

장기 건식 저장에 따른 사용후핵연료
건전성 열화평가 전산코드 SFINEL 개발 - I

**Development of Comprehensive Long-Term-Dry Stored
Spent Fuel INtegrity EvaLuator [SFINEL] - I**

권 형문, 양 용식, 김 용수

한양대학교
서울특별시 성동구 행당동 17

유 길성, 민 덕기, 노 성기

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

사용후핵연료는 현재와 같은 과도기에 있어서는 차후의 재활용이나 직접처분 때까지 이들의 건전성을 유지하면서 안전하게 관리할 수 있는 관리체계가 필요하다. 이러한 관리체계의 핵심은 장기 관리 시설에 유입되는 사용후핵연료의 봉내압이 원자로내 연소이력에 따라 정확하게 평가되고 이를 바탕으로 주요한 피복관 열화기구들에 의한 사용후핵연료 피복관 건전성 열화 정도를 정확히 가늠할 수 있는 종합 평가 체제의 구축이다. 이 연구에서는 이와 같이 사용후핵연료의 연소이력과 이에 따른 주요 피복관 열화기구들에 의한 피복관 건전성 열화 정도를 종합적으로 평가할 수 있는 전산 코드 SFINEL (Spent Fuel INtegrity EvaLuator)를 개발하였다. 이 코드는 특히 가압 경수로형 원전에서 배출되는 사용후핵연료의 연소 이력을 충분히 모사할 수 있으며 이후 일정 기간 원전 부지에서 습식 저장되었다 장기간 건식 저장하게 될 경우 사용후핵연료 피복관에 발생할 수 있는 여러 열화 과정을 현재까지 발표된 연구 결과들을 토대로 종합 평가한다.

Abstract

Safe management of spent nuclear fuels is socially, technically, and economically very important in terms of environmental protection and utilization of recyclable resources. One of the most critical parts in the management is to establish the comprehensive monitoring system which can maintain and confirm the integrity of the spent fuels, whenever necessary, until final policy is determined on the their treatment and disposal. Especially in the first stage of maturing up the system, it is essential to secure a computing tool or code which can evaluate the integrity of the fuel cladding based on its power history and cladding degradation mechanisms. SFINEL code, an integrated computer program for predicting the spent fuel rod integrity based on burn-up history and major degradation mechanisms, has been developed in this research. This code can sufficiently simulate the power history of a fuel rod during the reactor operation and estimate the degree of deterioration of spent fuel cladding using the recently-developed models on the degradation mechanisms.

제 1장 서 론

사용후핵연료의 철저한 관리는 사용후핵연료내 유효에너지 자원의 재활용과 환경으로의 방사성물질의 누출방지 등 여러 경제-사회-기술적 측면에서 매우 중요하다. 특히 핵연료 자원이 부족하여 전량 외국의 수입에 의존하고 있고 국토가 넓지 않아 사용후핵연료와 같은 고준위 방사능 폐기물이 계속 축적될 경우 환경으로의 방사성물질 누출 위험이 증대될 수 있는 우리나라의 경우 특히 중요하다 하겠다. 그러나 아직 구체적인 사용후핵연료의 처리에 관한 정책이 마련되지 않은 현 시점에서는 사용후핵연료를 장기간 안전하고 경제적이면서 차후의 재활용 또는 직접처분으로 손조롭게 이행될 수 있는 다각적인 이용 관리에 많은 연구와 노력을 경주해야 할 것으로 판단된다. 실제 원자력 선진국에서는 이에 대한 많은 연구와 노력을 기울이고 있으며 이미 부분적으로는 좋은 연구 성과를 거두고 있으나 국내에서는 연구의 시작 단계이다.

이러한 사용후핵연료 관리 기술 개발에 있어 가장 중요한 부분은 차후의 재활용이나 직접 처분 때까지 사용후핵연료의 건전성을 유지하면서 안전하게 관리할 수 있는 관리체계를 구축하는 것으로 이를 위해서는 필수적으로 장기관리에 따른 사용후핵연료의 건전성 열화 정도를 평가할 수 있는 방법론과 평가도구를 갖추어야 할 것이다.

실제 사용후핵연료의 건전성에 영향을 미칠 수 있는 요인들로는 creep 응력에 의한 파괴 (creep rupture), 응력부식파괴(stress corrosion cracking), 지연 수소화 파괴(delayed hydride cracking), 과도 하중에 의한 파괴, 산화 및 부식에 의한 파괴 등을 들 수 있으며 특히 처음 열거된 세 파괴 과정이 장기 관리시 사용후핵연료의 건전성에 영향을 미칠 주요 요인으로 꼽히고 있다.

한편 이들 주요 원인들은 모두 원자로내 연소에 따른 기체상/휘발성 핵분열 생성물의 방출에 기인하는 사용후핵연료의 봉내압에 의해 직접적으로 영향받고 있는데 이 봉내부 압력이 피복관에 응력으로 작용하여 사용후핵연료의 장기저장시 응력파괴를 유발시킬 수 있고 피복관의 응력부식 균열의 한 원인이 될 수 있으며 또한 피복관 내부 이산화우라늄 펠렛의 산화에도 영향을 미칠 경우 응력부식 균열을 촉진시킬 수 있는 것이다.

그러나 관리시설에 유입되는 사용후핵연료의 방출 내부 압력은 여러차례의 조사후실험에서 밝혀졌듯이 원자로내 연소 위치와 이력에 따라 그 값이 크게 달라지게 되며 대부분의 사용후핵연료 봉내압 측정값은 핵연료의 설계시 예측된 값보다 상당히 낮게 나타나고 있다. 이는 핵연료 설계시 핵연료봉 각각에 대한 내부압력을 평가하지 않고 각 연소주기에서 가장 연소가 높게 이루어질 핵연료봉들을 가상적으로 조합 선택해 보수적으로 봉내압을 평가하기 때문이다.

그러므로 정확한 사용후핵연료의 건전성 열화 정도 평가 방법론을 확보하기 위해서는 먼저 사용후핵연료 내부에서 응력을 유발하게되는 봉내압이 원자로내 연소이력에 따라 정확하게 평가되어야 하고 이를 바탕으로 주요한 열화기구들이 전체적 종합적으로 평가되어야 한다.

본 연구에서는 이러한 방법론에 기초하여 이제까지 각론적으로 진행되어 온 연구 결과들, 한양대학교 연구진에 의해 개발된 연소이력에 따른 사용후 핵연료 봉내압 계산 전용 프로그램(SPENFIP 코드)와 미국 PNL에서 개발된 지르칼로이 피복관의 응력 파괴 열화거동 평가용 DATING 코드와 국내 개발 시도되었던 SIECO 코드들을 심화 개선하고 유기적으로 통합하여 사용후핵연료 안전관리를 위한 종합 건전성 열화평가 전산코드 SFINEL (Spent Fuel INtegrity Evaluator: An Integrated Computer Program for Predicting Spent Fuel Rod Integrity Based on Burn-up History)를 개발하였으며 이를 사용자가 쉽게 익히고 쓸 수 있도록 graphic user interface를 도입하여 Window화하였다.

이 논문에서는 이 SFINEL 코드에서 사용되고 있는 평가론과 평가 결과에 대한 검증에 대해 논의하고 구체적 사용 방법에 대해 설명한다. 그러나 이러한 내용을 1회의 논문으로 정리하기에는 너무 지면이 모자라 2 ~ 3회에 나누어 정리 발표한다. 이번 논문은 그 첫 번째 논문으로 이 SFINEL 코드의 개괄과 개발 과정, SFINEL 코드의 체계와 계산 알고리즘에 대한 소개와 각 요소 program module에 대한 구체적인 설명, 사용 방법 및 사용 예를 중심으로 설명하고 다음 논문부터 구체적인 평가론과 검증 결과에 대해 상세히 논의한다.

2. SFINEL 코드 개요

SFINEL (Spent Fuel INtegrity EvalUator : An Integrated Computer Program for Predicting Spent Fuel Rod Integrity Based on Burn-up History) 코드는 사용후 핵연료 장기건식 저장시 연소이력, 냉각매체, 저장조건 및 저장 시간등에 따른 사용후핵연료 피복관의 열화정도를 평가할 수 있도록 개발된 사용후핵연료 안전관리를 위한 종합 건전성 열화평가 전산코드이다. 이 코드는 사용후핵연료의 건전성 열화 정도를 정확히 평가하기 위해 먼저 사용후핵연료 내부에서 응력을 유발하게 되는 봉내압을 원자로내 연소 이력에 따라 평가 하고 이를 바탕으로 응력 변형 및 파괴, 피복관 산화, 응력 부식 균열 손상등 주요 열화기구들을 종합적으로 평가한다. 또한 최종적으로 이 코드를 사용자가 쉽게 익히고 쓸 수 있도록 GUI (graphic user interface)를 도입하여 Window화 하였다.

전술한 바와 같이 SFINEL 코드는 크게 두 부분으로 나뉘어질 수 있다. 전반부는 경수로 사용후핵연료 봉내압 계산 전용 프로그램인 SPENFIP(SPENt Fuel Internal Pressure evaluator)이고 후반부는 국내 원자력연구소에서 사용후핵연료 피복관 건전성 평가를 위해 개발 추진하였던 SIECO (Systematic Integrity Evaluation COmputer code)의 수정본이다.

SPENFIP 프로그램은 미국 PNL연구소에서 고속증식로, 비등경수로, 가압경수로등 여러 형태 원자로의 핵연료 성능평가 감사 계산용으로 개발된 GT2R2 (GAPCON-Thermal 2-Rev.2) 코드를 일부 오래된 모델과 물성값을 최근 국제적으로 연구 개발된 결과들로 교체하고 불필요한 모델과 부프로그램은 삭제하고 경수로 핵연료 봉내압을 연소이력에 따라 좀더 충실히 모사할 수 있도록 수정 보완한 프로그램이다.

이 프로그램에서는 연소 이력을 최대 36 time step으로 나누어 연료봉의 연소이력을 추적할 수 있고 각 time step에서는 다시 연료봉을 최대 20개 node로 나누어 축방향 출력분포를 모사할 수 있다. 각 time step에서는 핵연료봉의 열적, 기계적 성능에 영향을 미치는 핵연료의 열평창, 고밀화와 팽윤현상, 중성자속 감소(flux depression)현상, crack에 의한 핵연료 재배치(relocation) 현상 등을 고려하고 있으며 피복관의 경우 산화와 응력 변형(creep) 그리고 탄성 수축 현상등을 평가하고 있다. 핵연료봉 성능 해석에 가장 큰 영향을 미치는 기체상 핵분열 생성물의 방출 모델은 modified ANS5.4 모델을 주모델로 사용하고 있으며 사고 해석을 위한 핵연료내 저장 에너지도 평가할 수 있다. 이렇게 SPENFIP에서 연소 이력을 따라 평가된 핵연료의 성능 인자들이 SFINEL 코드의 후반부인 SIECO의 입력값으로 전달되어 사용후핵연료 피복관의 주요 열화 기구인 응력 변형 및 파괴, 피복관 산화 및 응력 부식 균열 현상에 따른 건전성 열화정도가 평가된다. 이때 SIECO로 전달되는 성능인자는 핵연료 봉내압, 최종 연소도, 피복관 산화두께 및 봉내 축적된 요오드 농도이다.

SIECO 프로그램 부분은 장기건식 저장시 사용후핵연료 피복관의 응력변형 및 파괴를 방지할 수 있는 최대 허용 온도를 평가하기 위해 개발된 미국 PNL 연구소의 DATING (Determining Allowable Temperature for dry storage of spent fuel in Inert and Nitrogen Gases) 코드에 피복관 산화에 의한 손상과 응력 부식 균열에 의한 손상을 포함시킨 원형 (primitive) SIECO 코드를 사용후핵연료의 주요 성능 인자에 따라 그 건전성의 열화 정도를 평가할 수 있도록 개조한 것이다.

따라서 SFINEL 코드의 후반부에서는 SPENFIP에서 넘어온 자료를 바탕으로 주어진 온도(설계값)에서 시간에 따라 주요 열화 기구들이 피복관에 누적으로 작용하여 낮아지는 건전성을 SIECO 프로그램을 통해 저장기간에 따라 평가하게 된다. 이때 응력 부식 균열은 누적 손상에 반영되지 않고 다만 이 균열에 의한 손상이 발생하는지 여부만을 평가하게 된다. 아래에는 SFINEL 코드에서 사용된 주요 모델 및 연산 부프로그램과 함수문 목록을 수록하였다.

SPENFIP Subroutines

ANS54C	- ANS5.4 fission gas release model
AXPRNT	- writes summary of pertinent nodal information (average temperature and pressure)
CARL	- calculates fuel rod stored energy relative to 273K

CHECK	- check the correctness of input data
CORROS	- calculates Zr oxide thickness from coolant reaction
CREEP	- calculates cladding creep
DENSF	- calculates radial fuel densification
DEPRES	- calculates radial flux depression
EXPAND	- calculates radial fuel thermal expansion
FISGAS	- calculates the generated fission gas
FISSES	- controls the time and power steps for the fission gas calculation
GAPCON	- calculates gap conductance
GASCON	- calculates the thermal conductivity of the gas mixture
HCAP	- calculates volumetric-averaged fuel heat capacity
HTCW	- calculates water-coolant heat transfer coefficient
INIT	- initializes all the input variables
INITAL	- provides all the time-independent calculations and initializations
INPOUT	- writes input values
INPUT	- provides the input values
JUMPD	- calculates temperature jump distance
MOVEAA	- transfers the values between arrays
OUTPUT	- writes pertinent nodal information
POWDIS	- calculates power for fission gas, cladding and fuel temperatures
RADAR	- calculates the burnup dependent radial power profile
RELOC	- calculates the change in fuel radius due to fuel relocation
RTEMP	- calculates radial fuel temperature profile
TCOR	- Function - calculates LWR fuel thermal conductivity
TERP	- Function - does augmented linear interpolation

SIECO Subroutines

INITIAL	- initialize all variables
CLIMIT	- calculation of time to strain limit and CDF limit
DAMAGE	- Calculation of cumulative damage fraction
MECHANIC	- calculation of mechanical property
FCN	- fcn subroutine contains the rate equations used for the integration of creep strain, accumulated creep-damage fraction, oxidation and SCC
CUMULAIN	- cumulative damage fraction calculation
TEMPERATURE	- Function-calculate temperatures
TRESH	- Function-calculation of threshold strain
RUPTUR	- Function-calculation of critical rupture crack depth
YS	- Function-calculation of yield strength
EM	- Function-calculation of elastic modulus
DECAYN2	- Function-calculation of cooling history for nitrogen
DECAYHE	- Function- calculation of cooling history for helium
DECAYAIR	- Function- calculation of cooling history for air

제 3장 SFINEL 코드개발의 이론적 배경

3.1절 연소이력에 따른 사용후핵연료 봉내압 평가

사용후핵연료봉의 내부 압력 평가에 있어 원자로내 연소시 핵연료 집합체의 실제 연소 이력에 대한 정확한 정보와 transient 상태에서 핵분열 물질의 방출 거동은 핵연료 봉내압 평

가에 있어 매우 중요하다.

최종적으로 핵연료봉내의 압력에 가장 영향을 미치는 원소는 Xe와 Kr 등의 불활성기체 원소들이다. 이들은 일단 발생되면 핵연료의 matrix내에 남아 있지 못하고 확산되어 핵연료 봉내의 open space로 방출된다. 그러므로 대개의 경우 원자로 운전 중의 봉내압을 고려할 때는 이 두 원소의 방출량만 고려한다. 그런데 연료봉내 이들 원소들의 최대 방출분율은 단위 길이당 출력 (linear heat generation rate)에 노출된 결과에 가장 크게 지배되는데 각 연료봉의 선출력은 원자로에서 운전되는 동안 계속 변화하는 원자로내 출력 분출 변화와 연소주기마다 위치를 이동하여 다른 위치나 power level에서 연소되므로 일정하지 않다. 따라서 각 핵연료봉은 원자로내 출력 분포의 변화에 따라 각기 다른 연소이력을 갖게 되고 따라서 그 연소이력에 따라 핵분열 생성물의 방출량이 달라지게 된다. 이렇듯 연소 이력에 따라 생성량과 방출량이 달라지는 핵분열 생성물은 일단 핵연료 펠렛을 빠져 나오게 되면 봉내에 축적되고 이로 인해 봉내압은 계속해서 증가하게 된다.

실제 사용후핵연료봉에 대한 실험 결과도 많은 차이를 보이고 있다. 장주기 사용후 핵연료의 내부압력은 25C에서 보통 1.738 MPa이고, 간혹 5.5 MPa까지도 나타났으며 드문 경우로 8.3MPa까지도 보고 되고 있다. 또한 장주기 핵연료의 최대압력은 7.72MPa이라고 추정되기도 한다. 그러나 이 값은 어떤 실험이나 경험에 의한 것이라기 보다는 냉각압력을 초과하지 않는 내부 압력에 대한 규제치로 제시되었다. 이렇듯 저장될 사용후핵연료의 봉내압을 연소이력에 따라 정확히 평가하는 것은 건식저장 연구에 있어 주요 건전성 열화 원인인 creep rupture와 응력부식균열 (stress corrosion cracking) 등을 유발시킬 수 있는 응력의 크기와 분포를 예측하는데 매우 중요하다.

본 SFINEL 코드의 전반부는 이와 같이 사용후핵연료 내부압력을 연소이력에 따라 정확히 평가할 수 있는 program module(SPENFIP)로 구성되어 있는데 이 프로그램에서는 핵연료 성능 코드가 지니고 있는 복잡성과 다양성을 최소화하여 이러한 성능코드에 익숙하지 않는 초보자도 어느 정도 쉽게 접근이 가능하도록 가능한한 입력과 출력을 정형화, 간편화하였고, 여러 핵연료와 피복관에 적용되는 thermo-mechanical 현상들은 사용자가 선택하여 평가할 수 있도록 하였다.

3.2절 사용후핵연료 피복관 주요 열화기구 평가

핵연료봉의 Zircaloy 피복관은 UO₂의 산화 및 냉각수와의 접촉을 막아주며 방사성 물질이 기체 혹은 액체상태로 이동하여 누출되는 것을 막아준다. 그러나 피복관에 결함이 발생되면 이들 방사성 핵종들이 쉽게 누출되게 되어 핵연료의 건전성에 심각한 영향을 미치게 된다. 이러한 피복관 고유의 성능 목표는 안전한 사용후핵연료 장기저장 관리에 있어서도 동일하다.

일반적으로 사용후핵연료를 저장하는 동안 발생 가능한 피복관의 열화 및 파손기구는 다음과 같다 (그림 1).

- Creep (stress) rupture
- Stress Corrosion Cracking (SCC)
- Oxidation (internal of UO₂ and external of the cladding)
- Fracture of flawed cladding
- Delayed hydrogen cracking(DHC) and fatigue
- Internal hydriding

이들 중 미국 NRC는 건식 저장동안 중요한 파손형태로 Creep Rupture와 SCC등을 명시하고 있는데 본 연구에서는 이들과 함께 피복관의 산화가 미치는 영향도 고려하였다. 이러한 손상 기구와 이에 따른 평가와 검증 연구 결과는 이어지는 후속 논문에서 상세히 다루게 된다.

제 4장 요약 및 결론

SFINEL 코드는 크게 두 부분으로 나누어진다. 전반부는 경수로 사용후핵연료 봉

내압 계산 전용 프로그램인 SPENFIP(SPENt Fuel Internal Pressure evaluator)이고 후반부는 국내 원자력연구소에서 사용후핵연료 피복관 건전성 평가를 위해 개발 추진하였던 SIECO(Systematic Integrity Evaluation COmputer code)의 수정본이다.

후속 논문에서 자세히 논의되었지만 SPENFIP 프로그램은 in-pile 실험 자료와 전형적인 한국형 원전의 설계 자료를 통해 검증되었다. 먼저 덴마크의 RISO 국립 연구소에서 수행된 두 핵연료봉(RISO-M2-2C와 RISO-PA29-4 핵연료봉)에 대한 핵분열 생성물 방출량 in-pile 측정 실험과 비교한 결과 이 프로그램은 M2-2C 핵연료봉의 경우 35.6%의 측정 결과와 매우 가까운 37%를, PA29-4 핵연료봉의 경우 역시 48.1%의 측정 결과와 충분히 비교될 수 있는 50.4%의 방출율을 평가하는 것으로 나타났다. 이 RISO database 검증 평가를 통해 SFINEL 코드에서는 핵연료 성능 평가에 가장 큰 영향을 미치는 핵분열 생성물 방출 기구 모델로 최적 평가를 위해서는 modified ANS5.4 모델을, 보수적인 평가를 위해서는 ANS5.4 모델을 추천하였다. RISO database에 의한 일차 검증에 이어 전형적인 한국형 원전의 초기 노심 설계 결과(영광 4호기 1주기)와의 비교를 통해 이차 검증 연구를 수행하였다. 설계시의 적용되는 보수성을 적용하지 않은 관계로 예측대로 평가 결과는 maximum 설계 계산값과 minimum 설계 계산값의 중간에서 minimum 설계 계산값에 가까운 결과를 나타내었다. 따라서 SPENFIP 프로그램은 원자로내 연소 이력에 따라 핵연료의 열적, 기계적 성능을 실제에 응용하기에 충분히 그리고 정확히 평가할 수 있는 것으로 결론지을 수 있었다.

SFINEL code의 후반부인 SIECO 프로그램의 검증은 응력 변형에 의한 열화, 피복관 산화에 의한 열화, 응력 부식 균열에 의한 열화 세 부분으로 나누어 수행되었다.

각 부분 검증에 이어 종합 검증을 수행하였는데 실제 핵연료의 연소 초기부터 연소 이력에 따라 사용후핵연료 피복관의 열화 정도를 평가한 실험이나 연구는 없어 초기 노심과 뒤이은 교체 노심 운전 후 방출되는 연료봉(discharge burnup: 38,920MWd/MTU)을 설계 자료(영광 4호기 1, 2, 3주기)를 바탕으로 연소 이력에 따라 열화 과정을 코드 해석적으로 평가하였다. 평가 결과 discharge시 봉내압은 50기압 정도이며 이 사용후핵연료를 site에서 5년간 습식 저장한 후 380°C 헬륨 분위기에서 100년간 건식 저장하여도 누적 손실율은 0.24 정도이며 strain rate도 0.03% 이하로 건전성을 유지하는 것으로 나타났다. 이는 여러 연구 결과를 참고해 볼 때 봉 내부 UO₂ 펠렛의 산화가 진행되지 않는 한 일반적인 예측 결과와 잘 일치하는 것으로 볼 수 있다. 전술한 바와 같이 이상의 검증 연구 결과는 후속 논문에서 자세히 논의 된다.

이상을 종합해 볼 때 이번 연구를 통해 개발된 SFINEL code는, 비록 일부 부분에서 추가적인 검증이 필요할 것으로 보이나 이러한 부분은 실제 사용후핵연료 피복관의 열화의 주요 기구가 아니므로, 장기 저장시 사용후핵연료 피복관 건전성 열화 정도를 보수성을 가지면서 정확히 평가할 수 있다고 결론지을 수 있다.

그림 2부터 그림 15까지에는 Window화된 SFINEL코드의 주요 입출력 화면들을 수록하였다.

참 고 문 헌

- [1] M.E. Cunningham and C.E. Beyer, GT2R2: An Updated Version of GAPCON-THERMAL-2, NUREG/CR-3907, PNL-5178, Pacific Northwest Laboratory (1984)
- [2] W.N. Rausch and F.E. Parisko, ANS5.4: A Computer Subroutine for Predicting Fission Gas Release, NUREG/CR-1213, PNL-3577, Pacific Northwest Laboratory (August 1979)
- [3] P.J. Pankaskie, BUCKLE: An Analytical Computer Code for Calculating Creep Buckling of an Initially Oval Tube, BNWL-B-253, Battelle-Pacific Northwest Laboratories (1973)
- [4] I.S. Levy, B.A. Chin, E.P. Simonen, C.E. Beyer, E.R. Gilbert, and A.B. Johnson, Jr., Recommended Temperature Limits for Dry Storage of Spent Light Water Reactor Zircaloy-clad Fuel Rods in Inert Gas, PNL-6189, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington (1987)

- [5] B.A. Chin, M.A. Khan, and J. Tarn, Deformation and Fracture Map Methodology Predicting Cladding Behavior During Dry Storage, PNL-5998, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington (1986)
- [6] 노성기 등, 장기저장 조사 재료 특성 시험연구- 사용후 원전연료 저장중 특성 변화연구, KAERI-NEMAC/RR-99/93, 과학기술처 (1993)
- [7] A.K. Miller, K.D. Challenger, and A. Tasooji, SCCIG: A Phenomenological Model for Iodine Stress Corrosion Cracking of Zircaloy, EPRI Report NP-1798, vol. 1 (1981)
- [8] 김용수, 연소도에 따른 사용후핵연료내 기체상/휘발성 핵분열 생성물 방출량과 봉내압의 평가 및 응력 파괴 분석, 한국원자력연구소 (1996)
- [9] M. Suzuki and S. Kawasaki, Oxidation of Zircaloy Cladding in Air, J. Nucl. Mater. , 140 (1986) 32-43

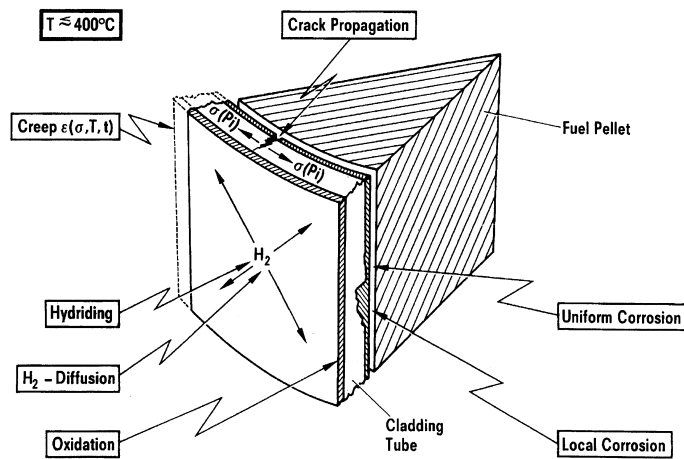


그림 1 Mechanisms Affecting Spent Fuel Performance During Storage



그림 2 SFINEL 초기화면



그림 3 SFINEL 주메뉴 화면

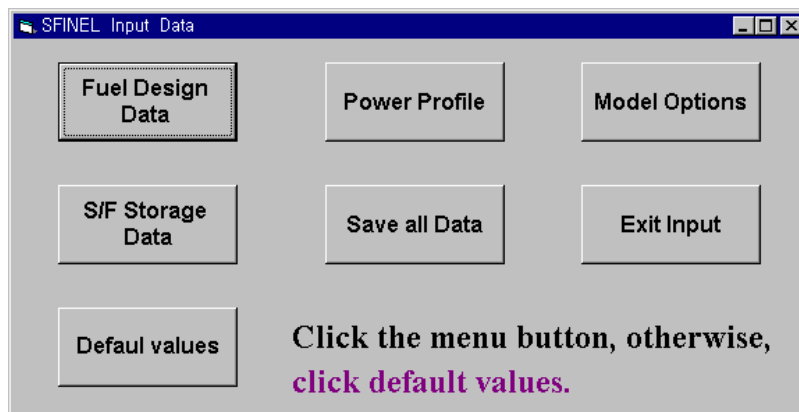


그림 4 SFINEL 입력자료 화면

Fuel Data

Fuel

Diameter (in): 0.3252
 Length (in): 150.0
 Dish Radius (in): 0.0908
 % Dish Vol. (%): 1.37
 Enrichment (fraction): 0.036
 Init. Restr. Dia (in): 0.0
 Surf. Roughness (in): 7.9E-5

Fuel Density

TD (fr): 0.9525
 After Densif. (fr): 0.9582
 After Restr. (fr): 0.9582

Cladding

Clad I.D (in): 0.3319
 Clad O.D (in): 0.3891
 Init. Crudthick (in): 0.0
 Frac. Coldwork (fr): 0.0
 Texture Factor: 0.0
 Inn. Surf Rough (in): 2.1E-5

Gap

Gas Press. (atm): 20.0
 Plenum Vol. (in3): 3.343

Coolant

Equ. Passage Dia (in): 0.648
 Sq. Array Pitch (cm): 1.285
 Inlet Temp. (F): 565.02
 Coolant Press. (psi): 2325.25
 Coolant Velocity (ft/sec): 16.4
 T(out)-T(in) (F): 72.0

Buttons: Save, Exit to Main Input

그림 5 SFINEL 핵연료 자료 입력화면

Power Profile

No. Time Steps (max=35): 22.0
 No. Axial Seg. (max=20): 10.0
 No. Axial Rel. Power Profiles: 11.0

Type of Time:
 in days
 in MWd/MTM

Time Steps:
 0.0, 49.0, 495.0, 992.0, 1991.0, 2986.0,
 4968.0, 5957.0, 6945.0, 7932.0, 8918.0,
 9903.0, 10088.0, 11872.0, 12855.0, 13
 14000.0, 19500.0, 17000.0, 19000.0, 2165

Type of LHGR:
 Peak LHGR
 Average LHGR

Power During Each time Step:
 10.20, 9.917, 9.937, 9.945, 9.797, 9.722,
 9.781, 9.714, 9.646, 9.51, 9.448, 9.38,
 9.38, 9.311, 9.17, 10.91, 10.91, 11.03, 1

Specification of Time-dependent Axial Power Profile:
 1,1,2,2,3,3,4,4,5,5,6,6,7,7,8,8,9,9,10,10,
 11,11

Axial Relative Power Profile:
 0.21,0.70,1.05,1.25,1.34,1.35,1.30,1.16,0.94,0.60,0.16,10*0.,
 0.26,0.84,1.12,1.24,1.27,1.25,1.18,1.09,0.94,0.67,0.18,10*0.,
 0.30,0.93,1.13,1.16,1.15,1.13,1.11,1.09,1.04,0.82,0.23,10*0.,
 0.34,1.02,1.13,1.07,1.02,1.01,1.03,1.09,1.14,0.96,0.28,10*0.,
 0.36,1.06,1.13,1.03,0.96,0.95,0.99,1.09,1.185,1.035,0.3,10*0.,
 0.41,1.09,1.12,1.05,1.00,0.99,0.99,1.05,1.10,1.01,0.37,10*0.,
 0.44,1.1,1.12,1.055,1.025,1.01,0.99,1.03,1.06,1.00,0.4,10*0.,
 0.32,0.89,1.02,1.06,1.1,1.12,1.13,1.13,1.11,0.96,0.38,10*0.,
 0.36,0.97,1.065,1.07,1.085,1.09,1.09,1.085,1.075,0.96,0.39,10*0.,
 0.4,1.05,1.11,1.08,1.07,1.06,1.05,1.04,1.04,0.96,0.4,10*0.,
 0.6,1.09,1.09,1.05,1.03,1.02,1.02,1.03,1.05,1.0,0.42,10*0.

Buttons: Save, Exit to Main Input

그림 6 SFINEL Power profile 입력화면

Model Options

Fission Gas Release
 ANS 5.4 Model
 Modified Ans 5.4 Mod.

Radial Power Profile
 Flat Profile
 RADAR Model

Clad Creep Down
 No Creepdown
 BUCKLE Model

Fuel Densification
 No Densification
 Dens. Up to FRDEN2

K(gas) Model
 BSL Model
 MATROII Model

Clad Oxidation
 No Oxidation
 PWR Oxidation

Fuel Relocation
 No Relocation
 HEDL Model

Clad-H2 Reaction
 No Reaction
 Reaction

Clad Hardening
 Time Hardening
 Strain Hardening

Clad Elastic Deflection
 No deflection
 Deflection

Buttons: Save, Exit to Main Input

그림 7 모델 옵션 선택화면

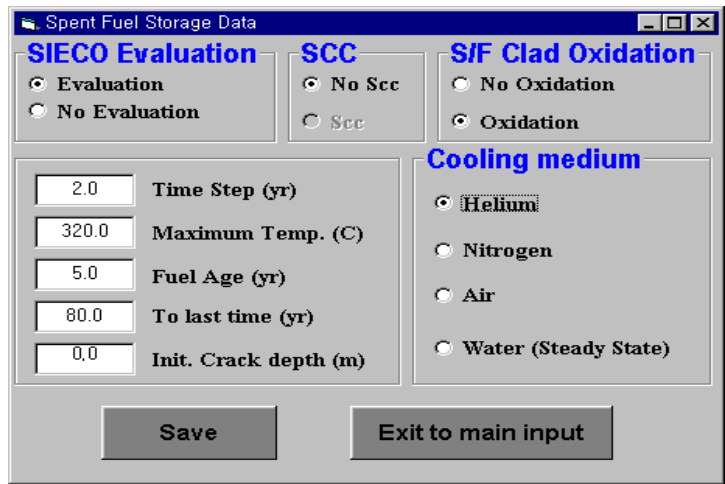


그림 8 SFINEL 사용 후핵연료 저장 자료 입력화면

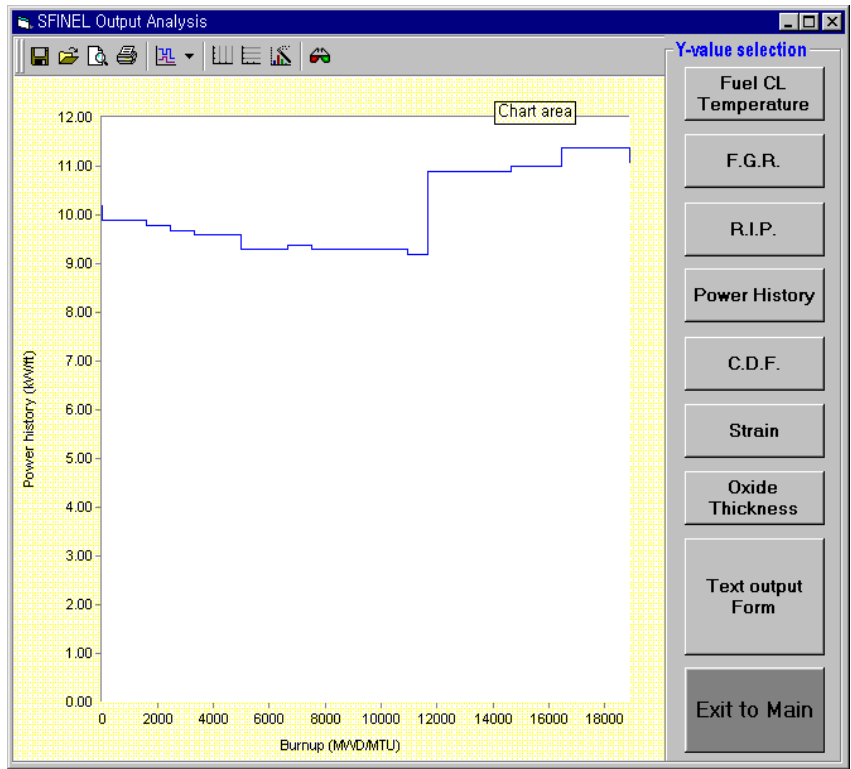


그림 9 SFINEL Power profile 출력화면

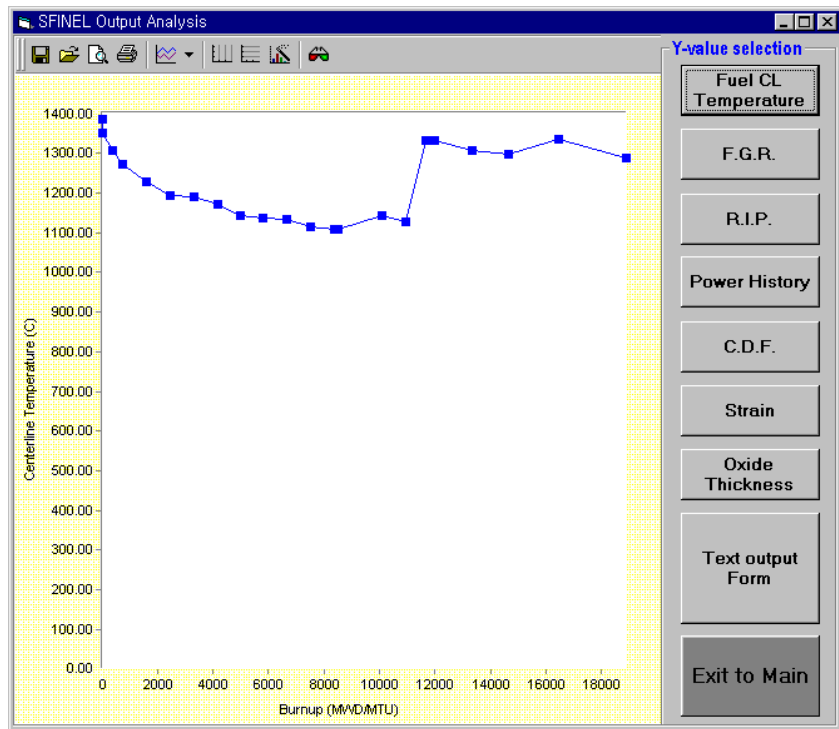


그림 10 SFINEL 중심온도 출력화면

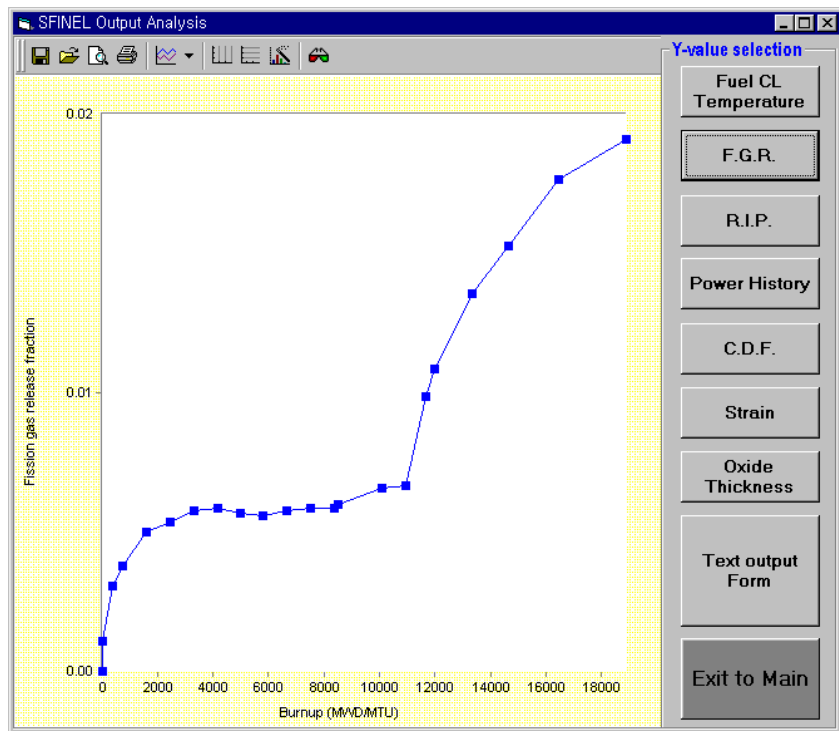


그림 11 SFINEL 핵분열 생성기체 방출비 출력화면

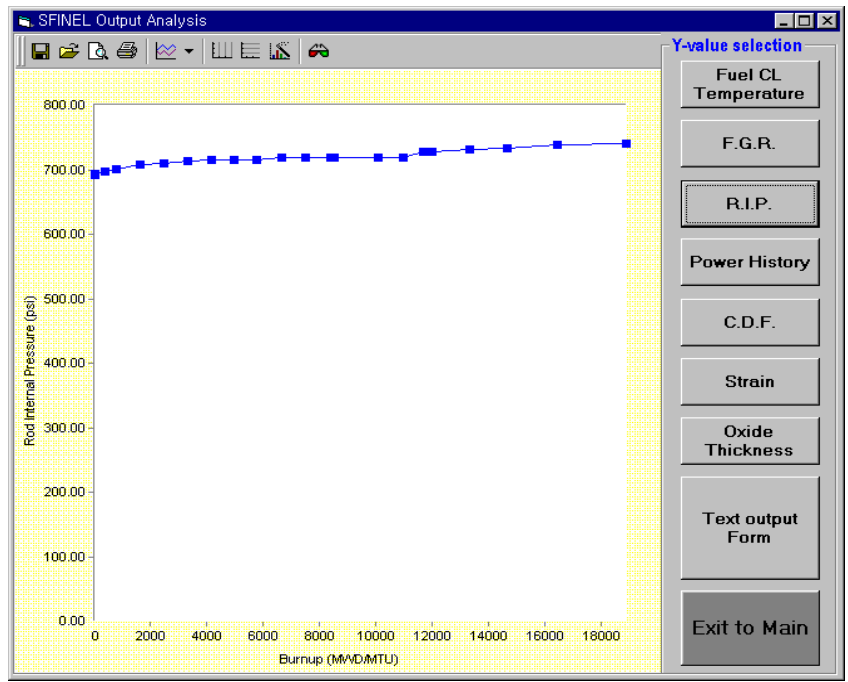


그림 12 SFINEL 봉내압 출력화면

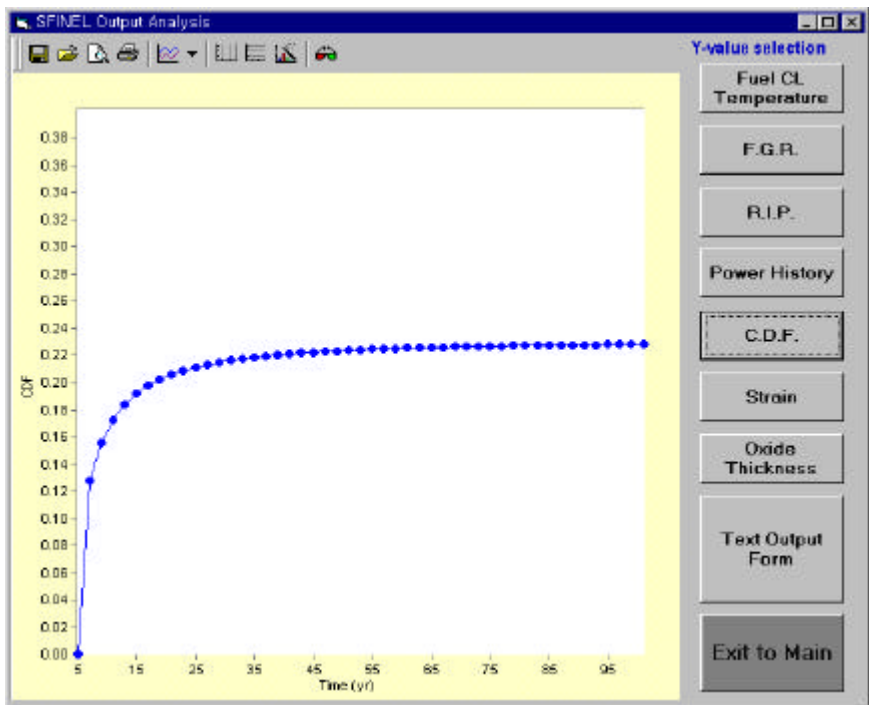


그림 13 SFINEL C.D.F 출력화면

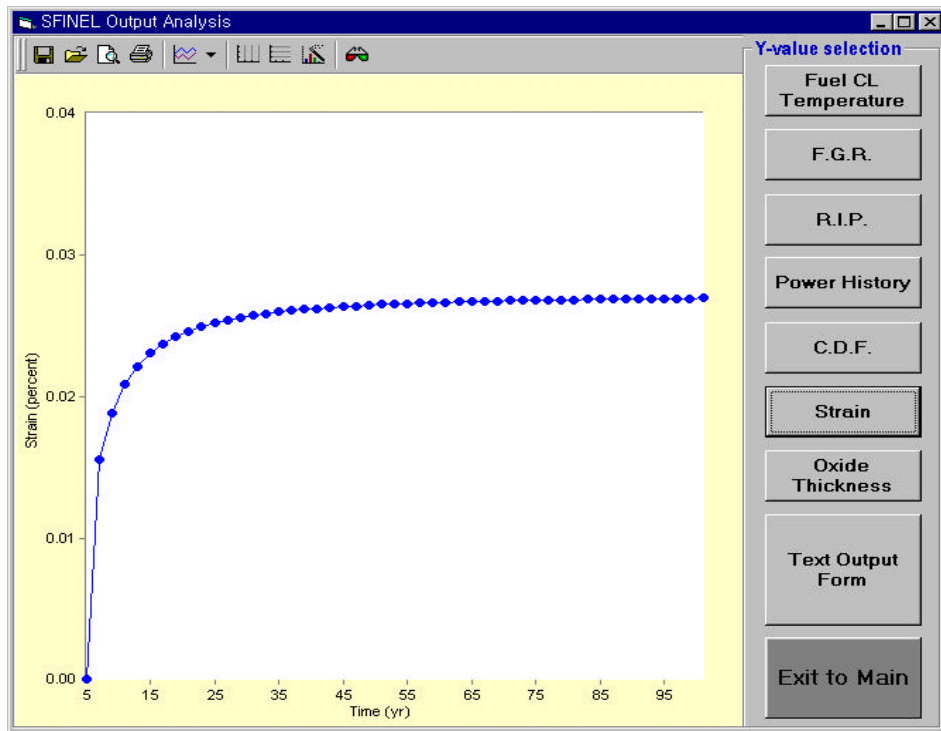


그림 14 SFINEL Strain 출력화면

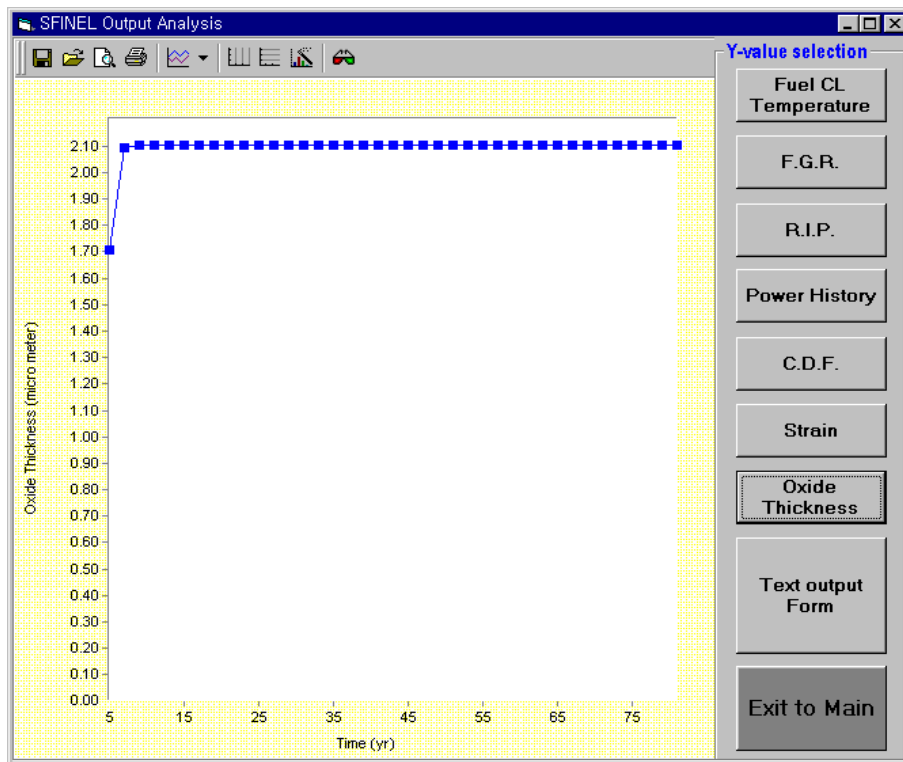


그림 15 SFINEL 산화층 두께 출력화면