

Development of CANDU Spent Fuel Bundle Inspection System and Technology

중수로 사용후연료 건전성 검사장비 개발

Yong-Chan Kim¹, Jong-Hyeon Lee^{2*} and Tae-Han Song³

¹Korea Nuclear Fuel Co, 989-111 Daedeok-daero, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

²Chungnam National University, 99 Daehak-ro, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

³Daeduck University, 68 Gajeongbuk-ro, Yuseong-gu, Daejeon, Korea

김용찬¹, 이종현^{2*}, 송태한³

¹한전원자력연료(주), 대전광역시 유성구 대덕대로 989-111

²충남대학교, 대전광역시 유성구 대학로 99

³대덕대학교, 대전광역시 유성구 가정북로 68

(Received September 14, 2012 / Revised November 14, 2012 / Approved December 24, 2012)

Nuclear fuel can be damaged under unexpected circumstances in a nuclear reactor. Fuel rod failure can be occurred due to debris fretting or excessive hydriding or PCI (Pellet-to-clad Interaction) etc. It is important to identify the causes of such failed fuel rods for the safe operation of nuclear power plants. If a fuel rod failure occurs during the operation of a nuclear power plant, the coolant water is contaminated by leaked fission products, and in some case the power level of the plant may be lowered or the operation stopped. In addition, all spent fuels must be transferred to a dry storage. But failed fuel can not be transferred to a dry storage. Therefore, the purpose of this study is to develop a system which is capable of inspecting whether the spent fuel in the storage pool is failed or not. The sipping technology is to analyze the leakage of fission products in state of gas and liquid. The failed fuel inspection system with gamma analyzer has successfully demonstrated that the system is enough to find the failed fuel at Wolsong plant.

Key words: Nuclear fuel, Failed fuel, Spent fuels, Fission products, Sipping technology, Dry storage

핵연료는 원자로 운전 중 예기치 못한 상황에서 연료 결함을 초래할 수 있다. 핵연료 결함은 연료봉의 수소화나 이물질에 의한 금속 마모, 그리고 펠렛과 피복관의 상호작용에 의해 피복관이 손상된다. 이렇게 손상된 핵연료의 결함원인을 규명하는 것은 원자력발전의 안전운전에 중요하다고 사료된다. 핵연료가 손상되면 원자로 냉각재가 오염되어 원자로 출력을 낮추거나, 발전을 정지할 수도 있다. 모든 사용후연료는 건식저장고로 이동 보관되어야 하나, 결함연료는 이동할 수 없으므로 이 연구의 목적은 중수로형 원자로에서 연료가 인출된 후 사용후연료 저장조에서 보관된 연료에 대하여 결함 여부를 판단할 수 있는 기술을 개발하고자 하였다. 이 연구를 통하여 핵종 누설 검출 기술을 이용한 사용후연료 검사기술을 개발하였으며, 이 기술을 월성발전소에 적용함으로써, 검사기술 및 검사시스템에 대한 성능을 입증하였다.

중심단어: 핵연료, 결함연료, 사용후연료, 핵분열생성물, 핵종누설검사기술, 건식저장고

*Corresponding Author . E-mail: jonglee@cnu.ac.kr, Tel: +82.42.821.6596

1. 서론

해마다 전력수요가 증가하고 있고 원자력은 국내 전력 수요의 대부분을 차지하며 그 중요성이 더해 가고 있다. 하지만 일본 후쿠시마 원전사고는 원자력에 대한 세계적인 우려를 일으켰으며 국내외 원자력계에 적지 않은 충격을 주었다. 국민들은 사소한 원자력 관련 안전사고에도 관심이 집중되고 있어 원자력 발전의 안전에 대한 지속적인 연구가 요구된다. 원자력 발전에 있어서 핵연료는 기본이 되는 자재로 운영을 위해 필수적인 요소이다. 원자력 발전의 가동기간이 증가함에 따라 사용후연료에 대한 건전성을 판별하고 이를 관리하는 부분이 중요한 요소가 되고 있다.

원전 가동 중에 핵연료의 결함이 발생되면 1차 계통 냉각수가 오염되며, 냉각수 오염도가 일정량 이상이면 원전출력을 낮추거나 원전가동을 정지해야 한다. 이러한 핵연료의 결함탐지방법으로는 냉각수 내 ^{131}I , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{88}Kr 등의 핵분열성 핵종을 측정하는 GFP System (Gaseous Fission Product Monitoring System)과 원자로의 각 연료채널에서 지발 중성자를 측정하는 DN System (Delayed Neutron Monitoring System) 및 연료를 방출하면서 결함연료 다발을 확인하는 FAM system (Fixed Area Monitoring System) 등이 있다. 그러나 이러한 방법들은 최종적으로 핵연료의 2다발 단위 까지만 결함 확인이 가능하다.

결함연료의 정확한 손상원인을 규명하기 위해서는 연료다발의 위치뿐만 아니라 연료봉 손상위치, 손상부위 형상 등에 대한 상세 정보를 수집해야 하지만 GFP System과 DN System으로는 기술적으로 이를 확인하기 어렵다. 따라서 연료방출 과정에서 동반 방출된 사용후연료 다발이 결함연료가 아닌 것이 포함되어 있음에도 불구하고 결함연료처럼 별도로 격리 보관되어 쌓여 가고 있다. 이로 인해 원자력 발전소 저장 공간 문제뿐만 아니라 비용의 문제가 발생하게 된다.

또한 이러한 연료들을 처리하기 위해서는 해외 선진국 회사에 기술 의뢰를 요청해야하는 상황이 발생하게 되어 원전 운영의 기술적 해외 종속의 문제로 이어지게 될 것이다. 따라서 중수로 사용후연료 건전성 검사기술 및 장비 개발이 요구되었다. 또한 이러한 장비 및 기술이 개발되면 사용후연료의 처리뿐만 아니라 결함연료의 손상 원인을 파악할 수 있어 핵연료 제조 공정에 적용하여 중수로 핵연료 품질 향상에 도 기여할 수 있을 것이다.

중수로 원전 분야 시장은 캐나다의 CANDU ENERGY와 GEC 회사 등에서 다양한 기술과 서비스로 통합된 기술력을 보유한 공급자 위주의 시장으로 되어있다. 이 회사들은 연

료 설계 및 제조기술을 지속적으로 개발하면서 사용후연료 평가 관련 자료를 활용하여 기술적 종속화를 유도하고 있어 이에 대한 국내 자체 기술력이 필요하다. 본 연구에서 다루어지는 결함연료의 정의 및 현재 통용되는 검사기술을 요약하면 다음과 같다.

1.1 핵연료 집합체의 결함

일반적인 중수로용 핵연료 집합체는 핵분열하여 열을 발생하는 우라늄인 소결체, 지르코늄 합금 피복관으로 되어 있는 연료봉, 핵연료 집합체의 양측면에서 지지하는 봉단접합관, 연료봉 양 끝단을 막고 있는 봉단마개, 연료봉에 붙어있는 지지체, 간격체 등으로 구성되어 있다.

이러한 핵연료 집합체의 결함은 제조과정뿐만 아니라 원자로 내의 취급과정에서 인접 연료나 또는 구조물과의 접촉 및 간섭으로 결함이 발생하고 있다.

1.2 결함연료 검사 기술

국내 중수로 (월성원전)의 결함연료 탐지 방법은 GFP System, DN System, 고정지역 감시시스템 (Fixed Area Monitoring System), 그 외 화학부의 냉각재 수동시료 채취/분석으로 수행되고 있으나 정확한 결함연료다발을 검출할 수 없어 해외에서는 Sipping 검사 방법을 사용하고 있다.

1.3 Sipping 검사 기술

Sipping 검사 개념은 사용후연료 집합체의 핀홀 (Pin Hole) 등 결함 부위에서 누설되는 핵분열성 핵종에 대한 흡입기술을 사용하여 내용물을 추출하고 측정 분석하여 결함여부를 검사하는 기술이다. IAEA 기술보고서에서는 물리적 현상 (Physical Phenomenon)과 구성시스템 (Configuration and System)으로 분류할 수 있다. 먼저 물리적 현상으로 분류해보면 다음과 같다. [1]

- Wet Sipping :

물의 가열 또는 수증에서 연료를 들어 올리는 방법으로 결함연료봉의 내압을 증가시켜 물을 이송하여 검사하는 방식으로 사용후연료 저장조 (Spent Fuel Pool) 또는 원자로 (Incore)에서 적용.

- Gas Sipping :

연료에서 누출되는 핵분열성 Gas를 검사하는 방식으

로 원자로에서 방출된 후 단기간 경과된 사용후연료에 적용.

- Vacuum Sipping :

진공방식으로 핵연료봉 외부압력을 감소시켜 핵종을 쉽게 누출되게 하는 방식으로 정확성과 신속성을 고려할 때 BWR (Boiled Water Reactor)에서 가장 많이 사용되는 기술.

구성시스템 방식으로 분류할 경우는 다음과 같다.

- In cell Sipping :

가장 신뢰할만한 기술이나 장치 세정이 필요하여 시간적 소모가 많은 방식.

- In-mast Sipping :

프랑스 PWR (Pressurized Water Reactor)에서 널리 사용되며, 연료건물 내 Refueling Machine 에 설치되고 Gas Sipping 방식.

- Telescope Sipping :

Refueling Machine에 설치된 호스를 통해 물을 흡입하여 Separator에서 가스를 분리한 후 분석장치에서 가스 및 액체 핵종을 분석하는 방식.

중수로 분야에서의 Sipping 기술은 아르헨티나에서 실험실 규모로 Incell Sipping 방법으로 검사하고 있으며 [2], Point Lepreau 발전소에서는 결합연료 보관 캔 (Can)을 이용하여 임시적으로 검사한 경험이 있다. 경수로 분야에서는 미국 및 유럽에서 대부분 In-mast Sipping 방법으로 연료 취급 중에 검사를 수행하고 있으며 미국, 독일, 스페인 및 스웨덴의 일부 발전소에서 Telescope Sipping으로 검사를 수행하고 있다.[3] 국내 한국원자력연구원의 하나로 시설의 경우 수조시설에서 챔버 형태에 연료를 넣고 뚜껑을 닫은 후 이온교환수지를 통해 물을 순환시키고 핵종이 걸러진 이온교환수지를 핵종 분석하고 있다. 이와 같이 결합검사 기술은 경수로에서는 기술적으로 많이 개발되고 상용화되어 발전소에 적용하고 있다. 그러나, 중수로 분야에서는 선진기술을 보유한 외국회사에서도 경수로연료에 비해 결합연료 검사기술 개발의 경제성 등의 이유로 기술개발이 많이 되어 있지 않으며 실험실 수준으로 실제 발전소에 상용화된 적이 없다. 물론 국내에서는 이에 대한 기술이 전무한 실정이다.

본 연구에서는 이러한 중수로 사용후연료 건전성 검사기술 및 장비개발을 위해 In cell Sipping, Wet Sipping, Vacuum Sipping 검사기술을 적용하였으며 개발된 장비와 기술을 공인된 시험검사기관에서 검증하고 월성 발전소에 적용하여 보았다.

2. 검사장비 개발

2.1 장비 개발 개념

중수로 사용후연료 건전성 검사장비는 중수로 사용후연료 결합 여부를 검사하는 시스템으로 다음과 같은 검사/판별 및 설치 운영이 적용되도록 하였다. 검사장비는 중수로형 발전소 사용후연료 수용조에 설치되며, 사용후연료 검사 시 고방사선을 내는 일부 장치 (캐니스터 및 주변 계통 장치) 등은 수중에 설치되어 운영되어야 한다. 사용후연료 검사가 완료되면 장비 해체/제염 및 장비이동이 용이하여야 한다. 사용후연료에 결합이 있을 경우 연료봉 외부로 휘발성 원소인 Krypton, Xenon 및 금속석출물 형태인 Cesium 등의 핵분열성 핵종이 누출되는데[4] 이러한 핵분열성 핵종을 채집하고, 이를 측정 분석하여 사용후연료 결합여부를 검사/판별하게 된다. 검사장비는 Fig. 1에서 보듯이 발전소 사용후연료 수용조의 5 m 깊이에 설치되어 검사가 이루어진다. 이를 위해서 사용후연료를 삽입 인출할 수 있도록 하는 캐니스터, 시료를 순환하고 시료를 채취할 수 있도록 유량 흐름을 조절할 수 있는 밸브 콘솔 (Valve Console), 고방사선으로 인하여 수중에 있는 기기를 원격으로 조종할 수 있는 장비 패널 (Equipment Panel), 휴대가 용이하고 프로그램 제어를 할 수 있는 제어 박스 (Operating Box),

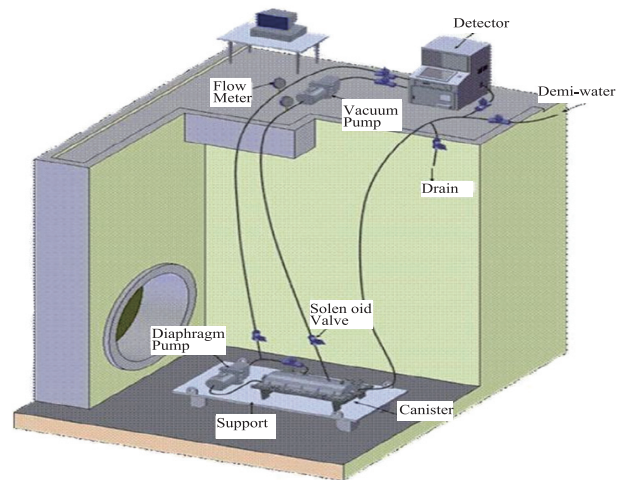


Fig. 1. Structure of sipping system.

핵분열 핵종을 검사하여 연료 결함을 판별할 수 있는 검출 장치가 필요하게 된다.

2.2 장비 설계

중수로 사용후연료 건전성 검사장비 (CANDU Spent Fuel Sipping System) 설계의 전체적인 구성은 Fig. 2와 같다. Fig. 2에서 보이는 바와 같이 중수로 사용후연료 건전성 검사장비는 크게 캐니스터를 포함하는 밸브콘솔, 장비패널과 분석장치 (Detector Assembly)로 되어 있다. 또한 이외에 이러한 시스템을 외부에서 원격으로 제어할 수 있는 독립적인 제어박스의 4개 부분으로 구성된다. [5]

2.3 밸브콘솔 설계

밸브콘솔은 캐니스터와 밸브, 펌프, 스탠드, 배관, 피팅들로 구성되어 있으며, 사용후연료 수용조 바닥에 설치된다. 캐니스터는 Fig. 3(a)와 같이 밸브 제어반에 조립되어 5 m 깊이의 사용후연료 수용조 (봉산수 존재) 바닥에 설치되

어 물속에 잠기게 된다. 캐니스터는 사용후연료를 넣고 밀폐 시킬 수 있는 용기이며 뚜껑과 힌지, 핸들, 밀폐용 잠금장치, 연료 안착대, 노즐 등으로 구성되어 있다. 재질은 부식이나 압력에 강하고, 전해연마가 되어있어 제염이 용이하도록 하였으며 재질은 스테인리스 스틸 (STS 304)을 사용하였다. 뚜껑은 180° 열릴 수 있게 설계되어 연료 삽입/인출시 간섭이 없게 하였다. 밀폐용 잠금장치는 내부와 외부를 완전히 밀폐시키기 위해 뚜껑을 압착할 수 있는 구조로 되어 있다. 밀폐형 잠금장치와 핸들은 수조 위 작업공간에서 별도의 툴을 사용하여 조작할 수 있게 하였다. 캐니스터 측면에는 출구 (Outlet) 노즐이 있고 하부에는 입구 (Inlet) 노즐과 배수 (Drain) 노즐이 설치되어 있으며 용기에 사용후연료를 넣고 밀폐된 상태에서 용기내부의 핵종 샘플을 채취할 경우에도 연료가 공기중에 노출되지 않는 위치에 노즐이 설치되어 있다. 캐니스터 내부에는 사용후연료를 안착할 수 있는 받침대가 설치되어 있고 그 하부에는 입구노즐을 통해 들어오는 물을 고압으로 분사시킬 수 있는 스프레이형 노즐이 설치되어 있다. 스탠드는 캐니스터와 밸브, 펌프를 고정하고 측면에는 높이 조절을 할 수

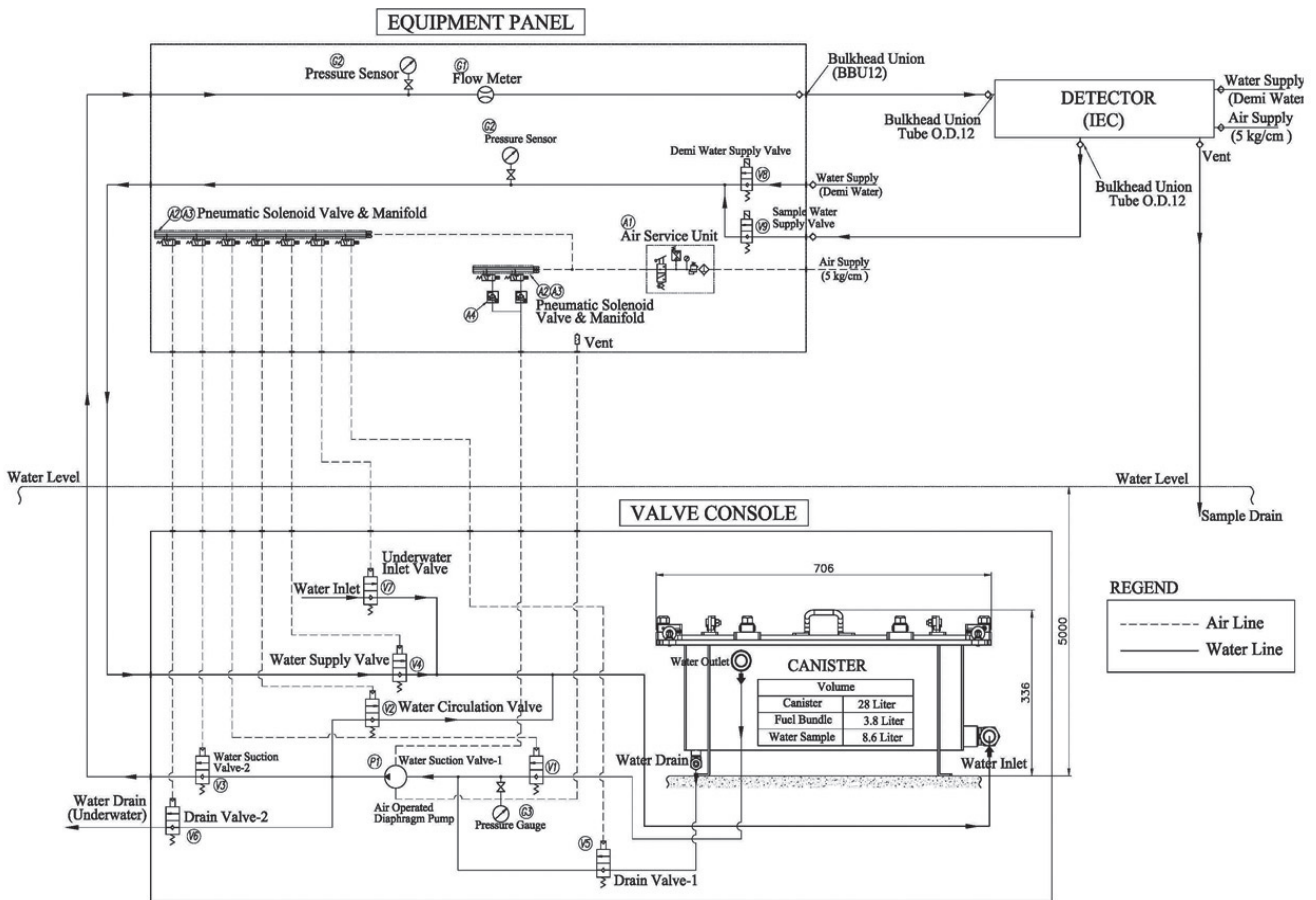


Fig. 2. Layout of the spent fuel sipping system.

있는 조절좌와 인양용 아이볼트 (Eyebolt)가 설치되어 있다. 유체의 흐름을 제어할 수 있는 밸브와 펌프는 수조 외부에서 자동으로 제어할 수 있도록 압축공기로 작동되는 부품으로 설계되었다. 펌프와 밸브는 수중에서도 사용 가능하도록 스테인레스, 황동, 알루미늄 재질로 되어 있고, 밸브와 펌프의 작동에 의해 캐니스터 내부 핵종샘플이 순환되어지고 수조 외부로 핵종샘플이 보내진다. 배관은 핵종물질의 잔존 및 제염을 용이하기 위해 용접을 통해 연결부를 최소화하였다.

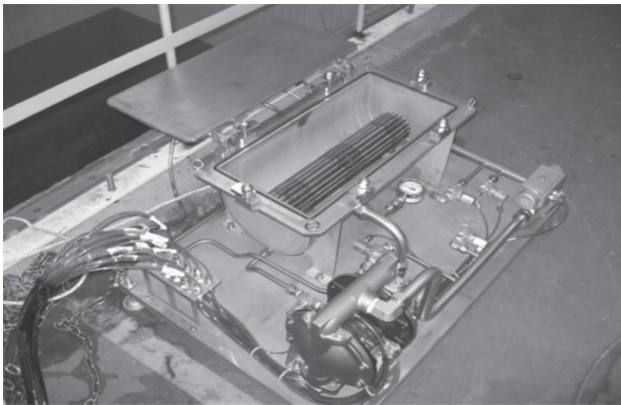
2.4 장비패널 설계

장비패널은 수조 외부 작업공간에 설치되는 박스형태의 구조물로서 내부에는 밸브와 펌프 등을 전기적으로 제어할 수 있는 국부출력패널 (Local Power Panel)과 압축공기를 공급하는 공압 유닛 (Air Service Unit), 유체흐름을 제어하는 밸브, 유량 및 압력값을 확인할 수 있는 유량계, 압력계들이 설치되어 있으며 Fig. 3(b)와 같다. 국부출력패널은 솔레노이드 밸브를 제어하여 펌프와 밸브들을 자동으로 작동시

키고, 유량계, 압력계, 솔레노이드 밸브 등에 전기를 공급하여 데이터를 수집하는 기능을 한다.

2.5 분석장치

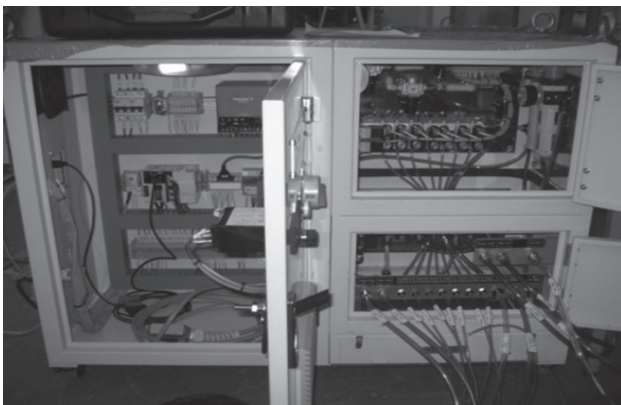
분석장치는 사용후연료에서 누출되는 핵종을 검출하는 장치로서 사용후연료에서 채취된 시료를 NaI(Tl) 검출기를 이용해 핵분열성 핵종을 측정 및 분석하여 연료 결합 유무를 판별한다. 시료의 흐름을 제어하는 샘플링장치와 NaI(Tl) 검출기에서 측정된 신호를 분석하여 핵연료 손상 유무를 판별하는 측정장치로 구성된다. 형상은 Fig. 4(a)와 같다. 샘플링장치에는 외함 전면에서 시료 흐름 속도를 조절하기 위한 유량 표시 및 조절기를 장착하였으며, 시료 입력 밸브와 정화수 입력 밸브, 시료 출구 밸브와 정화수 출구 밸브를 설치하여 샘플링이 용이하도록 하였다. 또한 NaI(Tl) 검출기의 탈부착 및 유지 보수를 위해 개폐가 가능하도록 설계되었다. 측정장치에서는 분석시료에 포함된 핵분열성 핵종은 핵종 고유의 에너지와 세기를 갖는 감마선을 방출한다. 핵종에서 방출되는 감마선은 NaI(Tl) 검출



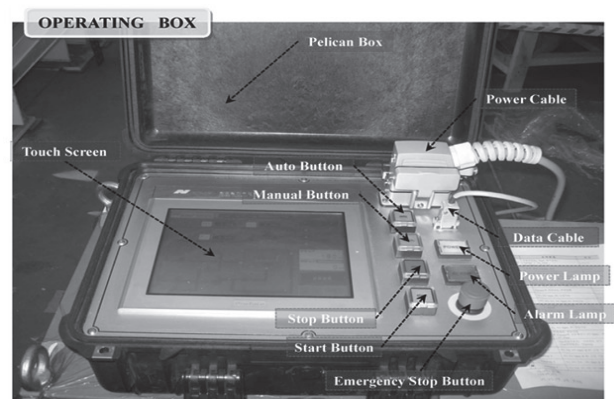
(a) Canister and valve



(a) Analysis equipment



(b) Equipment panel



(b) Control box

Fig. 3. Configuration of the canister in sipping system.

Fig. 4. CANDU spent fuel bundle inspection system.

기에서 핵종 고유의 에너지와 세기에 비례하는 전기적인 신호로 변환되어 컴퓨터 내부에 장착되어 있는 다중채널 분석기로 신호가 전송된다. 전송된 신호는 다중채널분석기 내부에 있는 증폭기에서 증폭된 후 핵종의 에너지에 비례하는 신호 파고에 따라 다수의 채널로 분류해서 각각의 채널에서 신호 빈도를 컴퓨터에 전송하고 전송된 신호 빈도를 이용해 채널 히스토그램을 모니터 화면에 표시한다. 채널 히스토그램을 이용해 핵종의 에너지 및 세기를 분석하여 검사 대상 핵연료 다발의 손상 유무를 모니터 화면에 나타낸다.[6]

2.6 제어박스

제어박스는 박스형 케이스 내부에 제어판넬을 설치하여 Fig. 4(b)와 같이 휴대가 간편하고 원거리에서 전체시스템을 제어하는 장비이다. 장비패널의 국부출력패널과 통신을

Table 1. Test items and contents

Item	Contents
Equipment suitability	<ul style="list-style-type: none"> • Canister structure, Canister lid sealing • Pipe, State of valve installation • State of welding and connector
Process suitability	<ul style="list-style-type: none"> • Vacuum value in canister, Flow rate • State of process operation (Circulation, Cleaning, Drain process)
Others	<ul style="list-style-type: none"> • Equipment installation/Disassembling, Component replacement • Easy operation for opening lid of canister • Inserting of a spent fuel, Discharging of a spent fuel

하여 터치스크린을 통해 각 공정별로 밸브 및 펌프의 동작을 자동 또는 수동으로 제어할 수 있으며 이들의 동작상태 및 유량, 압력 값을 실시간으로 확인이 가능하다. 핵종 물질이 이동하는 장비패널로부터 멀리 떨어진 거리에서 전체시스템을 제어하기 때문에 작업자의 방사선 피폭을 최소화할 수 있게 되어있다.

3. 성능시험 및 발전소 시험 결과 및 고찰

3.1 성능시험

중수로 사용후연료 건전성 검사장비의 성능을 검토하고 장비 설치 및 해체시 운영의 문제점 등을 검토하기 위해 기계적 성능시험과 분석장치의 검출시험을 수행하였다. 기계적 성능시험은 장비의 운영을 위해 필요한 장비 운영의 건전성, 안정성, 공정의 적합성 등을 실험하였다. 시험항목 및 내용은 Table 1 과 같다.

기계적 성능시험을 위해서 발전소 현장여건과 유사한 조건의 5 m 깊이의 수조 (Pit)에 충수하여 장비를 침수시켜 펌프 작동성, 밸브 동작성, 캐니스터 등의 건전성, 유량 및 진공도 등을 시험하였다. 시험결과로는 캐니스터의 기밀 및 배관, 밸브, 용접 이음부등의 기계적 건전성과 캐니스터의 진공치 등 공정의 적합성 및 기타 설치 분해 등의 기계적 기능에 대한 충분한 건전성을 확인하였다. 분석장치의 성능시험은 에너지 분해능, 민감도, 계수정확도 등을 시험하였으며 시험의 신뢰성을 확보하기 위해 국가인증 공인 기관인 한국표준과학연구원 (KRISS)에서 성능시험을 수행하였다. 시험장비는 한국표준과학연구원에서 보유하고 있는 표준장비를 이용해 측정하였고, 검출기를 포함한 분석

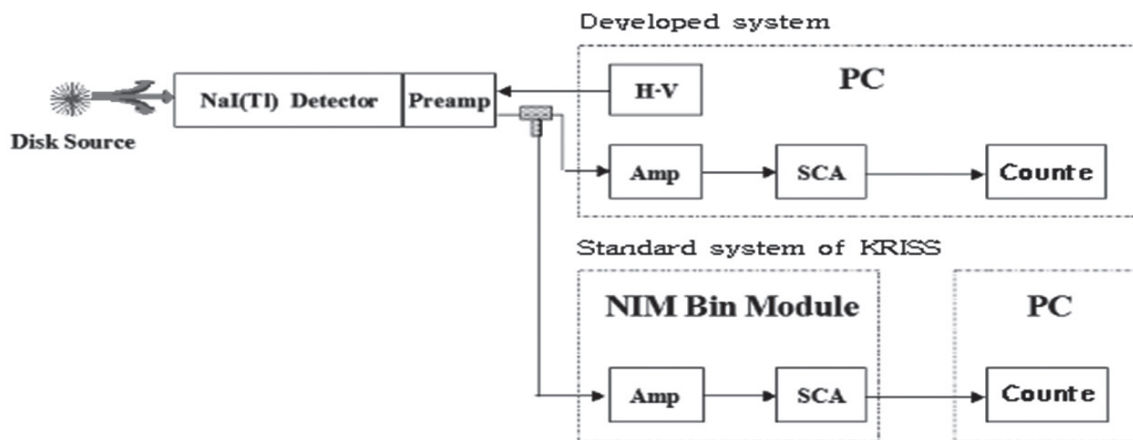


Fig. 5. Diagram of the equipment performance test.

장치 전체에 대한 성능을 표준장비 측정값과 비교 분석하였다. 분석장치의 성능시험은 IAEA (International Atomic Energy Agency)에서 제시한 품질관리방법 (Code : IAEA-TECDOC-602)의 국제 규격서에 의해 평가하였다.[7] 국제 규격서에서 제시한 물리적인 특성 시험은 에너지 분해능 (Energy resolution) 시험, 민감도 (Sensitivity) 시험, 계수 정확도 (Counting precision) 시험 등이다. 성능시험 측정 방법은 동일한 방사선원 (Disk source)을 이용하여 성능시험 대상인 NaI(Tl) 검출기 (Detector) 후단에 신호증폭기인 Preamp를 설치하고 개발장비의 분석장치와 한국표준과학연구원 표준장비를 병렬로 연결한 후 개발된 분석장치와 표준장비 (NIM bin Module)와의 방사능 분석 성능 차이를 비교하였다. 성능시험 측정개요도는 Fig. 5와 같다.

에너지 분해능은 방사성 물질로부터 방출되는 인접된 광자에너지들을 분리할 수 있는 검출기의 능력으로 에너지 분해능 시험조건은 Table 2 와 같다. ¹³⁷Cs 주 광전피크의 에너지(662 keV)와 그에 대응하는 반치폭 (FWHM :Full Width Half Maximum)으로 식(1)을 이용해 에너지 분해능을 구한다.

$$R(Er) = \frac{FWHM}{Er} \times 100 \quad (1)$$

여기서 $R(Er)$ 은 에너지 분해능 (%), Er 은 단일광자에너지 (keV)이다. 시험결과 개발장비의 분석장치 에너지 분해능 값은 6.51%, 한국표준과학연구원 표준장비 에너지 분해능 값은 6.57%로 측정되어 7%미만이었으며 두 장치의 비교 결과는 오차율이 0.91%로 1% 미만의 거의 같은 결과를 얻었다. 다음으로 민감도는 방사성 물질로부터 방출되는 방사선에 대한 검출기의 측정 능력으로서 민감도는 Table 2 와 동일한 조건으로 시험하였다. 민감도의 계산은 ¹³⁷Cs 주 광전피크의 방사능과 측정된 계수율로 식 (2)를 이용하여 구한다.

Table 2. Performance test condition for sensitivity

Item	Contents
Radioactive source	¹³⁷ Cs
Radioactivity	1 μCi (6.132 x 10 ⁴ Bq)
Energy window	(Dec. 12. 1979.), Point source
Distance of detection	Main photon peak (keV) ± 10 % Attachment of source on the surface of detector
Counting time	1000 sec

$$E(Ab) = \frac{CPS}{DPS} \times 100 \quad (2)$$

여기서 E(Ab)는 절대 효율 (%), CPS (Count per Second)는 측정 계수율, DPS (Disintegrate per Second)는 핵종 붕괴율 이다. 시험결과 개발 장비는 12.19%, 한국표준과학연구원 표준장비에서는 12.13%로 산출되어 장비의 오차율이 0.49%로 거의 같은 결과를 얻었다.

계수 정확도는 방사성 물질로부터 방출되는 방사선 반복 측정에 대한 검출기 정확성을 측정하여 산출한 것으로 정확도는 Table 3과 같은 조건에서 시험되었다.

정확도의 계산은 반복 측정된 계수율 식(3)과 같이 계산한다.

Table 3. Performance test condition for counting precision

Item	Contents
Radioactive source	¹³⁷ Cs
Radioactivity	1 μCi (6.132 x 10 ⁴ Bq (Dec. 12. 1979.), Point source
Energy window	Main photon peak (keV) ± 10 %
Distance of detection	Attachment of source on the surface of detector
Counting time	1000 sec
Repetition of detection	5 times

Table 4. Detecting count for accuracy in developed equipment

Counting rate (C ₁)	Avg. Counting rate (C(m))	C ₁ - C(m)	(C ₁ - C(m)) ²	Σ(C ₁ - C(m)) ²
3841 cps	3838 cps	3	9	315
3842 cps		4	16	
3846 cps		8	64	
3823 cps		-15	225	
3839 cps		1	1	

Table 5. Detecting count for accuracy in standard equipment

Counting rate (C ₁)	Avg. Counting rate (C(m))	C ₁ - C(m)	(C ₁ - C(m)) ²	Σ(C ₁ - C(m)) ²
3805 cps	3804 cps	1	1	226
3810 cps		6	36	
3812 cps		8	64	
3793 cps		-11	121	
3802 cps		-2	4	

$$x^2 = \frac{\sum(C_1 - C(m))^2}{C(m)} \times 100 \quad (3)$$

여기서 x^2 은 검출기 계수 정확도, C_1 은 측정 계수율 (CPS), $C(m)$ 은 평균 계수율 (CPS)이다. 실험으로 얻은 개발 장비 계수율은 Table 4에 나타내었고, 한국표준과학연구원 표준장비는 Table 5에 나타내었다. 상기 식 (3)에 따라 계수 정확도를 계산한 결과 개발 장비에서는 8.2, 한국표준과학연구원 표준장비는 5.9 가 산출되었다. 이 산출 값은 모든 검출기에 대해 계수 정확도가 국제 품질 기준치인 16.92 이내이어야 한다는 품질 규격서를 만족하는 것으로 나타났다. 또한 두 장치 간의 계수 오차율은 5회 반복 측정된 평균 계수율을 비교하여 계산하면 0.88 % 로서, 1% 미만의 결과를 얻었다. 따라서 한국표준과학연구원에서 시험한 중수로 사용후연료 건전성 검사장비의 기계적 성능과 분석장치의 검출성능이 안정적임을 확인하였다.

3.2 발전소 성능시험

국내 중수로형 발전소의 사용후연료 결함 검사장비에 대한 검사공정의 안전성 및 검사장비의 성능과 기능을 확인하고 현장 적용시험을 하고자 월성발전소 사용후연료를 대상으로 시험 하였다. 사용후연료 검사 결과 연료 다발별로 BKG(Background) 대비 2배 정도의 방사능 값을 보였으며 이는 정상연료에서 나오는 방사능 값으로 판정되었다. 또한 검사장비의 장비 부품별 성능검사와 내구성, 실제 적용성 등을 시험하였으며 그 결과는 Table 6 과 같다.

Table 6에서 보는 바와 같이 월성발전소에서 중수로형 발전소의 사용후연료 결함 검사장비를 시험한 결과 연료장착용 캐니스터 개폐, 실링, 펌프 및 밸브 동작상태, 측정계 지시값 (압력,유량), P&ID Display 상태, 수동/자동프로그램 동작 확인, 방사선검출기 민감도, MCA 입력신호 처리 계통, 분석프로그램운영, 사용후연료 방출 방사선에 대한 내구성 점검 (Seal 재질, Flexible 호스 등)에서 양호한 결과를 얻어 기능에 이상 없음을 확인하였다.

3.3 결함연료 검사 실제 적용

개발된 검사장비는 월성발전소의 결함연료 검사 요청에 의해 다시 실제 검사에 적용하였고 성능을 확인하였다. 발전소에서 의뢰한 결함 의심 연료는 4다발이었으며 이 연료들의 누출 방사능을 측정한 결과를 Fig. 6에 나타내었다. 4

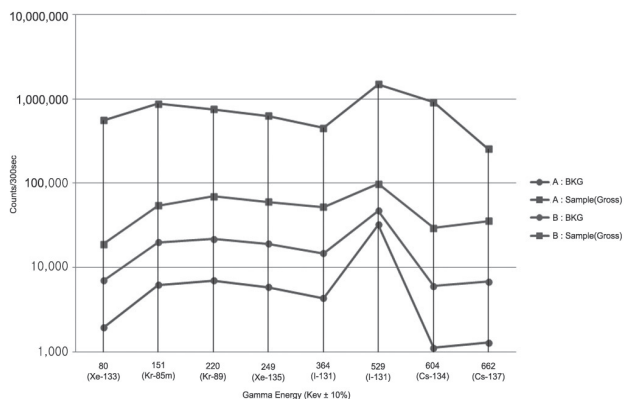
개의 연료 다발을 A, B, C, D로 표기하였으며 각각 연료별로 BKG 값과 방사능 값을 측정하여 비교하였다. 연료 B, C, D는 BKG 대비 방사능 값이 2배 정도로 나타나는 경향을 보이고 있는데, 이 값은 발전소 성능시험 당시 정상연료로 판정되었던 것과 유사함을 보여 정상 연료임을 알 수 있었다. 그러나 연료 A에서는 Xe 및 Kr 핵종 등에서 BKG 대비 100 배 이상의 방사능 값이 측정되었다. 이는 핵연료봉 내부의 누설에 의한 결과로 판단하여 결함연료로 판정하였다.

4. 결론

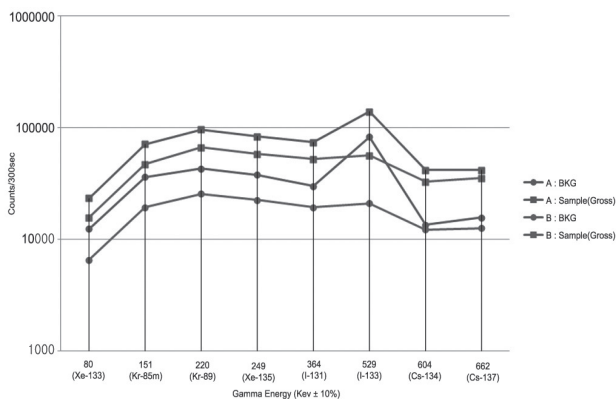
본 연구개발에서는 상용규모의 중수로 발전소 사용후연료 결함 검사 장비를 개발하였다. 개발된 검사장비의 신뢰성을 위하여 한국표준과학원에서 각종 시험을 수행하였으며 월성발전소에서 장비의 부품별 성능검사와 내구성, 실제 적용성 등을 시험하였다. 시험결과로 연료 장착 장비인 캐니스터의 수중 개폐 운영 및 밸브콘솔 운영, 장비패널과 핵종 분석장치의 운영에 문제가 없음을 확인하였다. 또한 월성발전소에서 발생된 결함연료에 대한 실제 검사를 수행하였으며 결함 의심되는 연료다발 중에서 결함연료만을 정확히 검출할 수 있었다.

Table 6. Test results in wolsong nuclear power plant

Contents	Examination results
• Canister sealing, Pump and valve	<ul style="list-style-type: none"> • Canister sealing : EPDM for radiation resistance, • Pump performance : 2HP, 133 L/min • State of valve operation in water • Examination results : Satisfied
• Instrument condition and operating program	<ul style="list-style-type: none"> • Pressure meter : Max. 10 kg/cm², Flowmeter : Turbine type, Max. 38 L/min • Operating state of Manual/Auto program, P&ID Display in controller • Examination results : Satisfied
• Detector performance	<ul style="list-style-type: none"> • Minimum detectable value of NaI Detector : 0.01 Bq/cc, enable to detect BKG (0.05 Bq/cc) • Operating state of MCA Program (Canberra, Geni 2000) • Shielding thickness of detector for noise protection : Lead Shield, 2 inch • Examination results : Satisfied
• Material suitability	<ul style="list-style-type: none"> • Main material : stainless steel for radioactivity decontamination • Flexible hose : Polyurethane for radiation resistance • Examination results : Satisfied



(a) Sipping inspection results of A, B fuels



(b) Sipping inspection results of C, D fuels

Fig. 6. Sipping inspection results.

국내 최초로 개발된 중수로 사용후연료 결함 검사장비는 중수로 분야에서 국내 기술력 입증 및 우수성을 알리는 계기가 될 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 지식경제부 지정 전력산업연구개발사업의 지원으로 수행되었으므로 이에 감사드립니다.

REFERENCES

[1] IAEA, Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors, 2nd ed., pp. 51-55, IAEA Technical Report Series No. 388 (1998).
 [2] Gabriel Ruggirello, Andres Zaverucha, Applied Monitoring Methods for the Control of Fuel Elements in Argentine Nuclear Power Plants, pp. 1-4 (1985).

[3] Emilio Bobo/ENUSA, Private communication, PWR/BWR Sipping Services.
 [4] Y.H. Jung, B.O. Yoo, Y.S. Joo, H.M. Kim, I.H. Jung, "Analysis of high Radiative Materials in Irradiated DUPIC SIMFUEL Using EPMA", J. of Korean Radio Active Waste Soc., 2(2), pp.125-133 (2004)
 [5] Y.C. Kim, J.C. Shin, C.H. Park, T.Y. Choi, Development of CANDU spent fuel bundle inspection system and technology, pp. 53-64, Electric Power Industry Research and Development Final Report (2010).
 [6] CANBERRA, Genie 2000 Spectroscopy Software Operating Manual, pp. 41-63 (2006).
 [7] IAEA, Quality Control of Nuclear Medicine Instruments, pp. 65-77, IAEA-Tecdoc-602 (1991).