

Review of Spent Nuclear Fuel Dry Storage Demonstration Programs in US

미국의 사용후핵연료 건식저장 실증연구의 과거와 현재

Sanghoon Lee^{1*} and Daesik Yook²

¹Keimyung University, 1095 Dalgubeol-daero, Dalseo-gu, Daegu, Republic of Korea

²Korea Institute of Nuclear Safety, 62 Gwahak-ro, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea

이상훈^{1*}, 육대식²

¹계명대학교, 대구광역시 달성구 달구벌대로 1095

²한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 과학로 62

(Received March 29, 2017 / Revised May 8, 2017 / Approved June 2, 2017)

Demonstration programs for spent nuclear fuel dry storage have been carried out to produce important and confirmatory data to support safety of dry storage systems and integrity of spent nuclear fuel stored in dry condition. The US initiated the dry storage of spent nuclear fuel and has strict and explicit regulatory stipulations on the integrity of spent nuclear fuel in dry storage. The US has carried out several notable demonstration programs for the initiation and license extension of dry storage. At the very early stage of dry storage, the demonstration programs were focused on proof of the safety of dry storage systems and a demonstration project called the dry cask storage characterization project was performed for the license extension of low burn-up fuel dry storage. Currently, a demonstration program for the license extension of high burn-up fuel dry storage is under way and is expected to continue for at least 10 years. Korea has not yet begun the dry storage of PWR fuel and the US programs can be a good reference and can provide lessons to safely begin and operate dry storage in Korea. In this paper, past and current demonstration programs of the US are analyzed and several recommendations are provided for demonstration programs for the dry storage of spent nuclear fuel in Korea.

Keywords: Spent nuclear fuel, Dry storage, Demonstration, Retrievability, Safety

*Corresponding Author.

Sanghoon Lee, Keimyung University, E-mail: shlee1222@kmu.ac.kr, Tel: +82-53-580-5264

ORCID

Sanghoon Lee <http://orcid.org/0000-0003-0806-4554>

Daesik Yook <http://orcid.org/0000-0002-6673-3368>

사용후핵연료 건식저장의 실증연구는 건식저장 시스템의 안전성과 사용후핵연료의 저장 건전성 평가를 위한 확증적인 데이터 생산을 위하여 수행되어 왔다. 사용후핵연료의 건식저장을 가장 먼저 시작하였고 핵연료 건전성에 대한 법적 요건이 엄격하게 제시되어 있는 미국에서는 건식저장의 개시, 인허가 갱신을 위하여 주목할만한 몇몇 실증연구 프로그램을 운영한 바 있다. 건식저장 초기 단계에 건식저장 시스템 성능 검증 목적으로 실증연구가 수행된 바 있으며 저연소도 사용후핵연료의 건식저장 인허가 갱신을 위하여 건식저장 특성평가 프로젝트를 진행한 바 있다. 현재는 고연소도 사용후핵연료 인허가 연장을 위한 실증연구가 진행 중이며 이 연구는 향후 최소 10년이상 진행될 것으로 예상된다. 건식저장을 본격적으로 시작하지 않은 우리나라에서는 미국에서 진행해온 이러한 건식저장 실증연구가 훌륭한 타산지석이 될 것으로 생각되며 이에 본 논문에서는 미국의 건식저장 실증연구 프로그램의 과거와 현재를 분석하고 우리나라에서 진행할 필요가 있다고 사료되는 실증연구에 대한 제언을 담았다.

중심단어: 사용후핵연료, 건식저장, 실증, 회수성, 안전성

1. 개요

전 세계적으로 사용후핵연료의 재고량은 증가하고 있으나 영구 처분시설 확보를 위한 사회적 합의의 어려움 등으로 인하여 발전소 내, 혹은 중간저장시설에 저장 중인 사용후핵연료의 양은 당분간 계속 증가할 것으로 예상된다. 스웨덴, 슬로바키아 등 일부 국가를 제외한 대부분의 나라에서 사용후핵연료를 건식저장하고 있으며 미국 등 일찍 건식저장을 시작한 국가들은 현재 건식저장 인허가를 연장하고 있는 추세이다.

사용후핵연료의 건식저장 기간이 초기 예상보다 길어지면서 장기 저장으로 인한 건식저장 시스템의 열화, 그리고 저장 대상인 사용후핵연료의 건전성이 중요한 기술적 이슈로 부각되고 있다. 사용후핵연료의 건전성에 대하여 가장 구체적인 기준을 가지고 있는 국가는 미국으로 최종 처분 전 사용후핵연료 관리단계에서 사용후핵연료가 회수성(retrievability)을 갖도록 해야 한다고 법규로 명시하고 있으며[1], 특히 건식저장을 하는 과정에 사용후핵연료의 확산 열화가 발생하지 않아야 한다고 기술기준을 제시하고 있다[2-4]. 이런 취지로 미국에서는 건식저장이 처음 시작된 1980년대 중반 미국 에너지부(Department of Energy; 이하 DOE) 및 산하 연구소, 그리고 발전사업자들이 협업체를 구성하여 저연소도 사용후핵연료의 건식저장 실증연구 프로그램을 운영하였다. 실증연구 초기 단계에는 건식저장 시스템의 성능에 대한 검증이 주요 목표였는데 약 17년의

저장기간이 지난 후 저장 인허가 연장의 필요성이 대두 되면서 실증 용기에 저장된 사용후핵연료를 회수, 다양한 검사를 수행한 바 있다. 이 검사의 목적은 추가적인 건식저장 기간 동안 사용후핵연료의 건전성이 유지될 것인가라는 질문에 대한 기술적 근거를 확보하는 것이었으며 당시 저장시스템 및 핵연료에 심각한 열화가 발견되지 않아 큰 문제없이 저연소도 사용후핵연료의 건식저장 인허가가 연장될 수 있었다[5, 6]. 현재 미국에서 가장 큰 이슈가 되고 있는 것은 고연소도 사용후핵연료의 인허가 연장이며 저연소도 사용후핵연료와 달리 인허가 연장을 뒷받침해줄 기술적 근거가 충분히 확보되지 못한 상황이다. 가장 큰 이유는 저연소도 사용후핵연료보다 높은 발열량, 수소함량 등으로 재료적, 구조적으로 취약할 수 밖에 없는 고연소도 사용후핵연료의 기계적 건전성으로 소내 저장이 끝난 후 DOE 주관으로 처분시설, 혹은 중앙집중식 중간저장시설로 이 연료들을 운반할 때 건전성이 유지될지의 여부이다. 고연소도 연료는 저연소도 연료에 비하여 그 특성의 불확실성이 매우 커 분석적 방법으로 그 특성을 정확히 평가하는 것에 한계가 있기 때문에 미국에서는 고연소도 사용후핵연료의 장기 저장 이후 건전성 유지 확인을 위하여 새로운 실증연구 프로그램을 진행 중이다. 초기에 고연소도 데모 프로그램(High Burn-up Demo program)으로 명명되었던 이 프로그램은 현재 고연소도 확증데이터 취득 프로젝트(High Burn-up Confirmatory Data Project)란 새로운 이름으로 진행 중이다[7].

현재 우리나라 역시 2024년 한빛원전부터 시작되는 저장조 포화에 대비하여 사용후핵연료의 건식저장을 준비하고 있으며 준비 단계에서부터 안전을 비롯한 다양한 측면의 연구 및 접근이 필요하다. 일부 중수로 연료를 제외하고 건식저장 경험이 전무한 우리나라 상황에서는 우리보다 30년 이상 일찍 경수로 연료의 건식저장을 시작한 선진국의 경험을 타산지석으로 삼아 보다 합리적이고 일관되며 장기적인 안목을 가진 정책 및 연구, 규제 방향을 수립할 필요가 있다. 특히, 사용후핵연료 자체의 특성 및 건전성에 대한 연구는 모든 관리단계에 필요한 주요 정보를 확보하는 연구이므로 장기적이고 체계적인 안목을 가지고 접근할 필요가 있다. 본 논문에서는 이러한 취지로 미국의 사용후핵연료 건식저장 실증연구의 과거와 현재를 분석하고자 한다. 개별적인 실증연구의 상세한 결과보다는 각각의 실증연구의 취지 및 목적, 그리고 시험계획에 초점을 맞추어 분석을 수행한다. 2장에서는 사용후핵연료의 건전성 및 데모와 관련된 법규 현황을 분석하고 3장에서는 미국에서 진행된 사용후핵연료 데모를 3단계로 구분하여 목적, 방법 및 결과에 대해 논하고자 한다. 4장에는 결론 및 제언을 싣는다.

2. 사용후핵연료 건전성 및 회수성 관련 법규

2.1 저장 관련 법규

사용후핵연료의 건전성과 관련된 법적 요건은 10 CFR 72, SFST-ISG, NUREG 등의 문서에 제시되어 있다. 10 CFR 72.122(h) (1)은 “사용후핵연료의 피복관은 저장기간 동안 광범위한 파손을 야기할 수 있는 열화로부터 보호되거나 또는 다른 방법으로 격납되어 그러한 열화가 저장 철거 작업 안전성을 저해하지 않도록 조치되어야 한다.” 라고 기술하고 있다. 또한 10 CFR 72.122(h) (5)는 “고준위 방사성폐기물 및 Class C 이상의 원전폐기물은 방사성물질의 외부 유출 및 법규에서 허용한 한계 이상의 방사선 피폭 없이 취급과 회수가 가능하도록 포장되어야 한다.” 라고 기술하고 있으며 10 CFR 72.122(l)은 “저장시스템은 사용후핵연료, 고준위폐기물 및 Class C 이상의 원전폐기물을 항상 회수 가능하도록 설계되어야 한다” 라고 기술하고 있다. 관련하여 사용후핵연료 등을 항상 회수 가능(ready retriev-

al)하다는 것의 기술적 정의는 SFST-ISG-2에서 제시하고 있는데 2016년 4월 발표된 개정안에서는 “사용후핵연료를 추가적인 처리나 처분을 위하여 안전하게 저장상태로부터 제거(removal)하는 능력” 이라고 정의하고 있다. 이전 버전에서는 “사용후핵연료 다발이 구조적으로 건전하여 일상적 방법으로 취급을 할 수 있으면 항상 회수 가능한 것으로 간주한다.” 라고 기술하고 있었으며 여기서 말하는 일상적 방법은 역시 같은 문서에 “사용후핵연료 다발을 크레인과 그래플(grapple) 같이 사용후핵연료 최초 적재에 사용된 장비를 활용하여 옮길 수 있는 능력” 으로 정의하였었다. 개정된 SFST-ISG-2에서는 사용후핵연료를 저장상태에서 제거하는 방법으로 개별 연료다발 혹은 캐닝된 연료다발을 저장상태에서 회수하는 것, 사용후핵연료를 적재한 캐니스터를 운반 용기로 혹은 사용후핵연료를 제거 및 하역할 수 있는 장소로 이송시키는 것, 혹은 상기 방법들의 조합을 허용한다고 제시하고 있다. 이로써 개별 연료다발 혹은 캐닝된 연료다발에 대하여 정의되어 있었던 회수성(retrievability)이 캐니스터나 용기 단위로 정의가 확장된 것을 알 수 있다. 한편 SFST-ISG-2에서 10 CFR 72.122(l)의 회수성 요건이 정상(normal) 및 비정상(off-normal) 조건에만 적용되며 사고조건에는 적용되지 않는다고 기술하고 있다. 단, NUREG-1536에서는 사고조건에서 민간의 건강과 안전을 위협에 빠지지 않도록 저장된 방사성물질을 안전한 상태로 되돌릴 수 있는 회복성(Recovery)이 있어야 하며 이 의미는 사고 후 방사선 누출 한계를 초과하지 않아야 한다는 것이라고 규정하고 있다.

사용후핵연료는 저장 전 상태에 따라 분류가 되어야 하며 미국 법규에서는 사용후핵연료를 건전연료(intact fuel), 비손상연료(undamaged fuel), 손상연료(damaged fuel)로 분류하고 있다. 회수성 요건을 만족하기 위해서 건전연료와 비손상연료는 저장 기간 동안 최소 비손상연료의 상태를 유지하여야 하며 건식저장에서 이를 담보하는 기술적 근거는 (1)사용후핵연료를 불활성기체 분위기에 저장함으로써 수분, 산소로 인한 부식 메커니즘을 차단한다는 것과 (2)SFST-ISG-11에서 제시하고 있는 온도 범위를 준수해야 한다는 것이다. 손상연료의 경우 별도의 캐닝(canning)을 통해서 상기 요건을 만족시킬 수 있다. SFST-ISG-11에서 제시하고 있는 온도제한조건은 다음과 같다.

- (1) 모든 연소도의 연료에 대하여 정상 저장조건 및 진공 건조, 불활성기체 충전, 저장용기 이송 등과 같은 단기 적재작업(short-term loading operation) 동안 사용후핵연료 피복관의 최대온도가 400℃를 넘지 말아야 한다. 단, 저연소도 연료의 경우 피복관에 작용하는 후프 응력(hoop stress)이 90 MPa을 넘지 않는다는 것을 증명하면 단기 적재작업 시 400℃ 보다 높은 온도제한치를 적용할 수 있다.
- (2) 사용후핵연료의 적재 작업 시 사용후핵연료에 가해지는 열주기(thermal cycle)는 10회 이하로 제한되어야 하며 이 때 허용되는 최대 온도 편차는 주기당 65℃이다.
- (3) 저장 시 비정상조건과 사고조건의 경우 사용후핵연료 피복관의 온도는 570℃를 넘지 말아야 한다.

2.2 운반 관련 법규

사용후핵연료의 회수성(retrievability)은 운반성(transportability)과 동일한 개념은 아니나 매우 큰 연관을 가지고 있다. 미국 등의 국가에서 사용후핵연료는 저장 후 결국 처분시설 혹은 재처리 시설 등으로 수송될 것이며 가장 큰 기술적 이슈는 저장 기간이 장기화 될 경우 발생 가능한 열화로 인하여 피복관이 수송 과정 동안 가해지는 충격을 견디지 못하는 사태가 발생할 것인가에 대한 판단이다. 운반법규에서 사용후핵연료의 회수성을 명시적으로 강제하고 있지는 않다. 관련이 되는 법규는 수송법규인 10 CFR 71[8]의 10 CFR 71.55(d)(1)과 10 CFR 71.55(d)(2)에서 기술하고 있는 정상 운반조건 시 운반용기 요건에 관한 다음과 같은 내용이다.

“핵분열성 물질을 운반하는 용기는 정상운반조건 하에 내용물이 항상 미입계를 유지해야 하며 그 형상이 크게(substantially) 변하지 않도록 설계되어야 한다.”

운반과정 동안 내용물의 형상이 변화하는 정도는 그 내용물이 가해진 하중에 반응하는 정도, 즉, 기계적 물성에 따라 결정되며 이 지점에서 저장 시 회수성과 운반성의 기술적 연관성이 발생한다. 저장 조건에서의 회수성이 저장 직후 연료다발을 인출하여 수송용기에 장전 가능한 상태를 확보하는 것이라고 하면 운반성은 수송조건 하에 연료의 형상이 변화가 없어야 하며, 즉 파손이 없어야 하며, 이 연료가 처분장, 혹은 재처리시설 등에서 인출 및 추후 작업이 진행 가능한

상태를 확보해야 한다는 것이므로 운반성이 더 기계적으로 엄중한 조건이라고 할 수 있다.

3. 미국의 실증연구 현황

3.1 건식저장 초창기의 실증연구

건식저장 초기의 실증연구는 건식저장시스템, 즉 건식저장용기 및 시설의 제열성능(heat removal performance)과 방사선 차폐성능의 실증 및 안전성 평가에 사용된 해석모델의 검증에 주목적이 있었다. 이 데모의 내용이 사용후핵연료 건전성을 직접적으로 평가하고 실증하는 것은 아니지만 건식저장용기 내 온도분포 및 환경이 저장대상 사용후핵연료의 건전성에 결정적인 영향을 미치는 인자임을 주지할 때 분석해볼 가치가 있다고 할 수 있다. 또한, 아직까지 경수로 사용후핵연료의 건식저장을 본격 시작하지 않은 우리나라의 상황에서는 연료의 건전성 뿐 아니라 새로이 도입될 건식저장시스템의 성능을 검증하는 것 역시 중요한 작업이며 미국의 초기 경험은 추후 우리나라에 건식저장이 시작되고 시설의 실증연구를 진행할 때 좋은 참고가 될 것이다. 초창기 실증연구는 1982년에 제정된 NWPA (Nuclear Waste Policy Act)에 따라 DOE와 발전사업자들 간의 협력을 통하여 Nevada Test Site, Surry 발전소, H. B. Robinson 발전소, INEL (Idaho National Engineering Laboratory, 현 Idaho National Laboratory, 이하 INL) 등에서 수행되었으며 각각의 실증연구의 시작연도, 참여기관, 저장용기, 장전연료, 취득데이터 등을 아래 Table 1에 요약하였다. Westinghouse 사에서 제작한 밀봉저장캐스크 (Sealed Storage Cask, SSC)(Fig. 1)[9]를 제외하고는 모두 상용으로 개발된 저장용기가 실증연구에 이용되었다. 앞에서 언급한 것처럼 실증연구에서 주로 취득한 데이터는 저장용기 및 시스템 각 부분에서의 온도와 선량률이었으며 민간 발전소에서 수행한 실증연구는 사용후핵연료를 수조에서 용기에 적재하여 진공건조를 하고 저장 장소로 옮겨 저장을 시작하는 일련의 절차를 수립하고 각 절차마다 작업자들의 피폭선량을 조사하고자 하는 취지도 있었다. 이 초기 실증연구의 결과 들은 COBRA-SFS [10] HYDRA와 같은 열수력 해석코드를 검증하는데 활용되었으며[11], 이 작업은 Pacific Northwest National Laboratory (이하 PNNL)의

Table 1. SNF dry storage demonstration at early stages

Locations (year)	Organizations	Storage system	Loaded fuel	Data collected
Nevada Test Site (1978)	DOE, Westinghouse	Sealed Storage Cask	BWR fuel < 25 GWd/MTU < 1.25 kW (from Turkey Point Reactor)	- Temperature measurements at 64 locations using thermocouples on the surface of liner and canister, and inside concrete (Fig. 1)
Surry Power Station (1986)	DOE, EPRI, Virginia Power	CASTOR V/21	PWR fuel < 3.5 wt % < 35 GWd/MTU < 1 kW	- Personnel dose by activities
H.B. Robinson Power Station (1988)	Carolina Power and light company, DOE, EPRI	NUHOMS	Heater, PWR fuel 2.9 wt % 31-34 GWd/MTU 692-832 kW	- 76 thermocouples for temperature measurement (Fig. 2) - Temperature of DSC (dry storage canister), transport cask, and HSM (horizontal storage module) - Temperature and velocity of air at the inlets and outlets of HSM - Pressure of DSC - Dose rate on and 3 ft away from the HSM
INEL (1984)	Virginia Power, Wisconsin Electric Power Company, Sierra Nuclear Corporation, DOE, EPRI	NAC-I28, CASTOR V/21, REA 2023, MC-10, VSC-17, TN 24P	Refer to Table 2	- Temperature measurements using thermocouples • Fuel, basket, external surfaces of metal casks (71~106 locations) • Air inlet, outlet, canister, fuel, basket, liner, concrete inside and surface of VSC-17 (98 locations) • 3 backfill gases (Helium, Nitrogen, Vacuum) • Vertical and horizontal orientations • 3 backfill gases (Helium, Nitrogen, Vacuum) - Dose rate measurements using TLDs, TEDs, portable dosimeters, spectral measurement - Cask cover gas sampling for fuel rod integrity check

Table 2. Spent fuel assembly characteristics used for INEL demonstration [11]

Cask	REA-2023	CASTOR V/21	TN-24P	TN-24P ^(a)	MC-10	VSC-17 ^(a)
Fuel type	BWR	PWR	PWR	PWR	PWR	PWR
Assembly type	7×7	15×15	15×15	Consolidated 15×15	15×15	Consolidated 15×15
Burnup (GWd/MTU)	24-28	24-35	29-32	24-35	24-35	26-35
Cooling time (yrs)	2.3-3.4	2.2-3.8	4.2	6.2-12.2	4.6-10.1	8.8-14.3
Enrichment (wt %)	2.5	2.9-3.1	2.9-3.2	1.9-3.2	1.9-3.2	2.56-3.2
Assembly decay heat (W)	235-370	1000-1800	832-919	701-1185	400-700	700-1050
Average (W)	290	1350	860	970	530	877
Cask (kW)	15.2	28.4	20.6	23.3	12.6	14.9

(a) Performance test using consolidated fuel

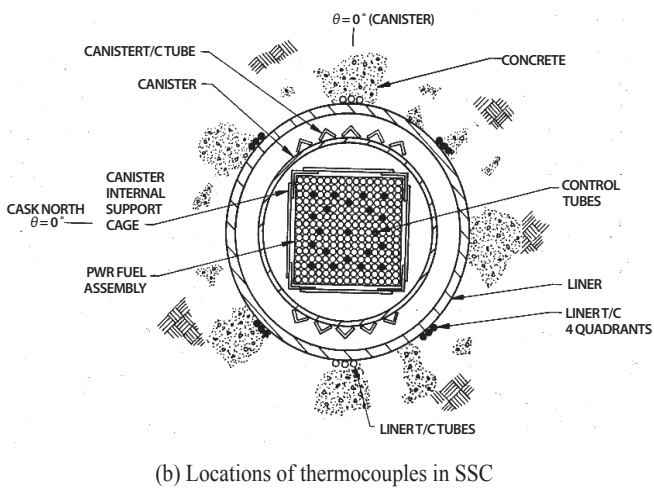
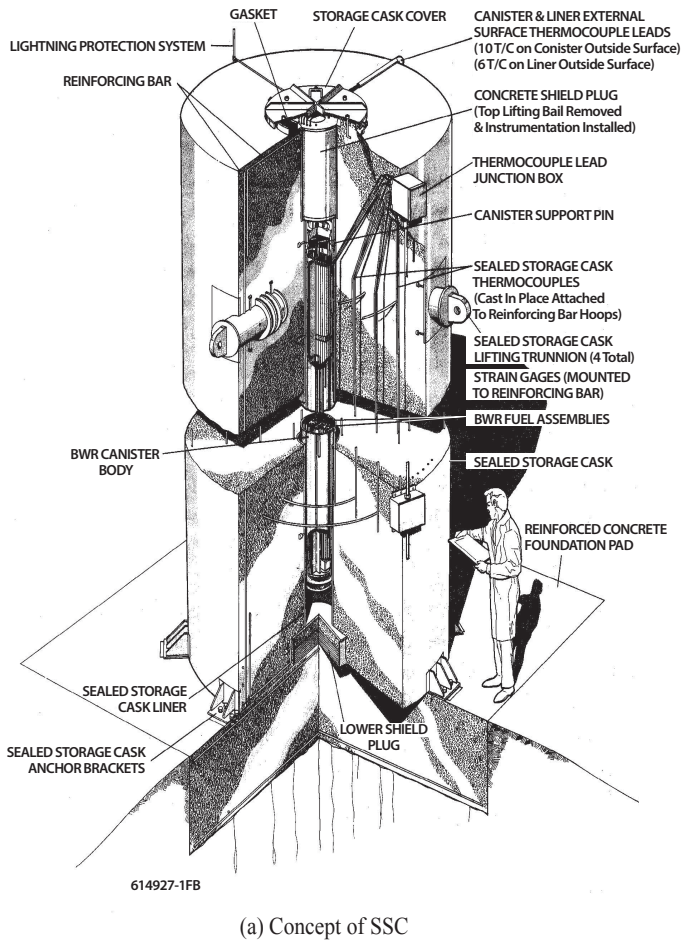


Fig. 1. Sealed Storage Cask demonstration at Nevada Test Site [10].

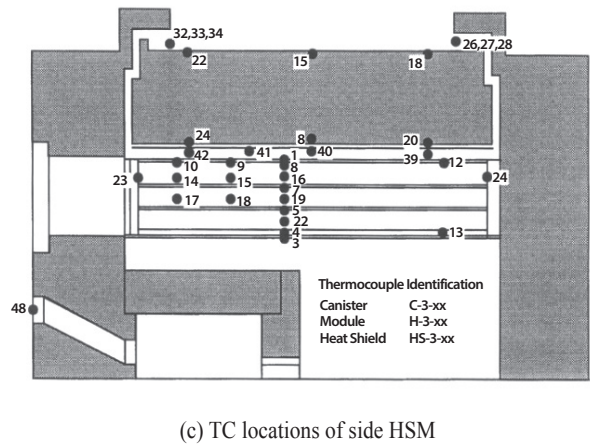
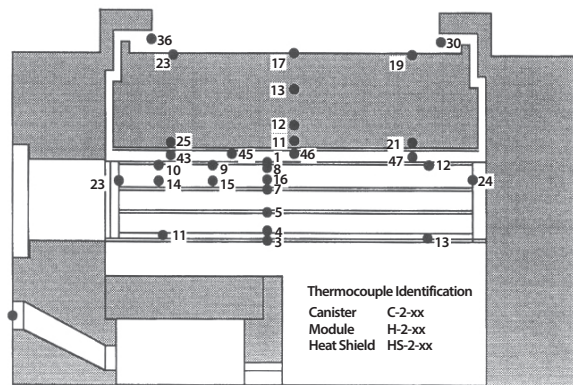
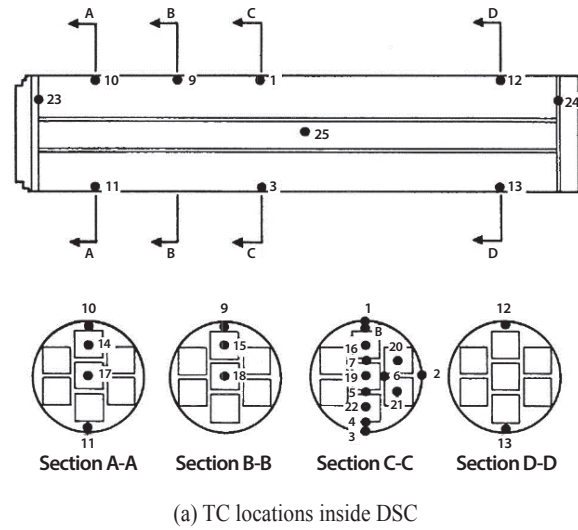


Fig. 2. Thermocouple installations for NUHOMS demonstration at H. B. Robinson [12].



Fig. 3. Demonstration casks stored at INTEC of INL (NAC-I28, CASTOR V/21, REA 2023, MC-10, VSC-17, TN 24P from left) [13].

연구진들 주도로 수행되었다. 결론적으로 초기 실증연구 당시 사용된 저장용기들의 성능은 설계기준을 모두 만족시켰으며 해석결과와 시험결과의 상관성도 양호하게 평가되어 성공적으로 과제가 완수되었다. INL에서 사용된 6가지 용기는 초기 실증연구 종료 후에도 부지 내에 저장되었으며 이 중 Surry 발전소의 연료를 적재한 CASTOR V/21 용기 및 해당 연료는 추후 건식저장 인허가 연장을 위한 건식저장 특성평가과제(Dry Cask Storage Characterization Project; 이하 DCSCP)에 사용된다. DCSCP 이후 초창기 실증연구에 사용된 용기들은 모두 재밀봉되어 INL의 Idaho Nuclear Technology and Engineering Center에 보관 중이다 (Fig. 3).

3.2 건식저장 특성평가 과제 (Dry Cask Storage Characterization Project)

미국에서 최초로 건식저장을 시작할 때 독립저장부지 (Independent Spent Fuel Storage Installation)의 인허가 기간은 최대 20년이었으나 1982년 NWPA에 제시된 기한에 맞추어 사용후핵연료 최종 처분장 확보가 이루어지지 않으면서 저장 인허가를 연장해야 할 필요가 대두되었다. 이 때 인허가 연장을 위하여 필요한 기술적 근거, 즉 건식저장시스템의 안전성 및 사용후핵연료의 회수성이 연장된 인허가 기간 동안에도 담보가 될 것이라는 것을 입증하기 위한 실증적 데이터의 확보를 위하여 추진된 프로젝트가 DCSCP이다. 이 프로젝트에서는 과거 INL에 저장되어있던 CASTOR V/21

용기와 장전연료를 사용하였으며 용기를 열어 용기 내, 외부 및 연료에 대한 면밀한 검토를 수행하였다. 어떤 의미로는 서로 별개로 추진된 두 실증연구가 큰 시간 스케일의 하나의 데모를 구성한 셈이 되었다.

DCSCP는 DOE와 EPRI, 그리고 NRC 공동으로 추진된 과제였으며 과제의 기저에 깔린 철학은 (1)15년이라는 기간은 용기의 건전성과 연료의 회수성을 저해할 수 있는 열화 메커니즘이 발현하기 충분한 시간이며 (2)만약 15년 동안 유의한 열화가 발생하지 않았다면 다가올 시간 (20~40년) 동안에도 열화가 발생하지 않을 것이라는 생각이었다. CASTOR V/21 실증 용기에는 Surry 발전소에서 수송된 평균적으로 35 GWd/MtU의 연소도를 가지는 PWR Zircaloy-4 피복관의 사용후핵연료가 적재되었으며 이 프로젝트는 INL (당시 INEEL)과 ANL (Argonne National Laboratory) 두 연구소에서 주도적으로 수행하였다. INL에서는 용기 내, 외부 및 연료다발의 외관 검사, 저장 패드의 구조 진단, 방사선 탐사(radiation survey), 용기 내 공간의 가스 분석 등을 수행하였다. 조사 후 12개의 연료봉을 인출하여 ANL로 수송하였으며 ANL에서는 파괴적 검사를 통하여 피복관의 상태를 정밀하게 조사하였다. 조사항목으로는 피복관의 프로필로메트리를 통한 크리프 변형 분석, 봉내압 및 핵분열생성기체 분석, 산화막 두께 측정, 지르코늄 수소화물의 농도, 배열, 분포 등에 대한 금속학적 분석 등이다. 그리고, 다양한 온도 및 응력 조건 하에 연료봉들이 어느 정도의 크리프 변형을 추가적으로 견딜 수 있는지 시험적으로 측정하였다.

Table 3. Summary of inspections performed in INEEL during DCSCP

Item Inspected	Inspection method	Observations	
Concrete pad	<ul style="list-style-type: none"> - Concrete structural integrity inspection according to ASTM-C805-94 - Visual inspection 	<ul style="list-style-type: none"> - No sign of concrete degradation - No spalling, exposure of aggregates 	
Cask (Castor V/21)	Exterior	<ul style="list-style-type: none"> - Remote visual inspection using video camera 	<ul style="list-style-type: none"> - Small amount of corrosion on the surface of cooling fin - Minor superficial rust on cask exposed surfaces - Heavy corrosion in one of the bottom plate attachment bolts
	Lid bolts	<ul style="list-style-type: none"> - Remote visual inspection using video camera 	<ul style="list-style-type: none"> - All lid bolts in good condition with no sign of degradation, crack, thread defects
	O-rings	<ul style="list-style-type: none"> - Remote visual inspection using video camera - Visual inspection and dimension measurement 	<ul style="list-style-type: none"> - Good condition but small (<0.5 mm) indentation found in metallic o-ring - Minor scratch on the o-ring sealing surface suspected as - No corrosion, pitting, rust
	Interior	<ul style="list-style-type: none"> - Remote visual inspection using video camera - Mini-camera with lighting apparatus attached at one end of a 4.5 m pole 	<ul style="list-style-type: none"> - No significant defects on the nickel-plated sidewall except a few isolated minor imperfections - No evidence of any corrosion, cracks, or flaws in the nickel plating, such as blistering or delamination in the floor, corner or sidewall of the cask - Particulate debris on the cask floor mostly steel silver or steel oxide particles from fuel tubes and weld parts inside the cask
	Fuel basket	<ul style="list-style-type: none"> - Visual inspection using remote mini-camera after removing fuel assemblies - Check any sign of crack initiation or growth in weld region 	<ul style="list-style-type: none"> - No evidence of crack initiation in addition to those made in early stage thermal performance tests - No evidence of crack growth
Fuel	Length	<ul style="list-style-type: none"> - Measure distance between top nozzle and end cap of fuel rod 	<ul style="list-style-type: none"> - Max 1.2 cm variation in unpredictable pattern
	Bowing	<ul style="list-style-type: none"> - Remote visual inspection using video camera 	<ul style="list-style-type: none"> - Gap between rods less than 50% of nominal value (3.58 mm)
	Cladding failure	<ul style="list-style-type: none"> - Gas sample analysis (during storage) - Remote visual inspection using video camera 	<ul style="list-style-type: none"> - No fission gas release into the cavity of cask - No sign of crack, corrosion on the surface of cladding
	Crud coating	<ul style="list-style-type: none"> - Remote visual inspection using video camera 	<ul style="list-style-type: none"> - Consistent pattern observed - Thin, uniform coating of light-colored adherent oxide on upper part of fuel assembly - Gray mottling underneath
Radiation survey	<ul style="list-style-type: none"> - Gamma and neutron dose rate measurements around cask 	<ul style="list-style-type: none"> - Much less radiation dose rate measured due to decay of radioactive isotopes 	
Gas survey	<ul style="list-style-type: none"> - Mass spectroscopy and gamma spectroscopy of cask backfill gas samples 	<ul style="list-style-type: none"> - Small amount of air volume (<2%) detected - Inconsistent Kr, ¹⁴CO₂ data (bigger than detection limit, but does not imply fuel rod breach) 	

Table 4. Summary of inspection performed at ANL during DCSCP

Item inspected	Inspection method	Observations
Profilometry	- Linear profilometry traces of each rod made at 0, 45, 90, and 135° relative orientation at 2.5-mm intervals	- Similar profiles for all 12 rods - Creep down (0.06±0.01 mm decrease at 1 m from the bottom)
Gas analysis	- Measurement of rod internal pressure - Void volume and fission gas release	- 3.43 to 3.61 MPa at 27°C - 19.53 to 20.39 x 10 ⁻⁶ m ³ - 0.4 to 1.1% of fission gas release
Fuel pallets	- Pellet condition check using ceramography with etched specimens	- No evidence of condition change during storage
Oxide thickness	- Photomicrographs at eight azimuthal locations evenly spaced around the cladding	- Thicker than the Turkey point rod but within 5-40 μm range (typical for this medium burnup fuel)
Hydrogen contents	- Leco fusion extraction analysis for hydrogen contents	- 250±40 wppm, 300±25 wppm, 255±14 wppm at three elevations
Hydride orientation	- Photomicrographs with etched specimens	- Very small amount of hydride oriented in radial direction - No evidence of significant re-orientation
Micro-hardness	- 200-g Vicker indenter test	- No discernable radial, azimuthal or axial variation in hardness - 234±18, 239±5, 236±10 at three elevations
Residual creep life	- Special creep life tester composed of furnaces, pressurizing systems, and temperature controller - 10 tests planned but 5 conducted	- 1% creep strain under 400°C/190 MPa test in 1873 hours - 5.83% creep strain under 400°C/250 MPa in 693 hours with no sign of bulging

3.2.1 INL에서 수행된 검사

INL에서 수행된 검사의 세부 내용과 검사 방법, 중요한 결과 등을 아래 Table 3에 요약하였다. 상기 검사로 얻어진 결론은 다음과 같다. 첫째, 용기의 안전에 중요한 구성품 중 열화가 발생하였다는 증거를 찾을 수 없었고 둘째, 용기 내 가스분석 결과 공기가 유입되거나 핵연료로부터 핵분열생성 기체가 유출된 증거를 찾을 수 없었으며, 셋째, 용기의 밀봉재인 오링이 밀봉력을 적절히 유지하고 있었으며 넷째, 연료 및 용기 부재의 상태가 1985년 연료 적재 시와 유의한 차이를 보이지 않았다.

3.2.2 ANL에서 수행된 검사

ANL에서 분석된 12개의 연료봉은 용기 내 가장 고온인 위치에 저장되었고 가장 높은 연소도를 가진 연료다발에서 선정되었으며 이 연료의 초기 농축도는 3.11%였고 피복관 재질은 Zircaloy-4였다. 피복관의 두께는 0.62 mm, 헬륨 충전에

의한 봉내압은 2.86 MPa이다. 이 연료다발의 평균 연소도는 35.7 GWd/MtU였고 다발 평균 고속중성자 조사량은 $6.38 \times 10^{25} \text{ n} \cdot \text{m}^{-2}$ 으로 계산되었다. 아래 Table 4에 ANL에서 수행된 검사의 세부 내용 및 검사방법, 그리고 중요한 결론을 요약하였다. ANL에서 수행된 피복관의 파괴 검사의 결론은 다음과 같다. 첫째, 연료봉에서 발생한 크리프 변형은 0.1%를 넘지 않았고 둘째, 봉내압에 유의미한 변화를 가져올 핵분열생성기체의 연료봉 내로의 추가적 유출은 발생하지 않았으며 셋째, 저장 기간 동안 추가적 수소 픽업 및 수소화물의 재배열의 증거가 발견되지 않았고 넷째, 피복관의 풀림(annealing)이 거의 발생하지 않았으며 1% 이상의 크리프 변형률(residual creep strain) 여유가 있음을 확인하였다.

이상과 같은 검사 결과를 토대로 추가적인 저장 기간 동안 건식저장시스템과 사용후핵연료에 심각한 열화가 발생하지 않을 것이라는 결론을 내렸고 이를 근거로 기존의 독립저장부지의 저장인허가를 연장하였다.

3.2.3 DCSCP 결과의 한계

DCSCP는 15년의 저장기간을 거친 용기와 연료를 대상으로 실증 데이터를 확보하였다는 점에서 매우 중요한 의미를 가지나, 다음과 같은 한계를 가지고 있다. 첫째, 시험에 사용된 연료봉은 초창기 실증연구 당시 Surry 발전소로부터 수송되어 INEL의 핫셀에서 건식으로 용기에 장입된 연료로서 건식저장의 중요 프로세스 중 하나인 진공건조 과정이 생략되었다. 따라서 진공건조의 영향이 실증 과정에 반영되지 않았으며 잔류수분의 존재 하에 발현되는 열화 메커니즘에 대한 충분한 검토가 이루어질 수 없었다. 둘째, 연료봉이 저장 기간 동안 겪은 변화를 정확히 확인하기 위해서는 저장 전 연료봉의 상태를 명확히 확인할 필요가 있으나 저장 개시 당시 연구의 초점이 용기의 성능 검증에 맞추어져 있었기 때문에 이 저장 전 상태에 대한 데이터가 확보되지 않았다. 이에, Surry 연료와 비슷한 제원과 연소 이력을 가지는 Turkey Point 발전소의 연료를 건식저장 이전의 상태에 대한 참조 대상으로 하였으나 논란의 여지가 있다고 할 수 있다.

3.3 고연소도연료 실증 데이터 확보 프로젝트

3.3.1 배경 및 목적

미국에는 2012년 말 기준으로 최소 200개 이상의 용기에 연소도 45 GWD/MTU 이상의 고연소도 연료가 저장되어 있으며 근래에 건식저장 용기에 장전되고 있는 연료들은 대부분 고연소도 연료들이다. Blue Ribbon Commission에서 제안한 처분장 확보 기한이 최소 20년 이후이기 때문에 고연소도 연료의 건식저장 인허가의 갱신 및 저장기간 연장의 필요성이 대두되고 있다. 고연소도 연료의 기계적 물성치는 저연소도 연료의 것과 다름이 알려져 있고 특히 중요한 것은 수소화물의 재배열(hydride reorientation)로 인한

파괴인성의 저하, 연성-취성 천이온도(ductile-to-brittle transition temperature; 이하 DBTT)이다. 미국에서는 다음과 같은 목적으로 현재 고연소도 연료에 대한 실증연구를 진행 중이다. 첫째, 열화관리계획(Aging Management Plan; 이하 AMP) 수립을 위한 기술적 근거를 마련하고 둘째, 저장인허가 연장을 위한 과학적 신뢰를 구축하며 셋째, 장기저장 후 수송 가능성에 대한 확증적 데이터를 확보하는 것이다. 저장 시스템의 성능 및 열화 특성 검증이 중요한 목표의 하나였던 과거의 실증연구와 달리 고연소도 실증연구에서는 연료의 건전성에 대부분의 초점이 맞추어져 있다. 본 절에서는 고연소도연료 실증 데이터 확보 프로젝트의 상세 시험계획 및 취득 데이터, 그리고 진행 상황 및 일정에 대하여 정리한다.

3.3.2 시험계획 및 추진체계

과거 DCSCP 수행 당시 연료가 건식으로 적재된 것과 저장 개시 당시의 연료 상태에 대한 참조 데이터를 확보하지 못한 것이 기술적으로 아쉬운 점이었던 것을 감안하여 이 시험에서는 사용후핵연료가 건식으로 저장되는 전 과정을 발전소에서 수행되는 그대로 재현하며 매 과정마다 저장용기 내의 온도 등의 데이터를 확보하도록 계획되었다. 추후 일정 기간이 지난 후 파괴적 시험을 통하여 특성 평가할 연료들의 저장 개시 전 데이터 확보를 위하여 자매 연료봉(sister rod)을 미리 확보하여 실증 시험 전 특성을 평가하는 계획이 수립되었다. 과거의 실증연구와 마찬가지로 이 시험 역시 미국 DOE 주도로 NRC, EPRI의 협업으로 진행되고 Dominion Virginia Power의 North Anna 발전소에서 연료의 적재 및 저장이 이루어지며 자매 연료봉의 분석, 저장기간 종료 후 용기의 이송 및 연료 특성 분석은 DOE가 수행하게 된다. 자매 연료봉의 분석은 애초에 INL에서 수행하기로 계획되었으나 여러 가지 사정으로 Oak Ridge National Laboratory (이하 ORNL)와

Table 5. Available High Burnup Fuel Assembly Types for demonstration

Cladding Material	Burnup Range (GWD/MTU)	Number of Assemblies Available	Last Irradiation	Manufacturer	Assembly Type
Standard/ Low-tin Zircaloy-4	53-58	3	1989	Westinghouse	Lo-Par
Zirlo	51-55	20	2004-2007	Westinghouse	V5H
M5	52-67	11	2001-2010	AREVA	AMBW
Low-tin Zircaloy-4	49-50	3	1994	Westinghouse	V5H

PNNL에서 수행하도록 되었다.

실증연구의 대상이 되는 연료는 모두 North Anna 발전소에서 공급할 예정이며 저장용기 역시 North Anna에서 보유한 TN-32 용기를 온도 및 가스조성 검사를 위해 일부 개조하여 사용하게 된다. 실증연구에 활용될 연료로 다음 Table 5와 같은 연료를 고려하고 있다. 이들 중 건전한 상태에 있는 연료만이 실증연구에 활용될 것이며 가급적 높은 연소도의 연료를 적재하여 가혹한 조건 하에 연료의 열화가 발생할 수 있도록 계획 중이다. 다만 최종적으로 적재되는 연료와 연료 장전의 패턴은 피복관의 온도가 400°C가 넘지 않도록 적절히 결정될 예정이다. 현재까지 정확히 몇 년 동안 North Anna에 저장을 할 지 확정되지는 않았지만 적재된 연료의 피복관 온도가 고연소도 연료의 DBTT라고 알려져 있는 150°C 이하로 떨어지는 시점과 최근 NRC에서 고연소도 연료 실증연구 관련 규제입장을 정리하여 공표한 ISG-24[14]의 권장사항을 고려하면 저장기간은 최소 10년 이상이 될 것으로 예상된다. 저장기간 종료 후에는 DOE 연구소 중 하나로 용기를 옮겨 장전연료에 대한 검사를 수행하게 되는데 아직까지 어느 연구소에서 해당 작업을 진행하게 될지는 결정되지 않았다. 과거 DCSCP 당시에는 INEL이 소유한 Hot Shop Facility 라는 대형 핫셀에서 작업이 수행되었으나 해당 시설은 제염해체 되었고 현재로는 TN-32와 같은 대형 용기를 반입하여 연료의 인출, 검사 등을 수행할 수 있는 시설이

전무한 상태이다. 용기를 다시 수조에 넣어 작업을 하는 경우 연료의 상태에 추가적인 변화가 가해질 수 있다는 우려가 있다.

3.3.3 취득 데이터 및 계측

고연소도 실증연구에서 취득되는 데이터는 크게 North Anna에서 측정되는 계측데이터와 DOE 연구소에서 얻어지는 자매 연료봉 및 실증대상 연료봉의 특성 데이터이다. North Anna에서 측정되는 데이터는 용기 각 부분에 설치된 63개의 열전대로부터 측정되는 온도데이터와 진공건조 후 2주간의 천이기간 동안의 용기 내 가스분석 데이터 등이 있으며 Table 6에 각 데이터의 취득 목적 및 취득 주기 등을 정리하였다. 열전대는 특수제작된 봉(lance)에 9개씩 모아 연료다발 내로 삽입되며 하나의 봉이 높이가 다른 9 지점의 온도를 측정하게 된다. 이 열전대 봉을 삽입, 계측하기 위하여 TN-32 용기의 뚜껑이 개조되었다. Fig. 4는 열전대 봉이 삽입될 위치 및 연료다발 속으로 열전대 봉을 삽입하기 위한 장치의 개념도이다. 고연소도 실증시험의 데이터 계측이 과거 DCSCP와 가장 차별되는 것은 연료를 저장조에서 장전해서 진공건조를 수행하고 용기 내 온도가 안정화되는 약 2주 동안 매우 정밀하게 용기 내, 외부, 연료의 온도를 모니터링하고 용기 내 가스의 조성을 분석한다는 점이다. 이는 진공건조 동안 연료에 가해지는 열하중을 정확히 측정하고 이의 영향을

Table 6. Data collected at North Anna site for High Burn-up Confirmatory Data Project

Data	Purpose	Measurement frequency
Fuel assembly exterior condition	- Provide baseline for comparison after storage - Confirm no visual defects	Before and after storage
Temperature inside and outside cask	- Benchmark best-estimate thermal models - Assess safety margins on peak cladding temperature - Provide data for rod internal pressure calculation - Determine the fraction of cladding prone to hydride reorientation - Determine the fraction of cladding having temperature below DBTT - Determine the timeframe a cladding will enter the DBTT range	- Every minute during initial drying process and thermal transient period (~ 2 weeks) - Twice per day during the long-term storage period
Gas pressure	Monitor the cover gas, and provide a gas pressure profile during the thermal transient period	- Two times per week during the 2 week thermal transient period
Gas composition	- Measure water content inside cask to check the amount of residual water - Measure oxygen content inside cask to see the effectiveness of drying and backfilling - Measure hydrogen content left after the completion of drying and generated due to radiolysis	- No measurement during the long-term storage period

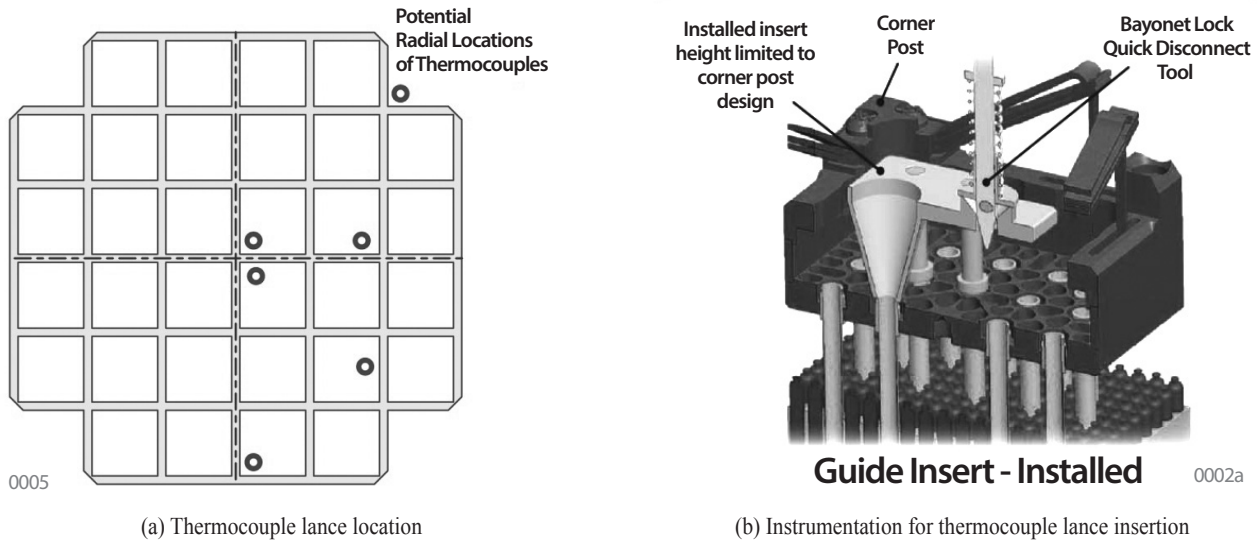


Fig. 4. Thermocouple installation for high burnup confirmatory data project [7].

Table 7. Time schedule of High Burn-up Fuel Confirmatory Data Project [15]

Date	Activities
December 2014	Completion of the Design Basis Licensing Document
January 2015	Areva M5 sister rods pulled
June 2015	Westinghouse low-tin Zr-4, Zr-4, and Zirlo rods pulled
July 2015	Submit License Amendment Request to the NRC
First Quarter 2016	Ship sister rods to DOE laboratory
January 2017	NRC review complete
March 2017	TN-32B cask delivered to North Anna site
June 2017	Dry run and functional tests complete
July 2017	Cask loading complete - begin initial monitoring
August 2017	Cask moved to the storage pad - begin long term monitoring

과약하며 용기 내 공간에 잔존하는 수분과 산소 등을 정량 화해 이들이 열화에 미치는 영향을 추후 정확히 평가하기 위 함이다.

DOE 연구소에서는 자매 연료봉에 대하여 연료봉의 외 관검사 및 파괴적 검사를 수행할 것이며 이 내용은 과거 DCSCP에서 INL과 ANL에서 수행한 내용과 대동소이하다.

외관검사 이후 봉내압 측정 및 봉내 가스분석, 피복관 수소화 물 함량 및 배향 측정, 파괴인성 등 기계적 물성측정, DBTT 의 범위 특정 등의 작업이 이루어질 계획이다. 저장기간이 끝난 후에는 시험 용기를 DOE 연구소로 옮겨 자매 연료봉에 대 하여 수행하였던 검사를 동일하게 수행할 것이며 이를 통하 여 저장기간 동안 연료에 발생한 열화를 평가하고 열화된

피복관이 저장 이후 수송을 견딜 수 있는지 여부 등을 평가하게 된다.

3.3.4 진행상황 및 고찰

Table 7은 2014년 기준으로 작성된 고연소도 데모 프로젝트의 주요 마일스톤과 일정이다[15]. 현재의 진행상황을 살펴보면 25개의 자매 연료봉이 성공적으로 인출되어 North Anna 발전소에서 ORNL로 이송을 마친 상태이며 이 중 일부 연료봉이 PNNL로 반출될 예정이다. 9개의 AREVA M5, 12개의 Westinghouse ZIRLO, 2개의 Westinghouse Zircaloy 4, 2개의 Westinghouse low tin Zircaloy-4 연료봉이 인출되어 NAC-LWT 용기로 수송되었다.

앞 부분에 소개하였듯이 고연소도 연료 실증연구의 목적은 고연소도 저장 인허가 연장 및 저장 후 수송 인허가를 위한 자료 생산이다. 문제는, 애초 계획대로 2017년 데모 용기의 저장을 시작한다 하더라도 20년 초기 저장 인허가가 끝나는 시점까지 충분한 저장기간을 갖기 힘들다는 점이다. Main Yankee 부지의 경우 2012년 기준 9년 동안 고연소도 연료를 저장하고 있었으므로 저장인허가가 만료되는 시점은 2023년인데 이 때 실증 용기는 약 6년 정도의 저장기간을 지나게 된다. ISG-24에서 NRC는 고연소도 데모의 경우 최소 10년 이상의 저장기간을 확보하여야 이 데이터들을 외삽하여 활용하는데 충분한 타당성을 지닌다고 명시하고 있으므로, 고연소도 실증연구가 종료되는 시점이 고연소도 연료의 저장인허가 갱신 신청이 도래하는 시점보다 늦을 수밖에 없다는 문제가 있다. 이에 NRC는 ‘Toll-gate approach’ 라는 방식으로 데모가 완전히 종료되지 않은 상태에서도 필요한 시점까지 취득된 데이터를 활용하여 저장인허가 연장을 위한 근거를 마련할 수 있는 여지를 두고 있고, 추후 문제가 발생할 경우 이를 습득형 열화관리계획(learning AMP)으로 보완, 대응하도록 하고 있다. 이 습득형 열화관리계획의 구체적인 실체는 아직 자세히 보고된 바가 없다.

4. 결론 및 제언

본 논문에서는 사용후핵연료의 건식저장이 시작된 이래 수행된 실증연구에 대하여 조사하고 이들의 취지 및 각 프로젝트의 주요 취득 데이터에 대하여 논하였다. 이러한

실증연구를 가장 활발하게 진행해온 국가는 미국이며 이러한 이유로 미국의 사례를 중심으로 살펴보았다. 미국에서는 과거 진행된 저연소도 연료를 활용한 데모 프로젝트를 통하여 연소도 45 GWd/MTU 이하의 저연소도 연료의 장기저장 건전성은 입증되었다고 보고 있는 실정이며 현재는 고연소도 연료의 장기저장을 위한 실증 데이터의 확보에 주력하고 있다. 실증연구의 의의는 실제 사용후핵연료가 저장되는 상황과 동일한 상황에 사용후핵연료를 노출시켜 실제 저장 기간 동안 연료의 거동을 면밀히 관찰함으로써 우리에게 알려지지 않은 열화 기구나 개별적 열화기구 들의 상호작용, 파악하지 못한 연료 내부의 상태 등을 모두 반영한 데이터를 제공해 준다는 것이다. 이런 의미로 실증연구로 얻어지는 데이터는 가장 비싸지만 가장 활용성 높고 기술적으로 의지할 수 있는 데이터라고 할 수 있다. 실증연구로 얻어진 데이터의 효용성을 극대화하기 위해서는 실험실 규모로 수행된 단일 물리 현상에 대한 시험 데이터와 이러한 것들을 예측하기 위해 개발된 과학적 모델을 함께 고려하여 시험을 진행해야 한다. 궁극적으로 실증을 통하여 충분히 검증된 과학적 모델이 개발된다면 추후 사용후핵연료의 건전성 평가는 이 모델들을 활용하여 매우 경제적으로 수행할 수 있게 될 것이다. 본 논문에서 논의한 미국의 실증 시험에서는 사용후핵연료의 장기 건전성 평가에 필요한 데이터가 주로 취득되었는데 운반성 평가를 위해서는 추가적으로 피복관의 파괴인성, 피로강도 등의 기계적 물성치가 필요하다.

현재 우리나라에는 건식으로 저장된 PWR 연료가 전무한 상황이며 발전소 내 저장수조의 용량이 포화되는 시점에 대비하여 건식저장을 위한 준비를 하고 있는 단계이다. 이는 곧 국내에서는 PWR 연료의 건식저장을 위한 시스템의 운용 경험이 없다는 것을 의미하며 우리나라의 독자적인 실증 프로그램의 필요성을 암시하는 대목이라 할 수 있다. 건식저장 시스템의 설계, 제작, 운용 기술이 상용화된 현재 상황을 고려하면 국내에서 본격적인 실증 프로젝트가 운용된다면 이 프로젝트의 초점은 미국이나 일본과 마찬가지로 연료의 건전성을 담보할 수 있는 기준 수립 및 건전성에 대한 입증되어야 할 것이다. 우리나라도 건식저장 초기에는 저연소도 연료부터 저장을 시작할 것이므로 미국 등의 국가에서 취득한 많은 양의 데이터를 활용하되 이를 검증할 수 있는 최소한의 연구는 필요할 것으로 보이며 이후 자연스럽게 고연소도 연료에 대한 실증연구를 진행할 수 있을 것이다. 실증연구로

연은 데이터의 효용을 극대화하기 위해서는 충분한 소규모 시험이 수반되어야 함은 주지의 사실이다. 다음과 같은 세 가지 목적의 실증연구 프로그램을 생각해 볼 수 있을 것이다.

(1) 첫째, 위에서 언급한 바와 같이 저연소도 사용후핵연료, 혹은 고연소도 사용후핵연료의 건진성 확보를 위한 기술 기준 수립, 검증을 위한 실증이다. 이 경우 실증연구는 해당 건식저장 시작 시점보다 충분히 앞서서 진행되어야 하는데 현재 국내 사정을 고려하면 여의치 않은 부분이 있다. 최근의 사용후핵연료 관리 기본계획에서는 저장조의 포화가 발생하는 한빛원전과 재염해체가 진행 될 고리원전에서 임시로 부지 내 건식저장시설을 운영하다가 2030년대 중반 중앙집중식 저장/처분시설로 수송하는 것으로 되어 있는데, 소내 건식저장을 시작하는 2024년까지 남은 시간이 7년 정도이다. 건식저장 시설의 설계, 제작, 인허가, 건설, 설치, 운영 준비 등에 최소 6, 7년의 시간이 소요된다고 할 때 실질적으로 저연소도 경수로 연료의 기술기준 수립을 위한 실증연구를 위한 시간은 거의 없다고 할 수 있다. 최선의 방법은 이미 미국 등지에서 충분히 확보되어 있는 데이터 및 기술기준을 국내 연료에 적용하는 것이 타당한지의 판단을 위한 최소한의 실험실 규모 시험과 더불어 소규모의 데모를 최대한 빨리 시작하고 이 데모의 결과에 맞추어 건식저장이 시작된 이후라도 규제기준을 변경할 수 있는 여지를 마련하는 것이다. 또한 이러한 여지를 건식저장 시스템의 설계 및 인허가를 준비하는 당사자에게도 주지하도록 하여 초기 설계 사양 결정에 반영이 될 수 있도록 하는 것이 중요하다. 이와 더불어 사용후핵연료의 건식저장 과정에서 연료의 연소이력과 손상여부를 확인하기 위한 기준과 절차 수립 역시 매우 시급한 과제이다.

(2) 둘째, 해외 다른 국가들과 마찬가지로 우리나라도 추후 저장인허가가 상당기간 연장될 가능성을 배제할 수 없으므로 인허가 연장에 필요한 데이터 확보를 위한 실증이다. 사용후핵연료 관리 기본계획 상에 제시된 기한까지 처분장을 확보할 수 없는 경우 저장 인허가를 연장하는 것 외에 현실적 대안은 없으며 전 세계적으로 100년 혹은 그 이상의 저장기간에 대한 고려가 진행되고 있음을 감안하면 우리나라에서도 저장 인허가 연장에 대비한 실증연구를 건식저장의 시작과 함께 준비할 필요가 있다. 이는 건식저장이 시작될 때 미국의 고연소도 데모의 TN-32 수정 용기처럼 지속적으로 시

스템과 시스템 내부 혹은 연료를 검사할 수 있는 장치를 갖춘 저장 용기를 함께 운영하기 시작하는 것으로 구현 가능할 것이다. 실증을 위한 용기에 장전되는 연료는 충분한 대표성을 가진 연료이어야 할 것이며 사전에 충분히 특성 평가가 이루어져야 할 것이다. 저장 기간 중, 혹은 저장 기간 종료 전 필요한 시점에 실증 용기 및 용기 내 연료에 대한 검사를 수행할 수 있다면 인허가 연장에 필요한 적절한 데이터를 적시에 확보할 수 있을 것이다. 만약 국내에 건식저장을 처음 개시하는 용기가 볼트체결 격납구조를 가진 용기라면 비교적 수월하게 이 실증연구를 함께 진행할 수 있을 것으로 보이며, 단 한 번의 인허가 기간이 아니라 연장된 여러 주기의 저장기간 동안 여러 차례 확정적 데이터를 취득하면서 실증연구를 운영해 나가기 위한 방안에 대해서는 연구가 필요하다. 실증연구 과정 동안 취득해야 하는 데이터의 내용은 미국의 고연소도 데모의 내용을 참조할 수 있다.

(3) 셋째, 국내 개발 건식저장시스템 및 기술의 검증을 위한 실증이다. 비록 건식저장 기술이 이미 성숙한 단계에 다다랐다고 하지만 국내의 건식저장시스템 설계, 제작, 운용 기술은 선진국 대비 많이 뒤쳐져 있는 것이 사실이며 국내의 부족 기술 파악 및 이의 개선에 실증연구를 활용하는 것도 좋은 방안이 될 것이다. 이러한 차원에서는 과거 미국에서 저연소도 연료를 대상으로 진행된 실증연구의 내용을 면밀히 검토해 볼 필요가 있으며 실증에 국내에서 개발한 용기를 활용하는 것도 고려해볼 필요가 있다. 이를 통하여 건식저장 시스템의 설계 기술 및 설계에 사용되는 해석모델의 검증, 제작기술 및 제작 품질 관리에 대한 검증을 할 수 있을 것이다.

감사의 글

이 연구는 한국방사선안전재단이 지원하는 “사용후핵연료 및 방사성폐기물 안전연구센터” 과제의 일환으로 수행되었음을 밝힙니다.

REFERENCES

[1] US Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Part 72,

- Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactive waste, and reactor-related greater than class c waste (2001).
- [2] US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1536 Revision 1, Standard review plan for spent fuel dry storage systems at a general license facility – final report (2010).
- [3] US Nuclear Regulatory Commission, SFST-ISG-2, Revision 2, Fuel retrievability (2016).
- [4] US Nuclear Regulatory Commission, SFST-ISG-11, Revision 3, Cladding considerations for the transportation and storage of spent fuel (2003).
- [5] Electric Power Research Institute, 1002882, Dry cask storage characterization project – final report (2002).
- [6] Argonne National Laboratory, ANL-03/17 (NUREG/CR-6831), Examination of PWR fuel in 15 years in dry storage (2003).
- [7] Electric Power Research Institute, High burnup dry storage cask research and development project – final test plan (2014).
- [8] US Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Part 71, Packaging and transportation of radioactive material (2015).
- [9] P. F. Schmitt and J. B. Wright, Spent fuel dry storage technology development: Thermal evaluation of sealed storage cask containing fuels. DOE/NV/00597-3, Westinghouse Electric Corporation (1980).
- [10] T. E. Michener, D. R. Rector, J. M. Cuta, R. E. Dodge, and C. W. Enderlin, COBRA-SFS: A thermal-hydraulic code for spent fuel storage and transportation casks. PNL-10782, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington (1995).
- [11] M. A. McKinnon and V. A. Deloach, Spent Nuclear Fuel Storage – Performance Tests and Demonstrations. PNL-8451, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington (1993).
- [12] Electric Power Research Institute, NUHOMS modular spent fuel storage system: performance testing, EPRI NP-6941 (1990).
- [13] B. Hanson, H. Alsaed, C. Stockman, D. Enos, R. Meyer, and K. Sorenson, Gap analysis to support extended storage of used nuclear fuel, Rev. 0, FCRD-USED-2011-000136, US Department of Energy (2012).
- [14] US Nuclear Regulatory Commission, SFST-ISG-24, The use of a demonstration program as a surveillance tool for confirmation of integrity for continued storage of high burnup fuel beyond 20 years (2016).
- [15] K. Sorenson, M. Bates, and Ned Larson, The high burnup confirmatory data project, International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: An Integrated Approach to the Back End of the Fuel Cycle, June 15-19, 2015, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria (2015).