 일정한 품질과 정확한 시험 수행을 위해 각 시험마다 절차서가 존재한다. 해당 절차서는 처음 보는 사람도 수행할 수 있을 정도로 절차가 자세히 기술되어 있으며 절차 수행에 관한 전반적인 사항이 작성되어 있다. 각각의 절차서마다 조금씩 상이하지만, 전반적인 구조는 동일하다.

먼저 절차서를 수행하기 전 미리 숙지해야 할 주의사항이 작성되어 있다. 예를 들면 일부 설비를 동작하기 전 장비의 예열 시간을 충분히 반영하거나 그동안 정·주기 시험을 수행하면서 경험한 운전원들의 운전 경험들이 기술되어 있다.

다음은 정·주기 시험을 수행하는 주기이다. 정·주기 시험의 주기는 최종안 전성분석보고서와 운영기술지침서에 명시되어 있다. 대부분의 정·주기 시험은 31EFPD 마다 수행한다. 발전소에서 사용하는 주기 단위 중 하나인 유효전출력일(EFPD : Effective Full Power Day)은 원자력발전소가 100% 출력으로 24시간 동안 운전 될 경우 1EFPD라고 정의하고 있다. 100% 출력으로 안정적으로 운전되고 있다면 31EFPD는 31일과 같다. 하지만 발전소가 80% 출력으로 운전되었다면 31일이 지나도 $31 \times 0.8 = 24.8\text{EFPD}$ 이므로 아직 정·주기 시험 수행 주기가 도래하지 않은 것이다. 이처럼 정·주기 시험 주기는 시험마다 상이하고 발전소의 상태에 따라 다르므로 반드시 주기를 확인하도록 절차서에 기술되어 있다.

그리고 정·주기 시험을 수행하기 전, 시험을 위한 발전소의 초기 조건이다. 앞에서 언급했듯이 운전가능성시험의 경우 발전소에 영향을 주지 않도록 벨브 배열을 통해 시험용 유로를 형성해야 한다. 이처럼 시험을 수행하기 전에 확인되어야 할 사항들이 초기 조건이다. 또 다른 예로는 정해진 원자로냉각재계통의 온도와 압력에 도달하였는지를 확인하는 초기 조건이 존재한다. 초기 조건을 확인하지 않고 정·주기 시험을 수행하게 되면 시험 결과 판정 시 불만족하여 초기 조건 확인은 중요한 절차이다.

정·주기 시험 주기, 주의사항, 초기 조건 확인이 모두 끝났다면 정·주기 시

험 본 절차를 수행한다. 본 절차는 각 정·주기마다 다르며 앞에서 설명했듯이 기기의 조작이 필요한 절차, 기기의 조작 없이 데이터 수집 절차 등 다양하게 존재하지만 본 논문에서는 1가지의 정·주기 시험을 선정하여 자동화 프로세스를 구현하고자 한다. 본 절차를 정상적으로 완료하면 발전소의 상태를 시험 수행 전과 동일하게 복귀시키고 시험을 종료하게 된다.

제4절 자동화를 위한 절차서 선정

원자력발전소에는 수많은 정·주기 시험과 그 시험에 상응하는 절차서가 존재한다. 본 논문에서는 정·주기 시험의 자동화의 기본적인 구성을 위해 적합한 시험을 선정해야 하며 위에서 절차서의 성격에 따라 분류를 하였다. 계획예방정비 시험의 경우, 정상 운전 중 정·주기 시험의 인적 오류를 줄이기 위한 본 논문의 목적과는 다르게 계획예방정비 기간 중 수행하는 시험이므로 적합하지 않다. 또한 검·교정 시험은 인력이 직접 투입되어 계측기를 교정해야 하는 작업이 필수적이기 때문에 절차서 선정 후보에서 제외되었고 노심관리 시험의 경우 현재 사용되는 시뮬레이터를 통한 노심모사가 불가능하고 설계사의 노심모사 프로그램이 필요하여 제외되었다. 정상 운전 중 수행하는 시험인 운전성능시험과 운전가능성시험 중 운전성능시험은 정상 동작 중인 설비의 데이터를 취득하여 성능을 확인하는 모니터링에 가까운 시험이다. 하지만 운전가능성시험은 시험을 위한 밸브 배열을 수행하고 대기상태의 기기를 동작시키는 등 기존의 운전원 행위들을 인공지능 혹은 자동화 프로세스로 대체할 수 있어, 본 논문의 목적과 가장 부합하는 정·주기 시험 종류이기에 운전가능성시험 중 일부를 선정하였다. 원자력발전소에서 공학적안전설비(ESF : Engineered Safety Feature)는 설계기준사고를 대비하기 위한 안전설비이다. 원자력발전소에서는 가장 중요한 설비 중 하나이다[5]. 표 2는 각 공학적안전설비의 목적과 기능을 나타낸다[6,7]. 하지만 정상 운전 중에는 동작하지 않기 때문에 비상 상황 시 해당 설비의 운전이 가능하고 설계 성능을 충분히 발휘하는지를 일정한 주기로 입증해야 한다. 그래서 본 논문에서는 해당 시험 중 보조급수펌프 시험을 선정하였다.

Table 2. 원자력발전소 공학적안전설비의 목적 및 기능

공학적 안전설비	목적 및 기능
안전주입 계통	목적: 원자력 노심에 충분한 양의 원자로 냉각재 공급 기능: 원자로 노심으로 고농도의 붕산수를 주입
격납건물 격리계통	목적: 격납건물 안의 방사선 물질이 외부 유출 방지 기능: 격납건물을 관통하는 배관을 차단
격납건물 살수계통	목적: 격납건물 내부 열 제거 및 압력 제거 기능: 격납건물 내부 천장에서 붕산수를 살수
재순환 계통	목적: 원자로 노심의 핵연료로부터 나오는 열에너지 제거 기능: 격납건물 배수조로부터 냉각된 붕산수를 재순환
주증기 격리계통	목적: 증기발생기 세관 파단 시 RCS 2차측 유출 최소화 기능: 증기발생기의 주증기 배관을 차단
보조급수 계통	목적: 증기발생기 수위 복구 불능 시 증기발생기에 급수 공급 기능: 보조급수 펌프 기동으로 증기발생기로 보조급수를 공급

제3장 AFWS(Auxiliary Feedwater System)

제1절 보조급수계통

원자력발전소는 두 개의 폐회로 순환계통을 지니고 있다. 원자로 노심 내의 핵연료에서 발생하는 열에너지를 원자로냉각재계통으로 전달하고 냉각재는 증기발생기 1차측 배관을 통해 열에너지를 전달하고 차가워진 냉각재는 다시 노심으로 돌아가는 폐회로인 1차 계통(Primary)과 원자로의 열에너지는 증기발생기로 전달되어 증기발생기의 2차측 물을 가열하여 증기를 생성하고 그 증기는 터빈을 거쳐 복수기에서 증기는 물로 변환되어 다시 증기발생기로 공급하는 폐회로인 2차 계통(Secondary)이며 복수기에 남아있는 열에너지는 해수를 통해 제거된다.

이때, 어떠한 원인으로 증기발생기 2차측으로 공급되어야 할 급수가 공급되지 않는다면 증기발생기는 1차측에서 전달되는 열에너지를 흡수하지 못하게 되고 1차 계통은 핵연료에서 나오는 열에너지를 제거하지 못하며 적절한 조치를 하지 않는다면 노심이 용융되는 최악의 상황이 발생할 것이다. 이런 상황을 가정한 설계기준사고인 급수상실사고(LOFA : Loss of Feedwater Accident)를 대비하여 보조급수계통이 설계되어 있다. 보조급수계통은 앞에서 설명했듯이 공학적안전설비 중 하나로 정상 운전 중에는 동작하지 않으며 정·주기 시험을 통해 해당 설비의 운전 가능성과 설계 성능을 입증하면서 원자력발전소의 안전성을 입증한다. 그림 2는 보조급수계통을 간단하게 묘사한 개략도이다.

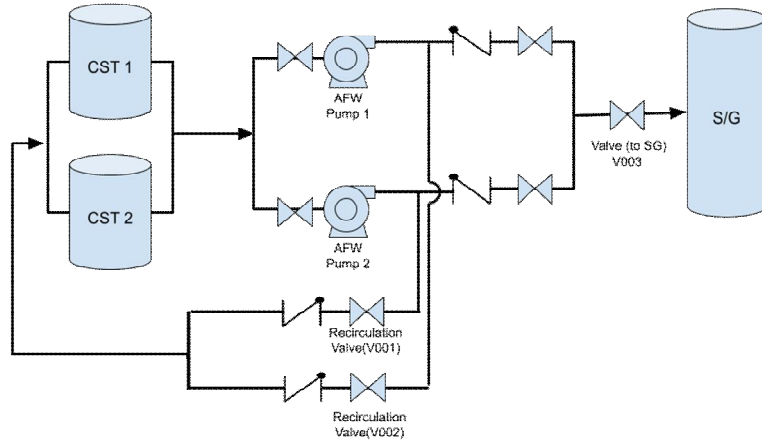


그림 2. 보조급수계통 개략도

보조급수계통의 정상 유로는 증기발생기의 수위가 제한치 이하로 떨어지고 복구가 되지 않을 경우, AFAS가 동작하여 보조급수펌프(AFWP : Auxiliarty Feedwater Pump)를 동작시켜 복수저장조(CST : Condensate Storage Tank)의 복수를 수위가 떨어진 증기발생기로 공급하는 것이다. 그림 3은 정상 운전 시 보조급수계통의 밸브 및 펌프 상태이다.

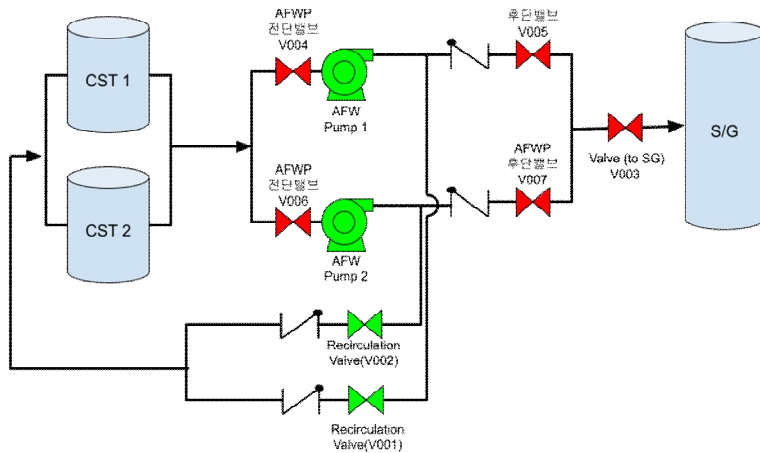


그림 3. 보조급수계통(정상 운전 시)

그림 4는 발전소 사고 시 증기발생기에 급수 공급에 문제가 생기면 AFAS 신호가 동작하여 보조급수펌프를 동작시켜 급수를 공급하는 유로를 나타내고 있다.

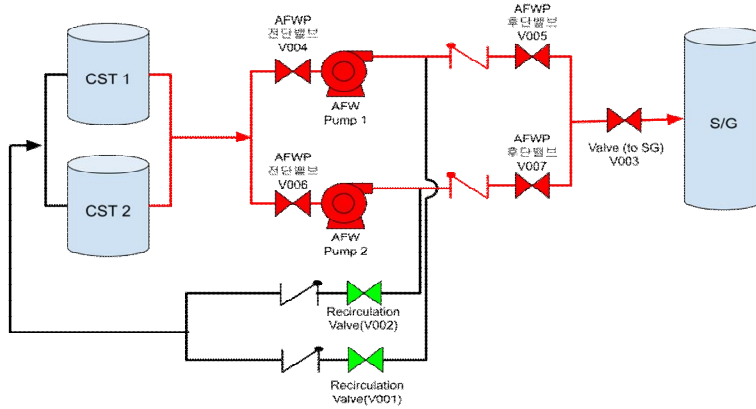


그림 4. 보조급수계통(비상 동작 시)

그러나 정·주기 시험 수행을 위해 재순환 유로를 설계하였으며 재순환 유로는 증기발생기로 가는 밸브를 차단하고 재순환 유로의 밸브를 개방하여 재순환 유로를 형성하면 복수저장조의 복수는 증기발생기로 공급되지 않고 다시 복수저장조로 되돌아가 펌프의 운전가능성과 성능을 점검하도록 되어있다. 그림 5는 정·주기 시험 수행 시 보조급수계통의 유로를 나타내고 있다.

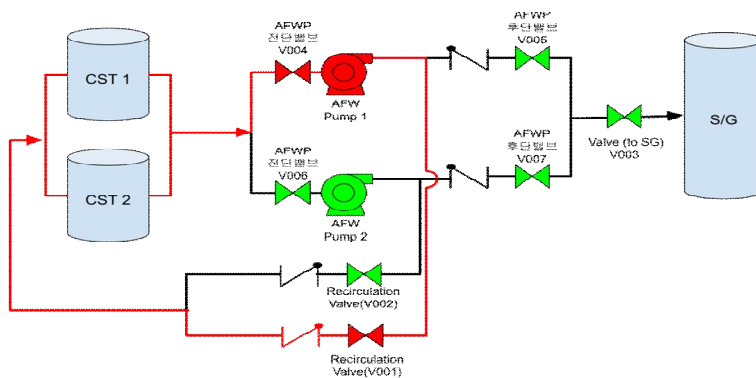


그림 5. 보조급수계통(정·주기 시험 시)

제2절 보조급수펌프 시험 절차서

보조급수펌프 시험 절차서에 대해 절차를 운전원의 행위를 기준으로 나누고 분류를 하였다. 먼저 정·주기 절차를 수행하는 주기가 도래했는지를 판단한다. 최종안전성분석보고서나 운영기술지침서에 각 시험을 수행하는 주기가 명시되어 있으며 해당 주기를 초과하지 않는 선에서 보조급수펌프 시험을 수행한다. 그리고 초기 조건이 만족하는지 확인하는 절차를 수행하는데 해당 시험에서의 주요 초기 조건은 시험에 필요한 설비들에 전원 공급 유무, 보조급수펌프 베어링 윤활유 유위 점검, 보조급수계통의 배관에 배기와 충수 상태 확인, CST 수위가 46% 이상 유지되어 시험을 수행하는데 문제가 없는지를 확인한다. 이후 시험을 위한 보조급수계통의 밸브를 배열해야 한다. 시험 수행 전 밸브 배열은 보조급수펌프 후단 밸브(V005/7)와 시험하지 않는 보조급수펌프 2의 전단밸브(V006)를 차단한다. 그림 6은 보조급수펌프 시험 전 밸브 배열 상태를 나타내고 있다.

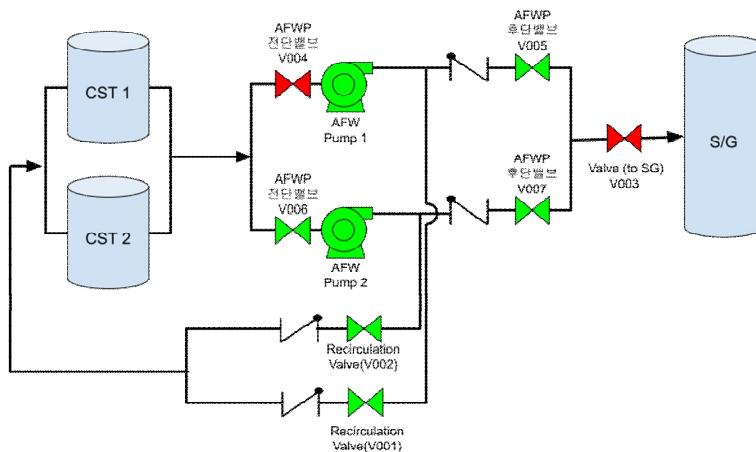


그림 6. 보조급수펌프 시험 (시험 전 밸브 배열)

밸브 배열이 완료된 것을 확인하고 주제어실에서는 증기발생기로 향하는 보조급수계통 배관의 밸브를 차단한다. 그림 7은 증기발생기로 향하는 보조급수계통 배관의 밸브를 차단한 상태를 나타내고 있다.

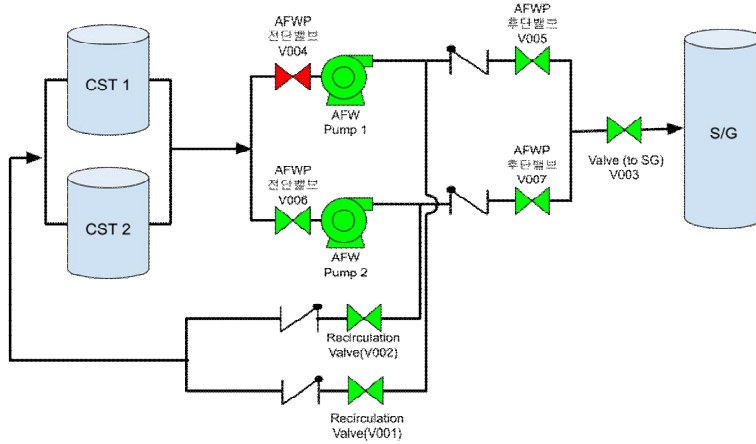


그림 7. 보조급수펌프 시험 (증기발생기 보조급수밸브 차단 상태)

원자력발전소에서는 밸브의 경우 주제어실에서 수행 가능한 밸브와 현장에서 수행 가능한 밸브로 나뉘며 보조급수펌프 재순환 밸브(V001)의 경우 현장에서 조작할 수 있다. 주제어실에서 밸브 조작이 완료되면 현장에서 재순환 밸브(V001)를 1/4 바퀴만 개방한다. 이때, 밸브의 개도를 조절하는 이유는 배관에 급격한 유량이 흘러 배관에 타격을 주어 배관이 파단되는 사고를 방지하기 위함이다.

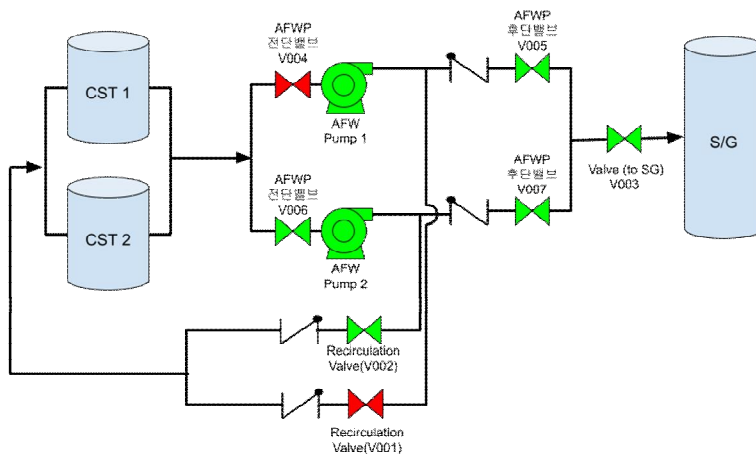


그림 8. 보조급수펌프 시험 (재순환 유로 부분 개방)

본격적인 보조급수펌프 시험을 위해 밸브 배열을 완료하였고, 주제어실에서 보조급수펌프 1을 동작시킨다. 그림 9는 보조급수펌프가 동작한 것을 나타내고 있다.

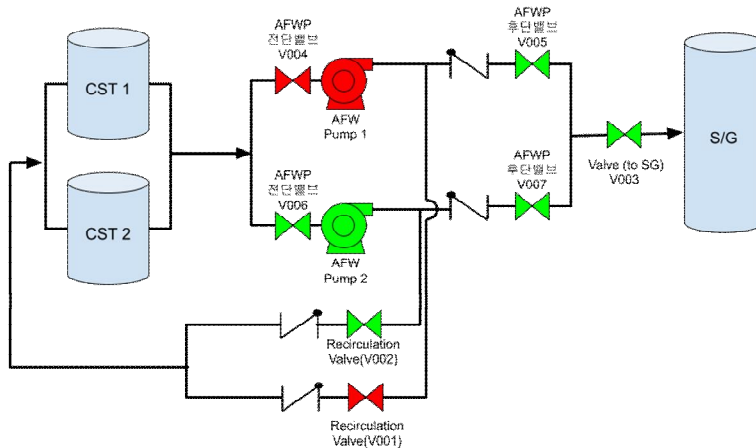


그림 9. 보조급수펌프 시험 (보조급수펌프 동작)

펌프가 동작한 것을 확인하고 재순환 밸브(V001)를 점차 개방하면서 펌프의 유량이 $40m^3/hr$ 가 되도록 밸브의 개도를 조절한다. 펌프의 유량이 맞도록 밸브의 개도를 조절하는 이유는 보조급수펌프 시험에서 유량 시험 기준에 맞추어놓고 펌프 입·출구 차압, 진동 등을 측정하여 시험의 만족 여부를 확인하기 때문이다. 펌프의 유량을 맞추고 난 뒤 펌프가 안정상태가 되는 것을 확인한다. 펌프가 안정상태로 진입하면 필요한 변수들을 측정하고 기록하여 결과를 판정한다. 이후에는 시험 수행의 역순으로 계통을 정상상태로 복귀시키고 시험을 종료한다. 그림 10은 앞에서 설명한 보조급수펌프 시험 절차를 흐름도 형식으로 축약한 것이다.

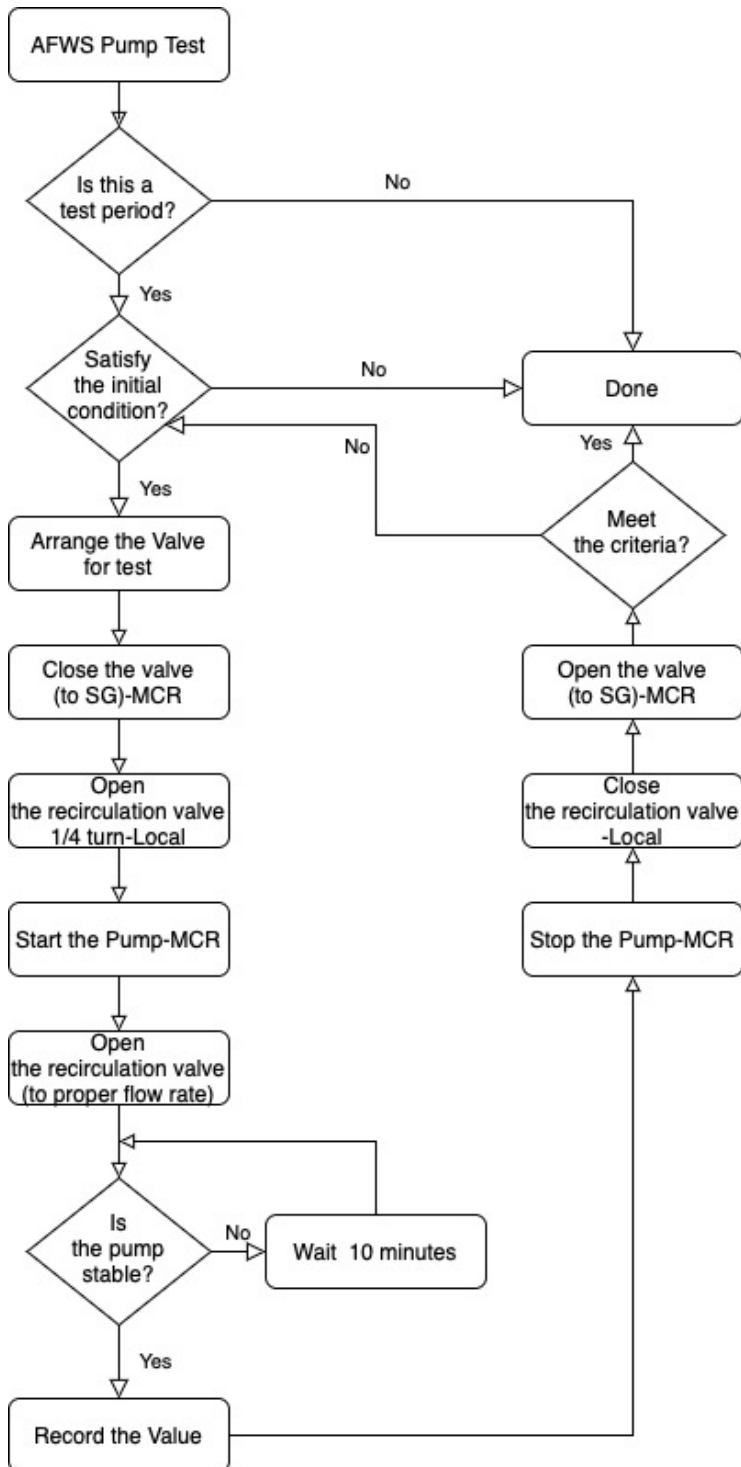


그림 10. 보조급수펌프 시험 절차서 흐름도

제3절 직무 분류 및 분석

앞 절에서 확인한 보조급수펌프 시험에 대한 직무를 분류해보면 크게 정·주기 시험 주기나 초기 조건 혹은 밸브나 기기의 상태를 확인하는 Checking 영역, 기기나 밸브를 조작하는 Operating 영역, 그리고 자료 취득이나 시험의 만족 유무를 판단하는 등의 서류 작업인 Paper work 영역으로 나눌 수 있으며 표 3은 보조급수펌프 시험에 대한 직무를 분류한 표이다.

Table 3. 보조급수펌프 시험 직무 분류표

No.	직 무	
	영역	세부 분류
1	Checking	시험 주기 확인
2		초기 조건 확인
3		기기 상태 확인
4	Operating	밸브 조작(주제어실)
5		밸브 조작(현장)
6		기기 동작
7		밸브 조절
8	Paper work	측정 및 기록
9		검증
10		알람

Checking 영역에서는 주로 현재 상태를 확인하는 기능을 수행한다. 시험을 수행하는 주기에 도달했는지 확인하는 ① 시험 주기 확인, 시험을 수행하기 전 초기 조건 만족 여부를 판단하는 ② 초기 조건 확인, 펌프를 기동하고 펌프가 안정상태에 있는지 확인하는 ③ 기기 상태 확인 3가지로 구성되어 있다. 계측기로부터 들어오는 신호를 통해 취득된 발전소 변수와 절차서에서 요구하는 기준을 비교하여 판단할 수 있다. 특히 본 논문에서 선정한 보조급

수펌프 시험의 경우 펌프가 안정상태인지를 확인하는 직무의 경우 안전상태의 판단기준이 운전원의 경험에 영향을 미치기 때문에 절차서 자동화 시 안정상태 판단기준 선정에 추가적인 고려가 필요하다.

Operating 영역은 주제어실 혹은 현장에서 기기를 동작하거나 밸브 조작을 하는 등의 운전원 행위가 필요한 영역이다. ① 밸브 조작(주제어실), ② 밸브 조작(현장), ③ 기기 동작, ④ 밸브 조절 4가지로 구성되어 있으며 밸브 조작과 밸브 조절을 분리한 이유는 단순히 개방/차단과 같이 이분법적인 조작과 원하는 유량에 맞추어 밸브의 개도를 조절하는 연속적인 조작으로 구분할 수 있고 이는 추후 절차서를 자동화함에 있어 적용되는 방법의 차이로 이어지기 때문에 밸브 조작과 밸브 조절을 분리 구분하였다.

마지막으로 Paper work 영역은 시험의 마무리 단계로서 시험의 만족 여부를 판단할 때 필요한 데이터를 취득하여 기록하는 ① 측정 및 기록, 해당 데이터를 시험 기준과 비교할 수 있도록 처리하고 정·주기 시험 만족 여부를 판단하는 ② 검증, 시험을 완료하고 만족 혹은 불만족 상태를 운전원에게 알려주는 ③ 알람 3가지로 구분된다. 알람 단계에서는 시험 중 절차 수행 중 문제 발생 혹은 그 이외의 원인으로 시험 중단이 된 경우 운전원이 인지할 수 있도록 정보를 통해 알려주는 역할을 한다.

제4장 정·주기 자동화 프로세스 개발 및 검증

본 논문은 보조급수펌프 시험의 직무 유형별로 분류하였으며 각 직무의 특징에 따라 자동화에 필요한 인공지능 학습 방법론은 제안하였다. 이러한 방법을 토대로 보조급수펌프 시험 자동화 프로세스를 다차원 최적 열수력 계통 분석 코드(MARS : Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety)와 CNS(Compact Nuclear Simulator) 시뮬레이터를 이용하여 구성하였으며 자동화 프로세스를 여러 가지 시나리오를 통해 검증 하려고 한다. 그림 11은 CNS 시뮬레이터의 화면을 나타내고 있다.

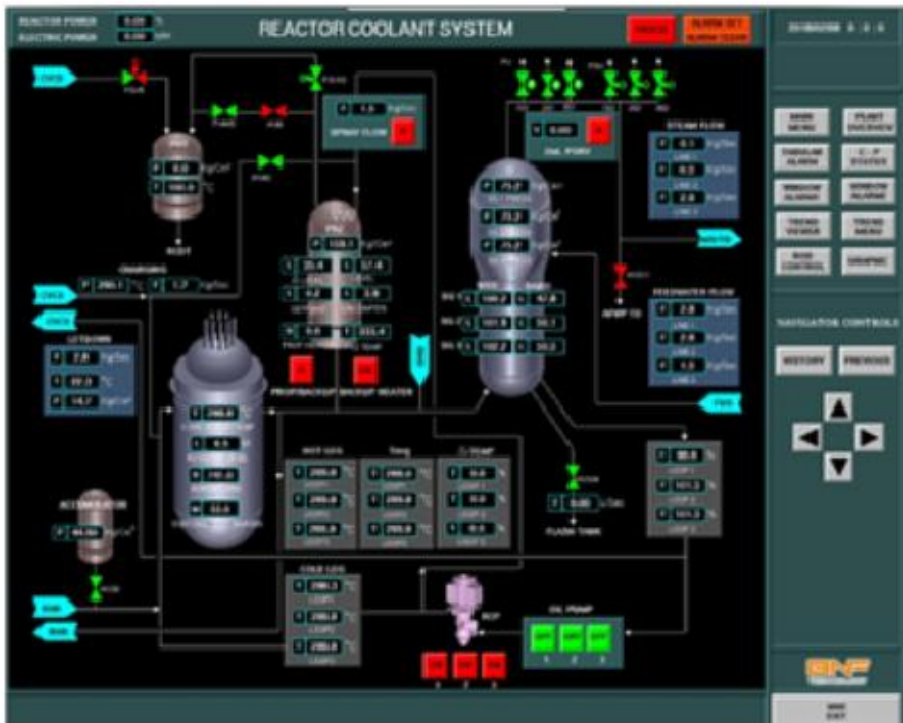


그림 11. Compact Nuclear Simulator Overview

제1절 정·주기 자동화

MARS 코드는 일차원 최적계통분석코드 RELAP5/MOD3.2.1.2(이하 RELAP5라 함)[8] 다차원 원자로 용기 열수력 코드 COBRA-TF[9]를 통합하여 개발된 다차원 최적열수력계통분석 코드이다. MARS 코드는 가압경수로의 Non-LOCA, 소형 및 대형 LOCA 등에서 발생하는 다양한 이상유동 현상을 사실적으로 모사할 수 있다[10,11]. MARS 코드는 일차원 최적계통분석코드 RELAP5/MOD3.2.1.2(이하 RELAP5라 함)[8] 다차원 원자로 용기 열수력 코드 COBRA-TF[9]를 통합하여 개발된 다차원 최적열수력계통분석 코드이다. MARS 코드는 가압경수로의 Non-LOCA, 소형 및 대형 LOCA 등에서 발생하는 다양한 이상유동 현상을 사실적으로 모사할 수 있다[10,11].

앞 장에서 분류된 직무 중 운전원의 조치가 필요한 직무는 인공지능을 이용하여 자동화 프로세스에 적용할 것이다. 그러나 운전원의 직무는 그 특징에 따라 ① 의사결정 직무, ② 연속 동작 직무, ③ 이분법 동작 직무 세가지로 분류가 가능하며 각각의 직무에 적합한 방법이 있다[12].

먼저 의사결정 직무는 설비의 안정상태를 판단하거나 출력 증가율을 결정하는 등의 전략에 사용된다. 의사결정 직무는 기기나 설비를 직접적으로 조작하는 동작이 포함되지 않지만, 의사결정을 통해 세워진 전략을 기반으로 뒤따라오는 설비의 동작 여부가 결정된다. 연속 동작 직무는 주어진 매개 변수에 대해 지정된 목표값을 실현하기 위해 범위에 걸쳐 구성 요소 상태를 조정하며 필요한 조정을 제어하는 직무이다. 예를 들면, 출력 증가율이 3%/hr을 초과하지 않는 선에서 0% 출력에서 100% 출력까지 증가시키는 전략이 의사결정 직무를 통해 이루어졌다. 그럼 단순히 출력을 0%에서 100%로 증가하지 않고 증가 추세가 출력 증가율 제한선을 초과할 가능성이 있다면 출력 증가를 일으키는 기기나 설비를 잠시 멈추고 출력 증가율을 유지하는 것이 의사결정 직무에서 결정된 전략을 수행하는 연속 동작 직무이다.

인공지능을 학습하기 위해 이러한 의사 결정 직무나 연속 동작 직무는 간단한 논리 구조로 구현하기 어렵다. 하지만 이와 대조적으로 이분법 동작 직무는 If-then 논리에서 같이 주어진 조건을 기반을 목표값을 직접 설정하는

것을 포함하여, 단순히 밸브를 개방/차단하거나 펌프를 동작/정지시키는 이분법적인 동작을 수행한다.

Table 4. 분류된 보조급수펌프 시험 직무별 운전원 직무 특징

No.	직 무		운전원 직무 특징
	분류	세부 내용	
1	Check	시험 주기 확인	이분법 동작 직무
2		초기 조건 확인	이분법 동작 직무
3		기기 상태 확인	의사 결정 직무
4	Operate	밸브 조작(주제어실)	이분법 동작 직무
5		밸브 조작(현장)	이분법 동작 직무
6		기기 동작	이분법 동작 직무
7		밸브 조절	연속 동작 직무
8	Paper work	측정 및 기록	이분법 동작 직무
9		검증	이분법 동작 직무
10		알람	이분법 동작 직무

표 4는 분류된 직무별 운전원 직무 특징을 분석한 표이다. 대부분 이분법 동작 직무이지만 설비의 안정상태를 판단하는 기기 상태 확인 직무는 의사결정 직무, 밸브의 개도를 조절하는 밸브 조절 직무는 연속 동작 직무로 구분하였다.

제2절 직무 분석에 따른 자동화 방법론

본 논문에서는 앞 절에서 설명한 If-then 로직을 이용하여 절차를 자동화하고 심층강화학습(DRL : Deep Reinforcement Learning)과 이상제어를 통해 인공지능을 학습시켜 절차서 자동화를 진행하려고 한다.

심층강화학습은 심층 신경망을 훈련하는 방법으로 인공지능을 통해 지정된 목표를 실현할 수 있는 환경 제어를 최적화하는 메커니즘을 제공한다[12-15]. 인공지능과 환경 간의 상호작용 과정은 인간의 학습 과정과 매우 유사한 궤적 루프로 표현될 수 있다[16,17]. 결과적으로 인공지능은 인간과 마찬가지로 시행착오를 통해 자신의 경험을 개발할 수 있고, 기존 이분법적인 컨트롤러가 수행할 수 없는 작업을 수행할 수 있다[18].

Table 5. 보조급수펌프 시험 직무 분류에 따른 자동화 방법 제안

No.	직 무		자동화 방법
	분류	세부 내용	
1	Check	시험 주기 확인	If-then
2		초기 조건 확인	If-then
3		기기 상태 확인	DRL
4	Operate	밸브 조작(주제어실)	If-then
5		밸브 조작(현장)	If-then
6		기기 동작	If-then
7		밸브 조절	DRL
8	Paper work	측정 및 기록	If-then
9		검증	If-then
10		알람	If-then

따라서, 연속 동작 직무와 의사결정 직무는 심층강화학습이 적합하며 이분법 동작 직무는 Rule-based system인 If-then 로직을 적용하였다[19]. 표 5는 분류된 직무에 따라 적용한 자동화 방법을 보여주고 있다.

제3절 MARS 코드를 이용한 정·주기 자동화 모델 개발

데이터 취득 및 자동화 모사를 위해 MARS 코드를 통해 보조급수 펌프 주기 시험에 고려해야하는 시스템을 구현하였다. 보조급수 펌프 시험을 위해 1) If-then 로직을 통해 SG로 향하는 밸브를 닫고, 보조급수 펌프의 재순환 유량을 형성, 2) Control System을 이용하여 밸브의 개도를 조절하여 재순환 유량을 조절, 3) 밸브는 실제 작동 방식과 유사한 10초의 Delayed Time을 고려하여 개폐되도록 구현하였다. 그림 12은 보조급수 펌프 시험의 절차를 구현한 MARS 코드 모형을 나타낸다.

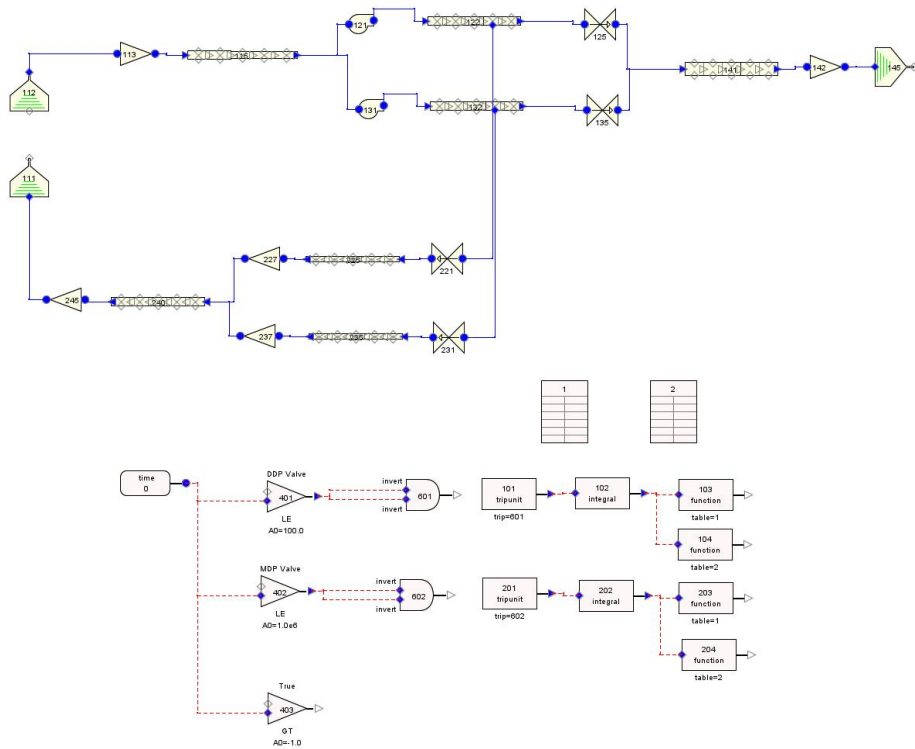


그림 12. 보조급수펌프 시험 절차서 흐름도(MARS 코드)

개발된 MARS 코드를 이용하여, 제안된 보조급수 펌프 정·주기 시험 알고리즘 적용 시스템의 거동을 확인하였다. 그림 13는 이중 일부인 If-then 로직을 통해 구현된 이분법 동작 결과를 나타낸다. 모사 결과 보조급수 펌프 쪽에서 SG로 향하는 유량이 형성되지 않고, 재순환 유로에서 유량이 형성되는 것을 확인하였다. 또한 기동된 펌프의 입구 압력과 출구 압력간의 차이를 확인하여 펌프가 정상적으로 기동 되었음을 확인하였다.

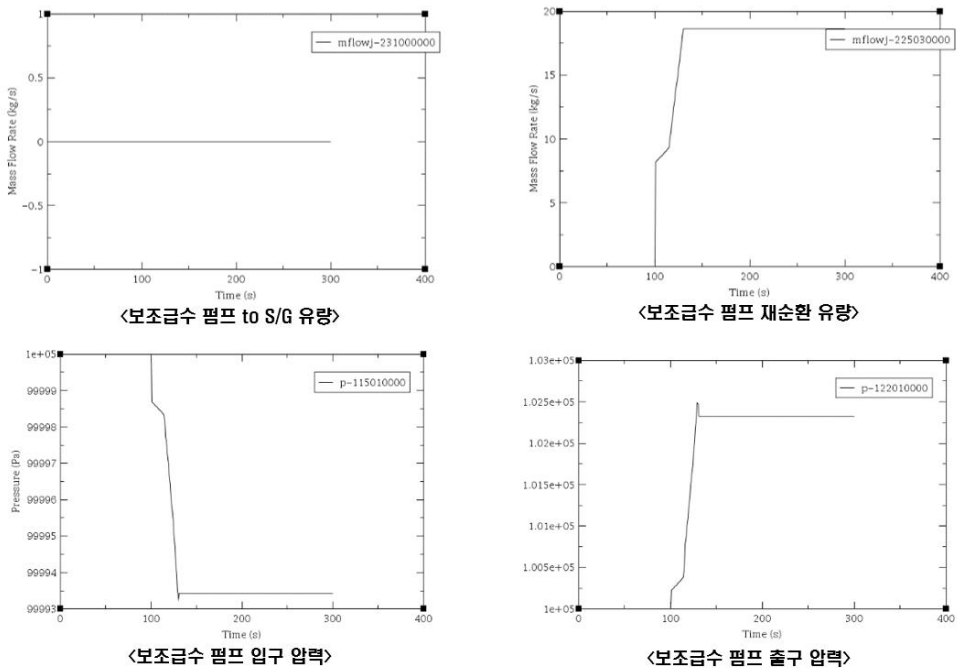


그림 13. 보조급수펌프 시험 이분법 동작 결과

제4절 인공지능을 이용한 정·주기 자동화 검증 모델 개발

개발된 보조급수 펌프 정·주기 시험 자동화의 건진성을 확인하기 위하여 인공지능 방법론 중 Long short-term memory (LSTM)과 Variational autoencoder (VAE)를 이용하여 학습을 진행하였다. LSTM은 순환 신경망의 일종으로 시계열 데이터를 처리하는 데이터로 적합한 방법으로 알려져 있으며, 가중치 뿐만 아니라 메모리에 대한 추가 정보를 셀 상태에 저장하여 시계열 패턴의 길이도 조정 할 수 있다. VAE는 비지도 학습의 일종으로 입력 데이터의 확률분포를 잠재 변수로 (Latent variable) 학습하여, 학습 데이터와 비슷한 데이터를 생성하는 방법이다. LSTM과 VAE로 결합된 모델은 학습된 데이터와 유사한 데이터를 생성하므로, 학습되지 않은 데이터가 입력으로 들어 가도 학습된 데이터와 유사한 데이터를 출력하는 특성이 있다. 이러한 특성을 이용하여 입력 데이터와 출력데이터의 재구성 확률 (Reconstruction Probability)을 통해 이상 탐지를 할 수 있다. 재구성 확률이 미리 지정된 문턱 값보다 높을 때 자동화 알고리즘이 실패한 경우로, 그렇지 않은 경우는 성공한 경우로 식 1과 같이 나타낸다. 재구성 확률은 식 2와 같이 나타내며, x_t 는 t 시간에서의 네트워크에 들어온 입력값을, μ_{x_t} 와 σ_{x_t} 는 각각 네트워크에서 재구성된 입력값과 분산 값을 나타낸다. 문턱값은 식 3으로 결정되며, S_{mean} 과 S_{std} 각각 학습된 데이터의 재구성된 평균값과 표준편차를 나타낸다.

$$\begin{cases} Fail, & \text{if } f_s(x_t, \emptyset, \theta) > \alpha' \\ Success, & \text{otherwise,} \end{cases} \quad (1)$$

$$f_s(x_t, \emptyset, \theta) = -\log p(x_t; \mu_{x_t}, \sigma_{x_t}) \quad (2)$$

$$\alpha' = S_{mean} + 3 * S_{std} \quad (3)$$

본 연구에서는 학습 데이터를 정상적으로 작동한 정주기 절차 데이터로 구성하였다. 그림 14는 인공지능 모델의 구성을 나타낸다. 입력 데이터로 보조

급수 펌프 정주기 절차서의 직무 분석을 통해 확인한 발전소 거동 변수 및 기
 기 상태 변수를 포함한 19개 변수로 선택 하였으며, 시계열 데이터를 고려하
 기 위해 시간 Step을 10개로 결정하였다. 학습 결과 본 모델의 Loss 값이
 1.2545e-04로 수렴함을 확인하였다. 자동화 보조급수 펌프의 이상탐지를 위하
 여 문턱값은 학습된 데이터를 통해 나온 재구성된 데이터의 평균값에 3배의
 표준편차를 더하여 결정하였다.

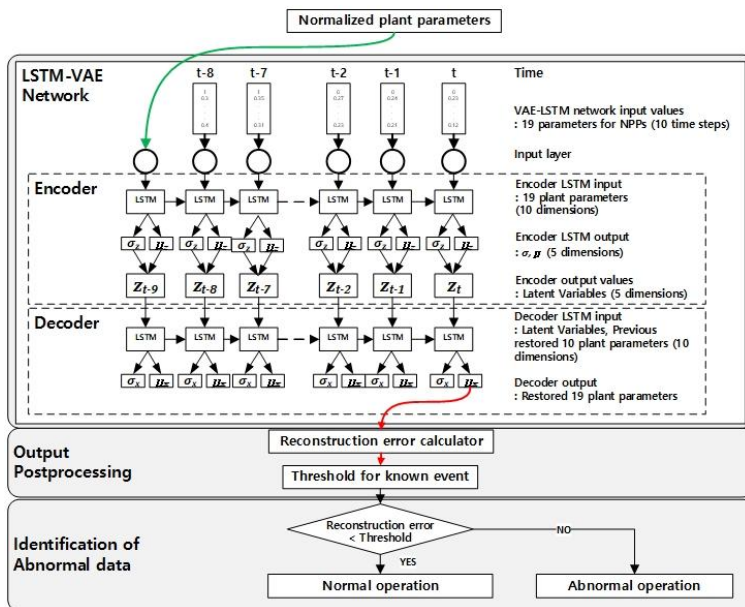


그림 14. LSTM-VAE 인공지능 모델 구성

제5절 검증 시나리오 구성

보조급수 펌프 자동화 프로세스를 검증하기 위한 시나리오는 정상 시나리오 1개와 비정상 시나리오 3건으로 구성되어 있다. 정상 시나리오는 절차서 자동화 프로세스의 순서대로 기기들이 동작하여 정·주기 시험이 정상적으로 완료되는 시나리오이며, 비정상 시나리오는 ① 증기발생기 보조급수 차단 밸브(V003)가 개방되어 증기발생기로 의도치 않은 급수가 공급되어 증기발생기의 수위가 증가하여 시험이 중단되는 시나리오, ② 시험 중인 보조급수펌프 전단 밸브가 차단되어 보조급수유량 상실로 인한 시험 중단 시나리오, ③ 시험 중인 보조급수펌프가 정지되어 시험이 중단되는 시나리오로 구성하였다.

제6절 검증 결과

보조급수 펌프 자동화 프로세스에 대한 검증 방법은 정상 시나리오의 경우 의도한 순서대로 밸브/기기들이 동작하였는지, 최종 취득 데이터가 시험 판정 기준에 만족하는지를 확인하는 것이며, 비정상 시나리오의 경우 정·주기 시험 중 이상 상태가 발생했을 경우 시험을 중단하고 운전원에게 정·주기 시험의 중단을 정보를 이용하여 표현할 수 있는지를 확인한다.

검증을 위하여 학습에 사용하지 않은 정상 시나리오에 대한 데이터를 확인하였다. 그림 15는 정상 시나리오에 대한 이상 탐지의 결과를 나타낸다. 빨간색 선은 문턱값을 나타내며, 각각의 파란색 점은 시간에 따른 재구성 오차를 나타낸다. 검증 결과 정상적으로 진행된 데이터는 99.25%의 정확도를 확인하였다. 비정상적으로 진행된 데이터의 검증을 확인하기 위하여 비정상적으로 진행된 데이터를 통해 확인하였다. 그 중 그림 16은 보조급수 펌프에서 S/G로 향하는 밸브가 닫히지 않은 경우의 결과이다. 검증 결과 비정상적으로 진행된 데이터의 이상 탐지 정확도는 98.25%로 확인하였다.

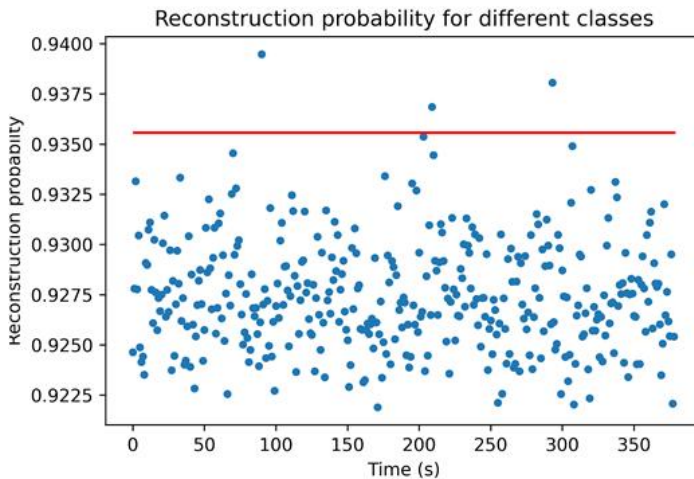


그림 15. 정상적으로 진행된 데이터의 이상탐지 결과

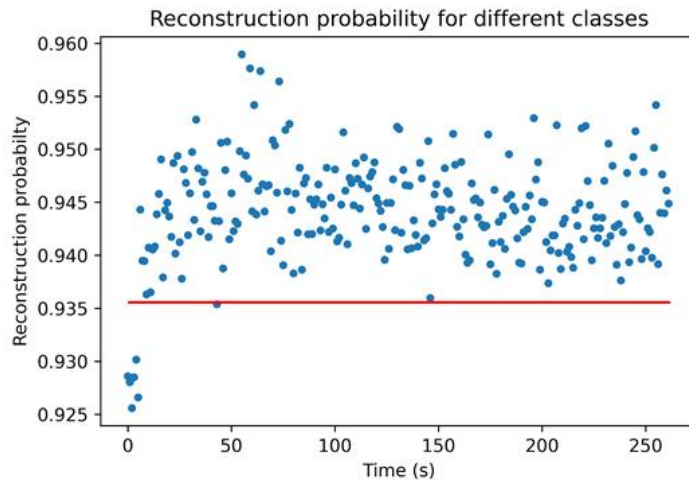


그림 16. S/G로 향하는 밸브 개방 이상탐지 결과

제5장 결론 및 제안

원자력발전소에서 발생한 사고, 고장에서 인적 오류가 차지하는 비율이 상당하고, 운전원이 직접 수행해야 하는 정·주기 시험의 경우 인적 오류가 발생할 확률이 높다. 또한 최근 소형 모듈형 원전이 주목받으면서 원자력발전소의 상주 인원을 최소화해야 하므로 원자력발전소의 정·주기 시험의 자동화에 대한 필요성이 나타남에 따라 본 논문에서는 원자력발전소의 정·주기 시험을 시험의 특징에 따라 분류하였고, 보조급수 펌프 시험 절차를 선정하여 운전원의 직무를 분류 및 분석하였다.

보조급수펌프 시험의 직무 분석 결과, 초기 조건 확인, 밸브 조작(주제어실), 밸브 조절 등 10개의 직무로 분류하였고 운전원의 직무 특징마다 자동화를 위해 적합한 인공지능 학습 방법을 제안하였다.

또한 MARS 코드와 CNS 시뮬레이터를 이용하여 다양한 시나리오를 통해 정·주기 시험 자동화 프로세스를 개발하였다. 개발된 보조급수 펌프 정·주기 시험 자동화의 건전성을 확인하기 위하여 LSTM과 VAE를 이용하여 학습을 진행하였으며 인공지능의 학습을 위한 학습 데이터를 정상적으로 작동한 정주기 절차 데이터로 구성하였다. 보조급수 펌프 자동화 프로세스를 검증하기 위해 정상 시나리오 1개와 비정상 시나리오 3건으로 구성하였다. 정상 시나리오인 절차서 자동화 프로세스의 순서대로 기기들이 동작하여 정·주기 시험이 정상적으로 완료되는 시나리오이며, 비정상 시나리오인 ① 증기발생기 보조급수 차단 밸브가 개방되어 증기발생기로 의도치 않은 급수가 공급되어 증기발생기의 수위가 증가하여 시험이 중단되는 시나리오, ② 시험 중인 보조급수펌프 전단 밸브가 차단되어 보조급수유량 상실로 인한 시험 중단 시나리오, ③ 시험 중인 보조급수펌프가 정지되어 시험이 중단되는 시나리오로 구성하였다.

보조급수 펌프 자동화 프로세스에 대한 검증 방법은 정상 시나리오의 경우 의도한 순서대로 밸브/기기들이 동작하였는지, 최종 취득 데이터가 시험 판정 기준에 만족하는지를 확인하는 것이며, 비정상 시나리오의 경우 정·주기 시험

중 이상 상태가 발생했을 경우 시험을 중단하고 운전원에게 정·주기 시험의 중단을 경보를 이용하여 표현할 수 있는지를 확인한다. 검증 결과 정상적으로 진행된 데이터는 99.25%의 정확도를 확인하였다. 비정상 시나리오 중 보조급수 펌프에서 S/G로 향하는 밸브가 닫히지 않은 경우의 진행된 데이터의 이상 탐지 정확도는 98.25%로 확인하였다.

본 논문에서 원자력발전소에서 수행하는 절차 중 가장 많이 수행하는 정주기 시험을 자동화하여 인적오류를 줄일 수 있는 가능성을 확인하였다. 원자력발전소의 정주기 절차를 자동화하고 인공지능 학습을 통해 정확하게 절차서 수행을 검증할 수 있다는 것을 알아냈다. 아직 원자력발전소의 정주기 절차서의 모든 항목을 적용하지 않았으며 실제 발전소가 아닌 시뮬레이터와 코드로 모사된 상황에서 수행한 결과이다. 추후 연구에서는 정주기 절차서에서 자동화할 범위를 확대하고 가능하다면 실제 발전소의 적용 가능 여부를 확인해야한다.

참고문헌

- [1] 이용희, 장통일, 오연주, 강석호, & 윤종훈. (2011). 가동 중 원자력발전소의 인적 오류 예방 기술 개발. *Journal of the Ergonomics Society of Korea*, 30(1), 75-86.
- [2] KINS, 원전 사고·고장 조사 보고서(재가동 사전안전성평가 결과) 울진 1호기 복수기 진공 상실에 의한 원자로 자동 정지, 2011
- [3] Hyun, J. W., & Lee, S. D. (2010). Investigation of Maintenance Rule Program's Suitability as a Performance Monitoring Tool for Surveillance Test Interval Extension of RPS/ESFAS.
- [4] 송태영. (2014). 원자력발전소에서 리스크를 고려한 작업관리 방법. *한국압력기기공학회 논문집*, 10(1), 37-43.
- [5] Yang, J. E., Kang, D. I., Kim, K. Y., Lee, Y. H., Jang, S. C., Ha, J. J., ... & Hwang, M. J. (2003). Review of UCN 3, 4 PSA model based on NEI PRA peer review process guidance, rev. 0 (No. KAERI/TR--2510/2003). Korea Atomic Energy Research Institute.
- [6] Kang, H. G., & Jang, S. C. (2008). A quantitative study on risk issues in safety feature control system design in digitalized nuclear power plant. *Journal of nuclear science and technology*, 45(8), 850-858.
- [7] Kang, H. G., Jang, S. C., Eom, H. S., & Ha, J. J. (2003). Reliability study: digital engineered safety feature actuation system of Korean Standard Nuclear Power Plant.
- System of Korean Standard Nuclear Power Plant," KAERI/TR-2467/2003.
- [8] Carlson, K. E. (1990). RELAP5/MOD3 code manual. NUREG/CR-5535.

- [9] Thurgood, M. J. (1983). COBRA/TRAC-A thermal-hydraulic code for transient analysis of nuclear reactor vessels and primary coolant systems. Pacific Northwest Lab., Rept, NUREG-CR.
- [10] Park, G. C., Kim, M. H., Chun, J. H., Kim, S. J., Lee, G. H., Bang, Y. S., ... & Choi, C. W. (2010). Assessment of Thermal-hydraulic Experiment Database and Improvement of MARS Code (No. KAERI/CM--1235/2009). Korea Atomic Energy Research Institute.
- [11] Lee, W. J., Chung, B. D., Jeong, J. J., & Ha, K. S. (1998). Development of a multi-dimensional realistic thermal-hydraulic system analysis code, MARS 1.3 and its verification.
- [12] Aggarwal, M., Arora, A., Sodhani, S., & Krishnamurthy, B. (2018, June). Improving search through A3C reinforcement learning based conversational agent. In International Conference on Computational Science (pp. 273-286). Springer, Cham.
- [13] Arulkumaran, K., Deisenroth, M. P., Brundage, M., & Bharath, A. A. (2017). Deep reinforcement learning: A brief survey. *IEEE Signal Processing Magazine*, 34(6), 26-38.
- [14] Kohl, N., & Stone, P. (2004, April). Policy gradient reinforcement learning for fast quadrupedal locomotion. In *IEEE International Conference on Robotics and Automation, 2004. Proceedings. ICRA'04. 2004* (Vol. 3, pp. 2619-2624). IEEE.
- [15] Ng, A. Y., Coates, A., Diel, M., Ganapathi, V., Schulte, J., Tse, B., ... & Liang, E. (2006). Autonomous inverted helicopter flight via reinforcement learning. In *Experimental robotics IX* (pp. 363-372). Springer, Berlin, Heidelberg.
- [16] Sutton, R. S., & Barto, A. G. (2018). Reinforcement learning: An introduction. MIT press.
- [17] Yang, T., Zhao, L., Li, W., & Zomaya, A. Y. (2020). Reinforcement

learning in sustainable energy and electric systems: A survey. Annual Reviews in Control, 49, 145-163.

- [18] Collins, A. G. E. (2019). Reinforcement learning: Bringing together computation and cognition. Current Opinion in Behavioral Sciences, 29, 63-68.
- [19] Lee, D., Arigi, A. M., & Kim, J. (2020). Algorithm for autonomous power-increase operation using deep reinforcement learning and a rule-based system. IEEE Access, 8, 196727-196746.