*J. of the Korean Radioactive Waste Society*
*Vol.9(3), PP. 191-198, Sept. 2011.*

[Technical Paper]

# Criticality Uncertainty Analysis of Spent Fuel Transport Cask applying Burnup Credit

# 연소도이득효과(BUC) 적용 사용후핵연료 운반용기의 임계 불확실도 평가

**Gang ug Lee**[1)], Jea Ho Park, Do hyung Kim, Tae man Kim* and Jeong hyun Yoon
Korea Nuclear Engineering & Service Corp., 341-4 Jangdaedong, Yuseonggu, Daejeon
*Korea Radioactive Waste Management Corp., 150 DeokJin-dong, Yuseonggu, Daejeon

**이강욱**[1)], 박제호, 김도형, 김태만*, 윤정현*
(주)코네스, 대전시 유성구 장대동 341-4
한국방사성폐기물관리공단, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

(Received February 16, 2011 / Revised march 31, 2011 / Approved August 29, 2011)

**Abstract**

In general, conventional criticality analyses for spent fuel transport/dry storage systems have been performed based on assumption of fresh fuel concerning the potential uncertainties from number density calculation of Transuranic and Fission Products in spent fuel. However, because of economic loss due to the excessive criticality margin, recently the design of transport/dry storage systems with Burnup Credit(BUC) application has been actively developed. The uncertainties in criticality analyses on transport/storage systems with BUC technique show strong dependance upon initial enrichment and burnup rate, whereas those in the conventional criticality evaluation based on fresh fuel assumption do not show such a dependance. In this study, regulatory-required uncertainties of the criticality analyses for BK 26 Cask, which is conceptually designed spent fuel transport cask with BUC corresponding to the limiting circumstances on nuclear power plants in Korea, are evaluated as a function of initial enrichment and burnup rate. Results of this study will be used as basic data for spent fuel loading curve of BK 26 Cask.

**Key words** : Burnup Credit, Spent Fuel, Transport Cask, Uncertainty, Chemical Assay

**요 약**

국내 · 외 수많은 수송 · 건식저장 시스템의 임계해석은 사용후핵연료내에 초우라늄물질(transuranic) 및 핵분열생성물(fission products) 계산의 불확실성을 이유로, 신연료로 가정된 가상연료를 적용하여 평가해왔다. 그러나 과도한 임계 여유도에 따른 경제적 손실이 크기 때문에 최근 들어 연소도이득(Burnup Credit, BUC)이 반영된 수송 · 건식저장 시스템의 설계 및 상용화가 추진되고 있다. 이러한 BUC 기술은 기존 임계해석 시 요구되는 상수화된 불확실도와 달리 초기 농축도와 연소도 구간에 따라 상이한 불확실도를 갖게 된다. 이에 본 연구에서는 '국내 원전의 제한사항이 반영된 26다발 SNF 장전 BUC 적용 용기'(이하 BK 26 Cask)를 대상으로 관련 기술표준 및 설계요건에서 요구되는 불확실도를 평가하여 농축도 및 연소도의 함수로 계산하였다.

**1) Corresponding Author. E-mail : skidrow@kones21.com**

본 연구결과는 추후 BK 26 Cask 국내 사용후핵연료의 장전 수용률 분석의 기반자료로 활용된다.

**중심단어** : 연소도이득효과, 사용후핵연료, 수송용기, 불확실도, 사용후핵연료 실험자료

## I. 서 론

현재 국내 · 외 사용후핵연료(Spent Nuclear Fuel, SNF) 수송 · 건식저장 시스템의 임계해석은 연소된 핵연료 내에 다양한 초우라늄물질(Transuranic, TRU)와 핵분열생성물(Fission Products, F · P)에 대한 수밀도 계산결과의 불확실성을 이유로 신연료로 가정하여 안전성평가를 수행하고 있다. 이러한 가정은 고농축도/고연소도 운전이 상용화된 현 시점에서 임계안전성 확보 측면에서의 이점은 있으나, 임계도의 부반응도를 갖는 SNF내의 핵종이 배제됨에 따라 발생된 과도한 임계 여유도로 인하여 시스템 설계 측면에서 비현실적이고 비경제적이라는 지적을 받고 있다.

최근 IAEA와 OECD/NEA를 중심으로 많은 선진국에서는 이 같은 문제의 불합리성을 개선하고자, 임계안전성 평가과정에 있어서 SNF 연소특성이 반영된 해석방법인 연소도이득효과(Burnup Credit, BUC)의 연구가 활발하게 추진되고 있으며, 특히 미국과 독일은 BUC에 대한 구체적 평가방안 및 기술요건 등을 수립하여 인허가 시스템의 기반자료로 활용하고 있다.[1, 2, 3] 반면, 국내에서는 BUC 적용에 있어 SNF 연소특성 자료 및 관련 기술요건 등이 부재한 상태로, 현재 원전 내 습식저장조의 조밀랙 설계에 BUC가 일부 적용된 수준이다. 또한 SNF 수송 · 건식저장 시스템과 관련되어 국내 원전별 연료건물의 제반시설(크레인 용량 및 용기 취급높이) 및 국내 SNF 연소특성이 반영된 시스템 설계는 전무한 상태이다. 본 연구는 기존 연구와 달리 국내 원전의 제한사항 등이 반영된 Fig.1의 BK 26 Cask 개념도를 기초로 국내 SNF에 대한 장전곡선(Loading Curve) 도출에 필요한 임계 불확실도를 정량화하였다. 또한 각 불확실도는 초기 농축도와 연소도의 함수로 구성되도록 분석하였다. 본 연구결과는 BK 26 Cask의 국내 SNF의 장전 수용률 분석에 활용된다.

## II. 평가 방법

BUC 적용 수송 · 건식저장 시스템은 어떠한 경우라도 미임계가 유지되어야 하며, 이를 검증하기 위해 계산한 유효증배계수의 신뢰성 확보가 선행되어야 한다. 이를 위해 충분한 신뢰도를 갖는 방법론을 기초로 식(1)에 제시된 각각의 임계 불확실도에 대한 정량적 평가가 요구된다.[4]

$$\frac{k_p + \Delta k_p + \Delta k_i + \Delta k_b + \Delta k_e + \Delta k_x}{1 + \beta(x) - \Delta k_c(x) - \Delta k_m} \quad (1)$$

여기서, $k_p$ = BK 26 Cask 유효증배계수

$\Delta k_p$ = BK 26 Cask 유효증배계수 편차

$\Delta k_m$ = 미임계 안전여유도(0.05)

$\beta = \overline{k}_c(x) - 1$ (편이)

이를 위해, 식(1)의 계산방법상 발생되는 통계적 불확실도(편이/불확실도)인 Criticality Validation의 $\beta(x) - \Delta k_c(x)$는 United States Nuclear Regulatory Commission(NRC)의 권고에 따라 임계도가 1인 실험자료를 대상으로 미임계상한치(USL) 계산식을 통하여 계산하였다. 연소계산상 발생되는 불확실도인 Isotopic Validation의 $\Delta k_i$는 OECD/NEA의 SNF 실험자료(Chemical Assay)를 대상으로 동일 운전이력조건 하에 ORIGEN-S로 계산된 핵종(subset) 양과 실측치와의 임계도 차간의 통계처리를 통해 산출하였다. $\Delta k_e$의 End Effect는 국외 SNF 축방향 연소분포(Axial Profile)의 반영여부에 따른 임계도간 차를 정량화하여 산출하였다. 모델링 조건/설계 제작공차 불확실도인 $\Delta k_b$는 평가모델의 임계도와 다양한 모델링 조건의 임계도간의 상대 오차를 Square Root of the Sum of the Squares(SRSS)를 통해 계산하였다.[5] 핵반응단면적의 고유 불확실도인 $\Delta k_x$ 는 경수로 시스템에 적합한 ENDF/B-V

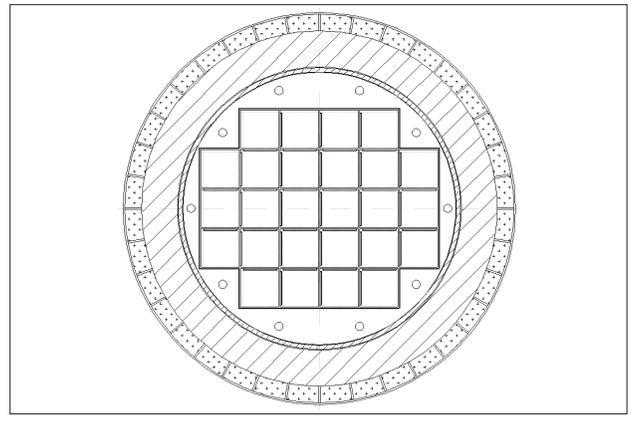

**Fig. 1. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

기반의 44군 라이브러리 적용으로 본 연구에서는 배제하였다.[6] 모든 임계 불확실도 계산은 3차원 기하학적 구조의 문제에 대하여 몬테카를로 방법을 적용한 유효증배계수 계산이 가능한 KENO V.a 모듈을 사용했으며, 핵종(Subset) 양은 행렬지수법으로 원자로에서 조사된 핵연료의 중성자핵변환, 핵분열 및 방사성붕괴 등의 계산이 가능한 ORIGEN-S 모듈을 사용했다.

## Ⅲ. 평가모델

BK 26 Cask는 고리 1호기 원전 가동을 기점으로 국내에 적용된 총 12종의 PWR 핵연료(WH 14×14, Guardian 16×16, WH V5H 17×17 등) 장전을 목적으로 하며, 임계적 관점에서 모든 장전대상연료는 동일 연소도 및 농축도 조건하에 미임계가 유지하도록 설계되었다.

BK 26 Cask의 평가모델 수립에 앞서 Fig.2와 같이 설계기준연료 타입선정에 관한 평가를 통해 보수적 해석결과를 유도하는 WH 17×17 RFA 연료 타입을 선정한 후, 가연성흡수재(burnable absorber material)가 혼합되지 않는 9종의 TRU subset으로 구성된 가상모형 금속봉을 기초로 설계기준연료를 모델링하였다. 또한 아래에 제시된 용기 모델링 가정조건을 기초로 바스켓 셀, SNF의 1차 격납 구조체인 캐니스터 및 금속재질 용기 본체의 모델링을 통해, 식(1)의 $\Delta k_i$, $\Delta k_p$ 의 End Effect 및 $\Delta k_b$ 계산에 적용될 BK 26 Cask의 평가모델을 수립하였다. Fig.3에는 KENO V.a 모듈을 활용한 BK 26 Cask의 평가모델 모델링 결과를 나타냈다.

- ■ 용기 경계조건 : 반경방향 반사경계조건
- ■ 구조체 치수 : 설계치의 공칭제원 적용
- ■ 중성자흡수체의 B-10 함량 : 설계치의 75%

## Ⅳ. 임계 불확실도 평가 및 결과

### 가. Criticality Validation

통계적 불확실도인 "$\beta(x) - \Delta k_c(x)$"는 핵연료봉 간격/연료집합체 간격/농축도 등과 같은 임계영향성인자의 통계적 경향성 유·무에 따라 설계대상용기 설계치의 종속변수로 도출된다. 경향성 유·무 판별은 벤치마크 계산결과를 기초로 각 인자별 1차 선형회귀분석으로 도출된 기울기($b$)와 절편($a$) 및 식 (2)를 이용하여 평가한다.[7] 이때 $T$(test

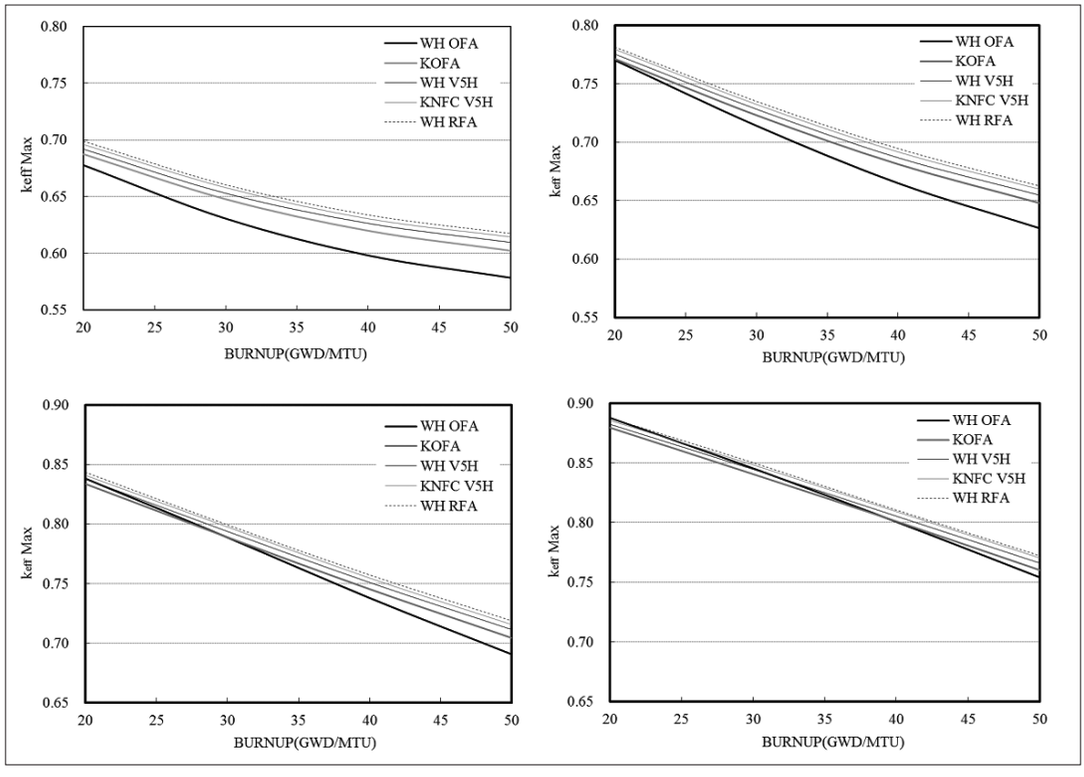


**Fig. 2. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

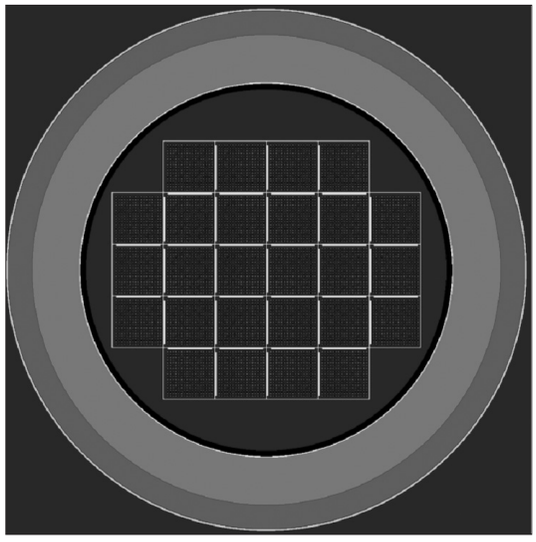

**Fig. 3. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

statistic) 가 $t_{n-1}$ 보다 클 경우는 경향성이 있는 것으로 판단한다.

$$T = b \times \sqrt{\frac{(n-2) \times \sum_{i=1,n} (x_i - \bar{x})^2}{\sum_{i=1,n} (k_i - a - b \times x_i)^2}} \quad \cdots\cdots (2)$$

여기서, $k_i$ = 임계실험 $i$ 의 유효증배계수
$x_i$ = 임계 실험 $i$ 의 임계영향성인자 값
$\bar{x}$ = 임계 실험의 임계영향성인자 평균값
$n$ = 임계 실험의 개수

경향성 분석을 통해 평가된 각 임계영향성인자별 편이/불확실도는 경향성이 확인될 경우 식(3)에 따라 각 변수에 대한 종속함수 형태의 1차 함수식으로 분석되며, 경향성 없는 인자는 식(4)를 통해 상수값을 갖는다.[8] 각 분석결과 중 최대값이 설계대상용기의 해석방법론 불확실도로 적용된다.

$$\beta(x) - \Delta k_c(x) = a + bx - 1 - t_{n-2} s_p \left[1 + \frac{1}{n} + \frac{(x-\bar{x})^2}{\sum_{i=1,n} (x-\bar{x})^2}\right]^{\frac{1}{2}} \quad 3)$$

여기서, $\bar{k}_c$ = 벤치마크 계산결과의 평균값
$s_p$ = 벤치마크 계산결과의 표준편차
$t_{n-2}$ = Student-t 분포의 인자
$x$ = BK 26 Cask의 임계영향성인자 값
$\bar{x}$ = 임계 실험의 임계영향성인자 평균값

$$\beta(x) - \Delta k_c = \bar{k}_c - 1 - t_{n-2} \cdot s_p \left[1 + \frac{1}{n}\right]^{\frac{1}{2}} \quad \cdots\cdots (4)$$

이에 본 연구에서는 아래에 제시된 설계특성을 갖는 총 124개의 $UO_2$ 임계실험자료[9]를 선정하여 벤치마크 계산을 수행하였으며, 실험치($k_{eff=1}$)와 계산치의 임계도 상대 오차를 Fig.4에 제시하였다. 결과에 따르면, 평균 임계도($\bar{k}_c$)는 0.99824이고 통계적 경향성이 존재하지 않는 인자의 편이(bias)인 $\beta$ 는 0.00176으로 분석되었다.

- 장전대상연료 타입 : 경수로형 PWR 연료
- 장전 대상 핵연료 배열 : 격자 구조
- 바스켓 셀 및 중성자흡수체 재질 : 붕소가 함유된 스테인리스강 및 알루미늄(카드뮴 또는 하프늄 미사용)
- 반사체 : 물, 강재, 알루미늄, 콘크리트

BK 26 Cask의 각 인자별 "$\beta(x) - \Delta k_c(x)$"의 계산식 적용범위를 설정하고자, 식(2)를 활용하여 주요 인자별 경향성 유·무를 판별하였으며, 평가결과를 Table.1에 제시하였다. 결과에 따르면, 연료봉 간격, Average Energy Group causing Fission(AEG) 및 Dancoff Factor는 통계적 경향성이 없는 것으로 나타났으며, 위에 제시된 각 인자의 불확실

**Table 1. Dimension and number of disposal tunnels.**

| Parameter | Linear Regression Analysis | Student T | Test | Trend |
|---|---|---|---|---|
| Enrichment(wt%) | 0.9919 + ( 1.9473E-03)*X | 1.658 | 5.7994 | Yes |
| Rod pitch(㎝) | 0.9996 + (-8.3282E-04)*X | 1.658 | -0.5910 | No |
| Dancoff | 0.9988 + (-3.0982E-03)*X | 1.658 | -0.6411 | No |
| F · A pitch[a)] | 0.9966 + ( 4.4324E-04)*X | 1.658 | 5.6789 | Yes |
| AEG(ev)[b)] | 1.0170 + (-5.4973E-04)*X | 1.658 | -1.9384 | No |
| AEF(ev)[c)] | 0.9976 + ( 2.2862E-03)*X | 1.658 | 2.0203 | Yes |
| Boron areal density(g/㎠) | 0.9926 + ( 9.8705E-02)*X | 1.729 | 3.2873 | Yes |

a) Fuel Assembly Pitch, cm
b) AEG : Average Energy Group causing Fission
c) AEF : Average Energy for Fission

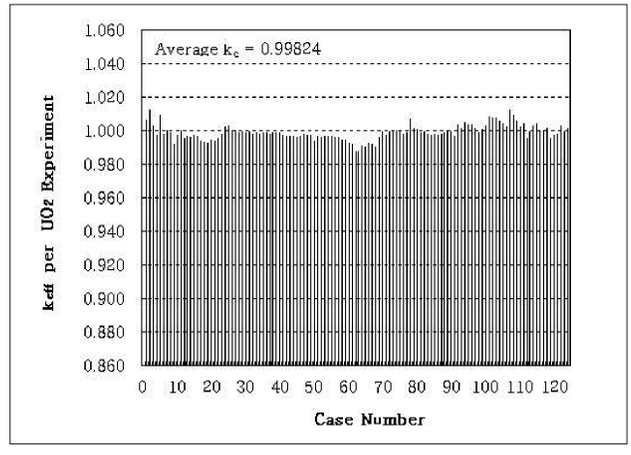


**Fig. 4. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

도($\Delta k_c$)는 식(4)에 따라 0.00745의 동일한 값을 갖는 것으로 분석되었다.

이 중 경향성을 갖는 농축도는 실제 SNF의 연소특성(actinide, F · P)을 반영하여 임계도 평가가 이뤄지는 특성상 벤치마크 자료의 적용범위(2.35wt%~5.74wt%)를 벗어나는 농축도 영역의 존재가 가능하며, 이에 경향성 유 · 무와 무관한 $\beta(x) - \Delta k_c(x)$ 의 값을 통계적 불확실도로 설정하였다. 각 인자별 불확실도 결과를 Table.2에 나타냈으며, 이 중 Average Energy for Fission(AEF) 인자의 불확실도가 최대값을 갖는 것으로 평가되었다. 이에 본 연구에서의 해석방법론 적용에 따른 통계적 불확실도는 0.01137로 선정하였다.

## 나. Isotopic Validation

Isotopic Validation의 $\Delta k_i$는 연소계산이 가능한 전산코드로부터 SNF내 Subset 양을 예측하는 과정에서 발생되는 불확실도가 유효증배계수에 얼마나 영향을 주는지를 수치화한 값이다. 이에 Isotopic Validation 평가를 수행하고자, OECD/NEA의 SFCOMPO Database 및 "DOE/RW-0497" 보고서로부터 BK26Cask의 기준연료 타입과 유사한 66개의 SNF 실험자료(chemical assay)를 선정하여, ORIGEN-S로 9종의 악티나이드에 대한 SNF Subset의 수밀도를 계산하였다. 선정된 66개의 SNF 실험자료에 대한 농축도 및 연소도 분포 현황을 Fig.5에 제시하였다.[10][11]

연소계산코드인 ORIGEN-S로 계산된 각 SNF 실험자료의 Subset 양과 실측치를 기초로 Fig.3의 BK 26 Cask 평가모델에 대한 임계계산 및 상대오차를 산출하였으며, 그 결과를 Fig.6에 제시하였다. 결과에 따르면, SNF 실험자료의 Subset 계산치와 실험치의 유효증배계수에 대한 상대오차의 평균 및 표준편차는 -0.001746과 0.008702로서, 각 결과에 대한 최소자승선형회귀 분석을 통해 계산된 회귀상수는 대략 0.0025 이하로 변화의 3% 미만만이 연소도에 의존적임을 알 수 있다. 또한 "USLSTATS" 프로그램[8]을 이용한 통계 테스트에서도 95% 신뢰구간에서 연소도에 대한 기울기가 통계적으로 중요하지 않음을 알 수 있기에, 변화의 무작위적인 성질로 보면 유효증배계수의 상대오차의 변화가 모델의 불확실성에 기인하기 보다는 측정의 불확실성에 기인하는 것을 알 수 있다.

이에 본 연구에서의 $\Delta k_i$는 제한접근법(bounding method)으로 평가된 상대오차의 최대값인 0.02267과 95% 신뢰구간의 Student's-t와 상대오차의 RMS값(Root Mean Square)을 이용한 식(5)의 Direct difference method 결과치인 0.01482간의 평균값인 0.0188을 연소계산방법상 발생되는 통계적 불확실도로 선정하였다.[12]

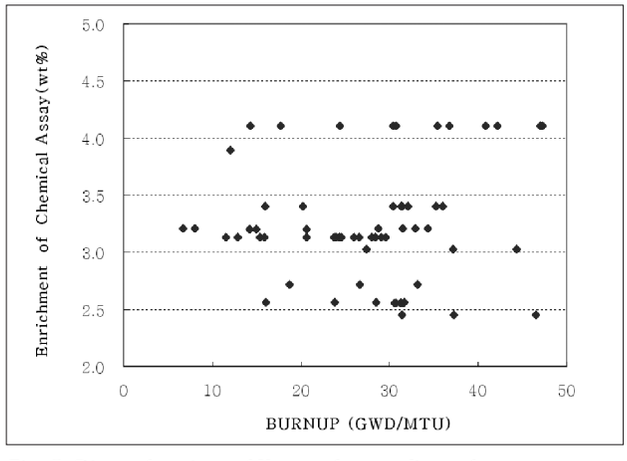


**Fig. 5. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

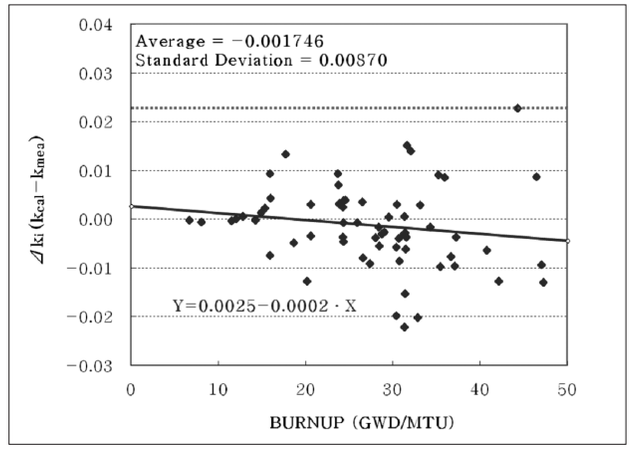


**Fig. 6. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

**Table 2. Dimension and number of disposal tunnels.**

| Parameter | Equation | Data[a)] | Uncertainty |
|---|---|---|---|
| Enrichment (wt%) | ● 0.0148-(1.9473E-03)*X (X 〈 4.159)<br>● 0.0067 (X ≥ 4.159) | 0.95~2.00 | 0.01022 |
| Rod pitch(㎝) | - | 1.26 | 0.00921 |
| Dancoff | - | 0.271 | 0.00921 |
| F · A pitch[b)] | ● 0.0101 - (4.4324E-04)*X (X 〈 7.583)<br>● 0.0068 (X ≥ 7.583) | 1.3 | 0.00952 |
| AEG(ev)[c)] | - | 34.90 | 0.00921 |
| AEF(ev)[d)] | ● 0.0118 - (2.2862E-03)*X (X 〈 1.063)<br>● 0.0094 (X ≥ 1.063) | 0.187 | 0.01137 |
| Boron areal density(g/㎠) | ● 0.0152 - (9.8705E-02)*X (X 〈 0.075)<br>● 0.0080 (X ≥ 0.075) | 0.0677 | 0.00872 |

a) Design Value of BK 26 Cask
b) Fuel Assembly Pitch, cm
c) AEG : Average Energy Group causing Fission
d) AEF : Average Energy for Fission

*Depletion Penalty*=(*n*-1) of *Students-t* × RMS of $\Delta k$

$= 1.67 \times 0.008875 \fallingdotseq 0.001482$ ····· (5)

## 다. End Effect

$\Delta k_e$의 End Effect 계산에 앞서 연소계산에 필요한 노심운전이력 자료인 Table.3의 제한변수(limiting parameter)를 토대로 초기 농축도/ 연소도별 설계기준연료의 Subset 양을 계산한 후 축방향 연소분포가 반영되지 않은 BK 26 Cask 평가모델의 유효증배계수를 평가하였다. Table.4에 제시된 결과에 따르면, 초기 농축도 1.5wt%와 2.0wt% 구간을 제외한 나머지 구간에서는 BUC 적용 기술이 반영된 BK 26 Cask 설계가 필요함을 알 수 있다.

본 연구에서 $\Delta k_e$의 계산을 위해, CASMO-3과 SIMULATE-3 코드로 계산된 미국 내 3,169개의 축방향 연소분포자료 중 BK 26 Cask 설계특성을 고려한 1,062개의 축방향 연소분포자료를 활용하여, 앞서 평가된 초기 농축도 및 연소도 구간에 대한 18개의 축방향 구간별 선원항 해석 및 SNF의 Subset 양을 계산하였다.[13] 또한 계산된 각 설계기준연료별 18개 축방향 구간에 대한 Subset 양을 기초로 축방향 연소분포가 반영된 BK26Cask 평가모델의 유효증배계수를 계산한 후 축방향 연소분포의 반영여부에 따른 임계도 차이를 계산하였다.[14][15] End Effect 계산에 사용된 축방향 연소분포 및 End Effect 계산 결과를 Table.5와 Fig.7에 나타냈다. 결과에 따르면, 농축도와 무관하게 연소도 20GWD/MTU 이하에서는 평균연소가 반영된 평가모델의 유효증배계수 높게 나오는 것으로 나타났다.

**Table 3. Properties of the modified CANDU disposal container.**

| Item | Value | Calculation ground |
|---|---|---|
| Initial enrichment | 4.5wt% | ● ISG-8(NRC) requirement : less than 5wt%<br>● FSAR of Ulghin 1,2 unit : loading 4.5wt% |
| Fuel temperature | 1,100K | ● IAEA-TEDOC-1013/1547 : Average pellet temperature of 1,000 ~ 1,100K is conservative<br>● NPP FSAR : 1,085K as maximum value |
| Moderater temperature | 600K | ● IAEA-TEDOC-1013 : core maximum outlet temperature<br>● FSAR of Ulghin 1,2 unit : Maximum outlet temperature is 598K |
| Soluble boron | 915ppm | ● IAEA-TEDOC-1547 : 600ppm as cycle average density<br>● NPP FSAR : 913ppm as average value |
| SNF nuclide | Actinide | ● ISG-8(NRC), NUREG/CR-6747 : 9 series of actinide only<br>● DIN 25471/25712 : Nuclides which have (-) reaction can be applied(require confirm) |

**Table 4. Properties of alternative disposal concepts for CANDU spent fuels.**

| Burnup (GWD/MTU) | $k_{eff\text{-}Cal}$(95%) | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 1.5wt% | 2.0wt% | 2.5wt% | 3.0wt% | 3.5wt% | 4.0wt% | 4.5wt% |
| 0 | 0.81219 | 0.89585 | 0.95578 | 1.00208 | 1.03857 | 1.06829 | 1.09352 |
| 10 | | | 0.91438 | | | | |
| 12 | | | 0.90352 | | | | |
| 14 | | | 0.89322 | | | | |
| 16 | | | 0.88257 | | | | |
| 18 | | | 0.87222 | 0.91701 | | | |
| 20 | | | | 0.90679 | | | |
| 22 | | | | 0.89649 | | | |
| 24 | | | | 0.88704 | | | |
| 26 | | | | 0.87756 | 0.91641 | | |
| 28 | | | | | 0.90684 | | |
| 30 | | | | | 0.89785 | | |
| 32 | | | | | 0.88925 | | |
| 34 | | | | | 0.88054 | 0.91498 | |
| 36 | | | | | | 0.90596 | |
| 38 | | | | | | 0.89759 | |
| 40 | | | | | | 0.88891 | |
| 42 | | | | | | 0.88087 | 0.91274 |
| 44 | | | | | | | 0.90405 |
| 46 | | | | | | | 0.89588 |
| 48 | | | | | | | 0.88798 |

## 라. Criticality Sensitivity Analysis

Criticality Sensitivity를 통해 계산되는 는 BK 26 Cask의 모

**Table 5. Properties of alternative disposal concepts for CANDU spent fuels.**

| Burnup (GWD/MTU) | Axial Height (Node 01 ~ 09) | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 0.028 | 0.083 | 0.139 | 0.194 | 0.25 | 0.306 | 0.361 | 0.417 | 0.472 |
| ≥ 46 | 0.670 | 0.943 | 1.049 | 1.069 | 1.081 | 1.074 | 1.078 | 1.076 | 1.068 |
| 42-46 | 0.687 | 0.946 | 1.046 | 1.067 | 1.077 | 1.073 | 1.075 | 1.074 | 1.068 |
| 38-42 | 0.682 | 0.947 | 1.047 | 1.069 | 1.081 | 1.074 | 1.078 | 1.076 | 1.069 |
| 34-38 | 0.673 | 0.943 | 1.046 | 1.073 | 1.082 | 1.079 | 1.079 | 1.077 | 1.073 |
| 30-34 | 0.667 | 0.940 | 1.048 | 1.075 | 1.086 | 1.082 | 1.084 | 1.081 | 1.075 |
| 26-30 | 0.644 | 0.935 | 1.050 | 1.080 | 1.095 | 1.089 | 1.092 | 1.089 | 1.081 |
| 22-26 | 0.657 | 0.943 | 1.055 | 1.085 | 1.097 | 1.091 | 1.092 | 1.088 | 1.081 |
| 18-22 | 0.666 | 0.948 | 1.060 | 1.086 | 1.099 | 1.091 | 1.093 | 1.089 | 1.078 |
| 14-18 | 0.622 | 0.925 | 1.058 | 1.098 | 1.118 | 1.112 | 1.114 | 1.109 | 1.098 |
| 10-14 | 0.577 | 0.901 | 1.055 | 1.100 | 1.136 | 1.122 | 1.134 | 1.129 | 1.110 |
| 06-10 | 0.599 | 0.920 | 1.068 | 1.118 | 1.133 | 1.128 | 1.124 | 1.117 | 1.107 |
| < 06 | 0.602 | 0.917 | 1.059 | 1.110 | 1.125 | 1.127 | 1.124 | 1.119 | 1.113 |

| Burnup (GWD/MTU) | Axial Height (Node 10 ~ 18) | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 0.528 | 0.583 | 0.639 | 0.694 | 0.750 | 0.806 | 0.861 | 0.917 | 0.972 |
| ≥ 46 | 1.072 | 1.066 | 1.067 | 1.066 | 1.057 | 1.047 | 1.005 | 0.882 | 0.632 |
| 42-46 | 1.071 | 1.065 | 1.066 | 1.064 | 1.054 | 1.044 | 1.002 | 0.884 | 0.638 |
| 38-42 | 1.072 | 1.066 | 1.067 | 1.065 | 1.056 | 1.044 | 1.000 | 0.878 | 0.630 |
| 34-38 | 1.074 | 1.071 | 1.070 | 1.068 | 1.059 | 1.045 | 0.999 | 0.876 | 0.614 |
| 30-34 | 1.077 | 1.072 | 1.071 | 1.069 | 1.058 | 1.044 | 0.995 | 0.868 | 0.607 |
| 26-30 | 1.084 | 1.077 | 1.077 | 1.075 | 1.061 | 1.045 | 0.990 | 0.854 | 0.582 |
| 22-26 | 1.081 | 1.075 | 1.073 | 1.069 | 1.058 | 1.039 | 0.984 | 0.851 | 0.580 |
| 18-22 | 1.081 | 1.071 | 1.070 | 1.066 | 1.050 | 1.034 | 0.979 | 0.845 | 0.593 |
| 14-18 | 1.100 | 1.090 | 1.087 | 1.080 | 1.060 | 1.033 | 0.962 | 0.804 | 0.529 |
| 10-14 | 1.117 | 1.100 | 1.100 | 1.094 | 1.065 | 1.037 | 0.951 | 0.777 | 0.494 |
| 06-10 | 1.101 | 1.093 | 1.086 | 1.078 | 1.062 | 1.031 | 0.956 | 0.791 | 0.487 |
| < 06 | 1.106 | 1.097 | 1.088 | 1.075 | 1.058 | 1.026 | 0.957 | 0.801 | 0.498 |

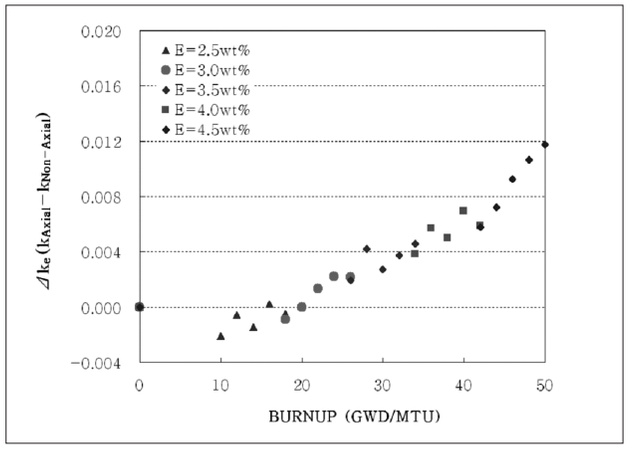


**Fig. 7. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

델링 과정에서 적용 설계제원 및 모델링 조건이 계산된 BK 26 Cask의 유효증배계수에 영향성을 수치화한 값으로, 관련 기술표준 및 설계요건에서는 을 최대유효증배계수에 반영하여 안전성 평가를 하도록 권고하고 있다. 이에 본 연구에서는 Table.6에 제시된 각 설계제원별 제작공차를 반영한 BK 26 Cask 평가모델 임계도와 공칭제원을 기초로 평가된 Table.4의 임계도간의 상대오차 평가를 통해 을 산출하였다.[16] 단, 인위적 운전 실수로 야기되는 편향조건(eccentric condition)은 비정상운전조건에 포함됨에 따라, 이 조건은 본 연구에서의 에는 포함되지 않는다. 각 모델링 조건별 상대오차에 대한 통계처리된 값을 Fig.8에 나타냈다. 결과에 따르면, 동일 농축도 구간에서의 모델링 조건/설계 제작공차의 불확실도는 유사한 경향성을 보이며, 초기 농축도에 따라 불확실도의 폭이 의존적인 것으로 나타났다.

## V. 결 론

본 연구는 BUC 설계기술에 있어, 임계안전성평가 시 요구되는 임계 불확실도는 기존 수송 · 건식저장 시스템의 불확실도와 달리 초기 농축도와 연소도의 함수로 구성되어 있음을 분석하고자 수행되었다. 이를 위해, 관련 기술표준 및 설계요건에서 요구하는 각각의 불확실도에 대한 평가를 수행하였다. 그 결과, 미국 NRC의 권고 사항에 따라 평가된 Criticality Validation 및 Isotopic Validation은 초기 농축도와 연소도에 무관한 통계적 불확실도를 가지는 반면, End Effect 및 Criticality Sensitivity는 초기 농축도와 연소도에 의존적인 것으로 나타났다. Table.7에는 국내 원전 제한사항 등이 반영된 BK26Cask의 총 불확실도를 나타냈으며, 이 결과는 추후 SNF 장전곡선 도출시 기반자료로 활용될 것이다.

**Table 6. Dimension and number of disposal tunnels.**

| Item | Dimension/ Value | Used In Analysis |
|---|---|---|
| Fuel pellet OD[a)] | 8.19±0.013㎜ | 8.19㎜ |
| $UO_2$ initial enrichment | 1.0±0.001wt% ~ 4.5±0.002wt% | 1.0~4.5wt% |
| $UO_2$ initial density | 10.412±0.005g/cc | 10.412g/cc |
| Fuel clad ID[a)] | 8.36±0.038㎜ | 8.36㎜ |
| Fuel clad OD[a)] | 9.50±0.038㎜ | 9.50㎜ |
| Receptacle(Basket) wall | 5.00±0.25㎜ | 5.00㎜ |
| Absorber plate thickness | 5.00±0.25㎜ | 5.00㎜ |
| Sheath over absorber | 1.00±0.05㎜ | 1.00㎜ |

1) WH 17×17 RFA

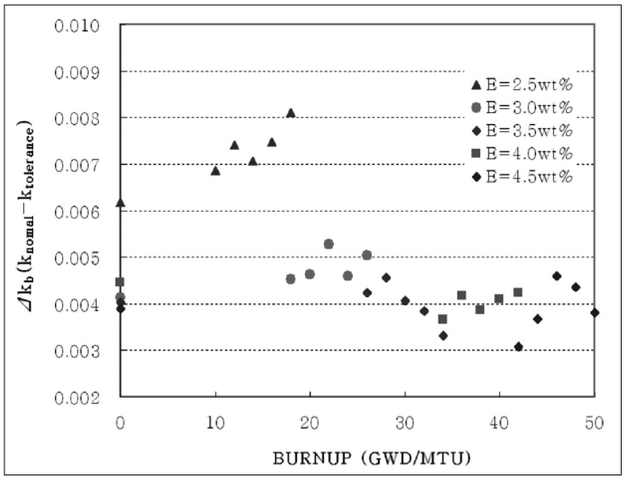


**Fig. 8. Disposal canister of Korea reference disposal system.**

**Table 7. Properties of alternative disposal concepts for CANDU spent fuels.**

| Burnup (Gwd/MTU) | Δk(Total Uncertainty) | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 1.5wt% | 2.0wt% | 2.5wt% | 3.0wt% | 3.5wt% | 4.0wt% | 4.5wt% |
| 0 | 0.02206 | 0.01868 | 0.01905 | 0.01701 | 0.0169 | 0.01732 | 0.01676 |
| 10 | | | 0.03713 | | | | |
| 12 | | | 0.03767 | | | | |
| 14 | | | 0.03734 | | | | |
| 16 | | | 0.03774 | | | | |
| 18 | | | 0.03838 | 0.03479 | | | |
| 20 | | | | 0.0349 | | | |
| 22 | | | | 0.03687 | | | |
| 24 | | | | 0.03709 | | | |
| 26 | | | | 0.03749 | 0.03643 | | |
| 28 | | | | | 0.03905 | | |
| 30 | | | | | 0.03707 | | |
| 32 | | | | | 0.03785 | | |
| 34 | | | | | 0.03814 | 0.03774 | |
| 36 | | | | | | 0.04012 | |
| 38 | | | | | | 0.03913 | |
| 40 | | | | | | 0.0413 | |
| 42 | | | | | | 0.04039 | 0.03912 |
| 44 | | | | | | | 0.04115 |
| 46 | | | | | | | 0.04411 |
| 48 | | | | | | | 0.04527 |

## 감사의 글

본 연구는 지식경제부 방폐물관리기술개발 중장기기획과제(2009T100200033)의 일환으로 수행되었습니다.

## 참고문헌

[1] International Standard, ISO/DIS 27468, "Nuclear criticality safety – Burnup credit in evaluations of systems containing PWR fuels", 2009.

[2] Deutsches Institut für Normung, DIN 25471, "Kritikalitätssicherheit unter Anrechnung des Brennelementabbrands bei der Lagerung und Handhabung von Brennelementen in Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren", 2009.

[3] Interim Staff Guidance, ISG-8 Revision.2, "Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Casks", 2002.
[4] ANSI/ANS-8.27-2008, "Burnup Credit for LWR Fuel"
[5] 한국수력원자력(주), "경수로 사용후핵연료 건식저장 시설 최적 설계기술 개발", 2009.
[6] S. M. Bowman, W. C. Jordan, J. F. Mincey, C. V. Parks, "Experience with the SCALE Criticality Safety Cross-Section Libraries," Oak Ridge National Laboratory, 2000.
[7] J. C. Dean, R. W. Tayloe, Jr, "Guide for Validation of Nuclear Criticality Safety Calculational Methodology", NUREG/CR-6698, 2001.
[8] J. J. Lichtenwalter, S. M. Bowman, M. D. DeHart, and C. M. Hopper, "Criticali ty Benchmark Guide for Light-Water -Reactor Fuel in Transportation and Storage Packages", NUREG/CR-6361, 1997.
[9] Nuclear Energy Agency, OECD, "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments" NEA/NSC/DOC(95)03, Volume VI, 2008.
[10] M. Rahimi, E. Fuentes, and D. Lancas ter, "Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-Only Burnup Credit," DOE/RW-0497, 1997.
[11] 이성희, 한영태, 안준기, "사용후핵연료 저장시설의 임계해석 시 연소도 고려 영향 분석", Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society Conference, pp. 261-262 (2005).
[12] I. C. Gauld, "Strategies for Application of Isotopic Uncertainties in Burnup Credit", NUREG/CR-6811, 2003.
[13] R.J.Cacciapouti, S.Van Volkinburg, "Axi al Burnup Profile Database for Pres surized Water Reactors", YAEC-1937, Yankee Atomic Electric Company, 1997
[14] J.C. Wagner, M. D. DeHart, C.V. Parks, "Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analy ses", NUREG/CR-6801, 2003
[15] 박덕진, 한영태, 이성희, "연소도고려 임계해석을 적용한 사용후핵연료 운반용기 수용성 결정요소 분석", Proceedings of the Korean Radioactive Waste Society Conference, pp. 449-450(2008).
[16] 한국수력원자력(주), "울진원자력 1,2호기 최종안전성 분석보고서", 2003