

KSC-7 사용후핵연료 수송용기 책임계해석

윤정현 · 최증락 · 곽은호 · 이흥영 · 정성환

한국원자력연구소

요 약

본 연구에서는 사용후핵연료를 안전하게 수송할 수 있는 수송용기의 여러가지 설계 항목중에 수송용기 내부에 장전된 핵연료에 의한 책임계반응을 방지하기 위한 책임계해석을 수행하였다. 책임계 해석에 사용한 HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산시스템에 대한 검증계산을 수행하였고 수송용기의 책임계측면에서의 안전성을 확보하기 위해 가능한 보수적인 가정을 하여 어떠한 경우에도 수송용기에 장전된 핵연료가 임계상태에 도달하지 않도록 수송용기 내부의 구조 및 적절한 책임계 방지제를 선택하였고 정상수송 및 가상사고 조건 등에 대한 해석을 수행하였다. 그 결과 KSC-7 수송용기의 설계조건을 만족하고 책임계측면에서의 안전성을 보장할 수 있는 재료 및 구조에 대한 결론을 해석적으로 도출하였다.

서 론

국내 원자력발전소에서 발전에 사용한 사용후 핵연료는 현재 발전소내 사용후핵연료 저장조에 저장되어 있다. 이 저장된 사용후핵연료는 저장조의 한정된 용량으로 인해 중간저장시설 등으로의 이송이 필요하게 된다. 그런데 일반 화석 연료와는 달리 원자력발전소에서 나오는 사용후 핵연료에는 타고난 후 오랜 기간이 경과하더라도 많은 열과 방사능이 방출된다. 그러므로 사용후 핵연료 수송용기는 이 방사능과 열을 효율적으로 차폐함과 더불어 사용후핵연료에 잔존하고 있는 U^{235} 나 Pu^{239} 등과 같은 핵분열물질에 의한 연쇄 핵반응이 절대로 일어나지 않도록 설계하여야 한다. 책임계 방지를 위한 설계 방법으로는 크게 두가지로 나눌 수 있는데 첫째, 적절한 책임계방

지재료를 사용하는 것이며[1,2] 둘째, 실제 타고난 핵연료의 연소에 의한 핵분열성물질의 감소, 즉 연소이력을 고려하는 연소도효과(Burnup effect)를 설계의 중요한 인자로 사용하는 방법이다.

본 책임계해석에 쓰인 설계기준 핵연료로서는 연소도효과를 고려하지 않은 농축도 4.2 wt/o의 신연료를 기준하였다. 또한 사용후핵연료에서는 연소에 의한 핵분열성물질의 감소와 함께 많은 양의 핵분열성물질이 핵분열생성물질로 변하는데 이 핵분열성 생성물에 의한 중성자흡수(poisoning effect)도 고려하지 않았다. 본 연구의 목적은 KSC-7 수송용기의 책임계 해석을 수행하여 어떤 경우에도 책임계에 도달하지 않도록 하는 것으로 이를 위하여 여러 종류의 책임계방지제를 여러 형태의 기하학적 구조로 배열하였다. 이들 배열에 대한 책임계도를 KENO-Va 전산코드로 계산하고

표 1. Characteristics of Fuel Assembly, Structural Material and Aluminium Cladding of B & W Company for Criticality Experiment

Fuel Rod	Outer diameter (cm)	1.206
	Clad inner diameter (cm)	1.044
	Clad material	6061-T6-aluminium
	Pellet diameter (cm)	1.030
	Total length (cm)	156.44
	Active length (cm)	153.34
	U^{235} enrichment (w/o)	2.459
	Rod pitch (cm)	1.636
	Pellet density (g/cm^3)	10.29
SUS304	Density (g/cm^3)	7.9
	Thickness (cm)	0.462
Aluminium	Density (g/cm^3)	2.692

그중 핵임계방지가 효과적이고 제작성까지 고려한 수송용기의 내부구조를 해석적으로 도출해 내었다.

핵임계 검증계산

1. 핵군단면적

핵임계해석을 위한 핵군단면적은 KENO-Va 코드 자체내에서 내장된 HANSEN-ROACH 16군 구조의 자료를 사용하였다. 이 자료는 미국의 ORNL(Oak Ridge National Laboratory)에서 개발한 핵군단면적으로 ENDF 자료를 근거로 하여 군단면적을 축약하여 핵임계해석에 맞도록 작성되었다. 이 자료에는 우라늄이나 플루토늄과 같은 핵분열물질과 기타 물질 영역에서의 중성자와 상호관계를 각 에너지 구간에 따라 나타내며 albedo, weight, leakage, absorption 그리고 fission 등을 고려할 수 있다. 그리고 핵연료영역에서의 공명(resonance) 효과를 나타낼 수 있다. 이 HANSEN-ROACH-KENO-Va 시스템은 전산용량이 적은 개인용 컴퓨터에 맞게 만들어져 이제까지 대형 컴퓨터에서만 가능하던 핵임계해석을 개인용 컴

퓨터에서도 수행할 수 있게 되었다.

2. 핵임계 검증계산 및 결과

KSC-7 수송용기와 비슷한 구조를 가진 미국 B & W(Bobcock & Wilcox)사의 CX-10 임계실험장치에 의한 실험치를 대상으로 하여 핵임계해석의 검증계산을 수행하였다. 이 CX-10 임계실험장치에 사용한 UO_2 핵연료와 주변 구조재에 대한 자료[3]는 표 1에 나타내었다. CX-10 임계실험장치의 핵임계제어 방법은 사용후핵연료 수송용기 등의 핵임계방지재로 많이 쓰이는 Boral(boron과 aluminium의 혼합 소결체)과 B_4C 을 사용하였다.

핵임계 검증계산에 사용한 CX-10 임계실험장치의 노심은 그림 1-4에 각 형태별로 나타내었다. 그림에 제시된 노심은 핵임계에 도달하였을때의 구조를 나타내는 것으로 이에 대한 핵임계 계산은 HANSEN-ROACH 핵군단면적을 사용한 KENO-Va 전산코드를 사용하였다. 각 노심에 대한 조건과 HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계를 이용한 검증계산 결과는 표 2에 나타내었다. 표 2에 나타난 결과는 CX-10 임계실험장치의 실제 핵임계 도달시의 노심구조를 입력자료로 하여 계산된

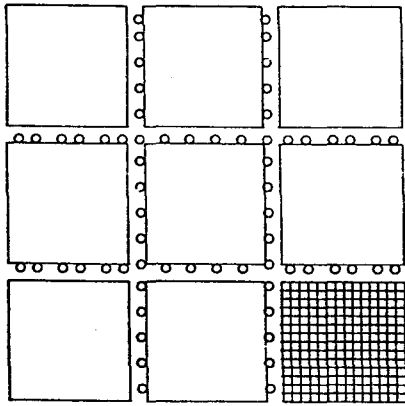


그림 1. CX-10 Benchmark Experiment Core 5

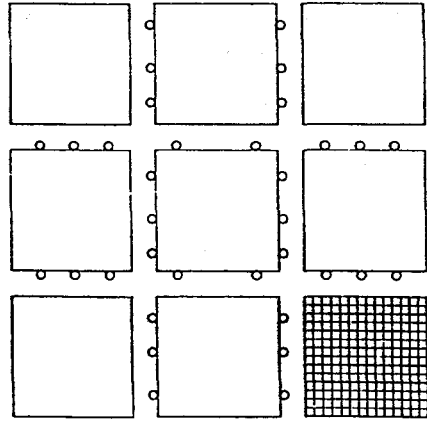


그림 2. CX-10 Benchmark Experiment Core 7

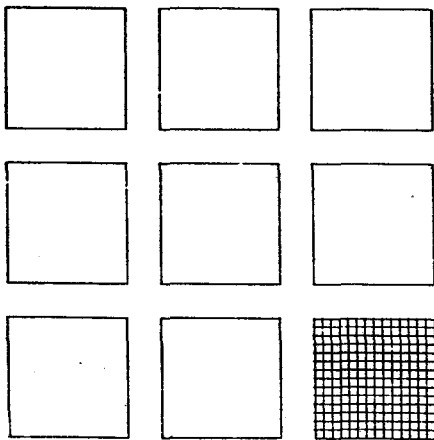


그림 3. CX-10 Benchmark Experiment Core 9

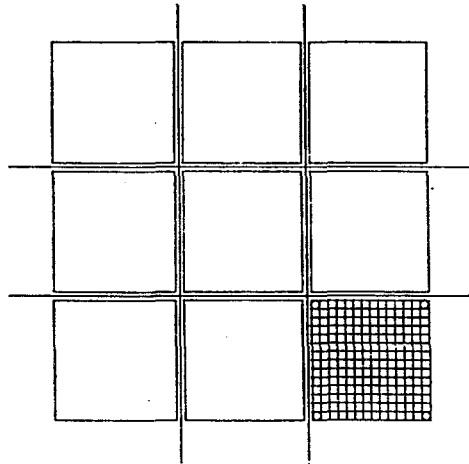


그림 4. CX-10 Benchmark Experiment Core 11 and 14

결과와 실제 임계실험치이다. 표 2에서 볼 수 있듯이 계산 결과치가 실제 실험치보다 약간 높게 나왔다. 실험치보다 가장 높게 나온 노심은 9번 노심으로 약 4.9% 정도 높게 나왔으며 실험치와 가장 차이가 적은 노심은 16번 노심으로 약 0.46%의 차이를 나타내었다. 전체적인 실험치와 계산치를 비교하면 평균적으로 2.69% 정도 계산치가

높은 것으로 나타났다. 이 결과로부터 HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계를 이용한 핵임계 검증은 약간 과대평가되는 것으로 추정할 수 있다. 이러한 실험치와 계산치와의 차이는 적절한 보정을 거쳐 실제 KSC-7 수송용기의 핵임계도 계산에 반영되었다.

표 2. Comparison of k-effective between the KENO-Va Calculation and the Experiment value

Core No.	Neutron poison material	Experimental k-effective value	Calculation k-effective value
4	B ₄ C 84 rods	0.9999 ± 0.0006	1.03723 ± 0.000402
5	B ₄ C 64 rods	1.0000 ± 0.0007	1.03548 ± 0.000412
6	B ₄ C 64 rods	1.0097 ± 0.0012	1.04438 ± 0.000379
7	B ₄ C 34 rods	0.9998 ± 0.0009	1.03271 ± 0.000386
8	B ₄ C 34 rods	1.0083 ± 0.0012	1.03974 ± 0.000377
9	none	1.0030 ± 0.0009	1.03561 ± 0.000345
10	none	1.0001 ± 0.0009	1.04367 ± 0.000334
11	SS	1.0000 ± 0.0006	1.04970 ± 0.000380
12	SS	1.0000 ± 0.0007	1.01197 ± 0.000351
14	Boral	1.0001 ± 0.0010	1.04962 ± 0.000428
16	Boral	1.0001 ± 0.0019	1.00456 ± 0.000408
18	Boral	1.0002 ± 0.0010	1.01699 ± 0.000405
20	Boral	1.0003 ± 0.0015	1.00986 ± 0.000357

KSC-7 수송용기 핵임계도 계산

1. KSC-7 수송용기

KSC-7 수송용기는 원자력발전소에서 타고난 핵연료 7 다발을 장전할 수 있는 내부구조를 가지며 그 외곽에는 감마선 차폐를 위한 납과 새로 개발한 중성자 차폐제인 실리콘복합체(silicone mixture)를 사용하였다. 이 수송용기의 핵임계방지를 위한 중성자 흡수재료는 일차적으로 붕소이 포함된 붕소스테인레스강(borated stainless steel)을 핵연료 장전통(fuel basket)으로 하여 여기에 탄화붕소봉(B₄C rod)이나 boral을 부착하여 핵임계도달을 적절하게 방지하였다. 그림 5는 KSC-7 수송용기의 측방향 및 반경방향 단면을 나타내고 있고 표 3은 핵임계도 설계기준 핵연료와 수송용기 구성재료의 특성 및 치수를 나타내었다.

2. 수송용기의 핵임계 계산모델 설정

수송용기에 대한 핵임계도 기준은 미국의 10

CFR71과 ANIS 등의 규정에 따라 정상수송조건 및 가상사고조건으로 구분하여 수행하여야 한다.

1) 정상수송조건

가. 사용후핵연료는 제어봉(control rod)이나 가연성 독성물질이 포함되어 있지 않은 가압경수로 17×17 배열의 신연료로 가정. 따라서 핵분열생성물에 의한 중성자의 흡수도 고려하지 않음 [4,5].

나. 핵연료의 U-235 초기농축도는 4.2 wt/o.

다. 수송용기 내부의 핵연료 집합체 장전통(basket)은 붕소를 일정비율 함유한 붕소스테인레스강(붕소함유 비율에 따른 핵임계도 계산)

라. 핵연료봉의 집합체 간격은 핵연료집합체 설계 간격.

마. 상부 및 하부는 물로 채워진 것으로 가정.

2) 가상사고조건

가, 나, 다항 및 마항은 정상수송조건과 동일

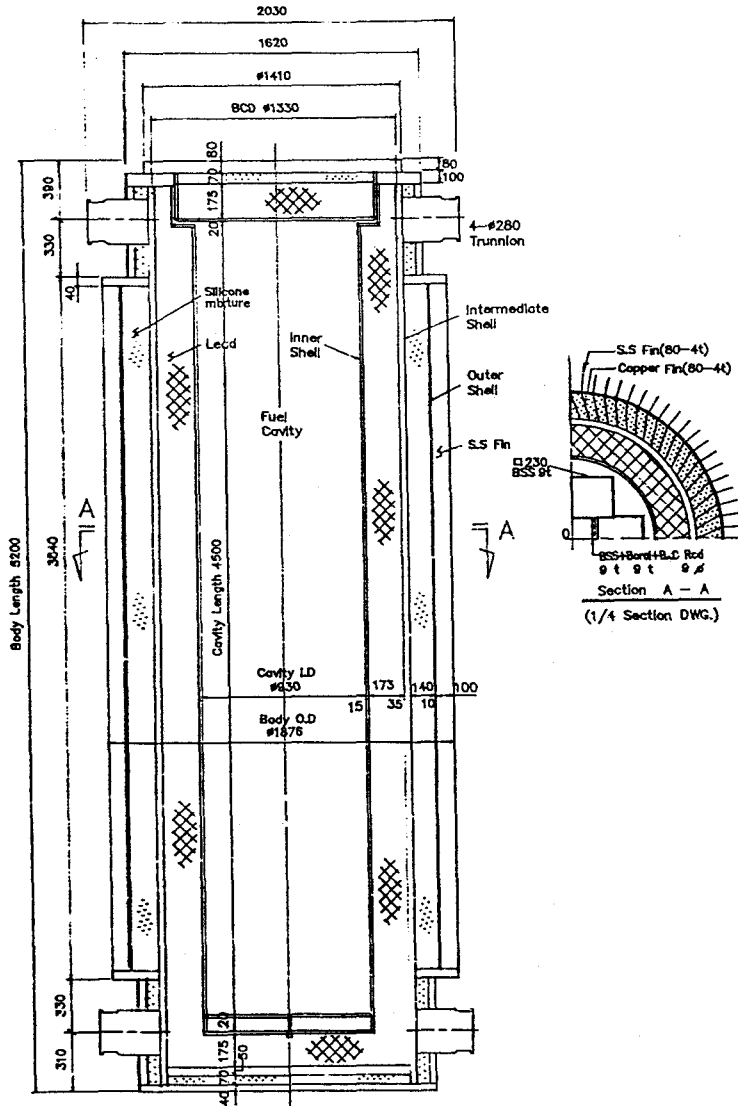


그림 5. KSC-7 Cask Cross Section View

마. 수송용기의 최외각셀(outer shell)이 파손되고 중성자차폐재인 실리콘복합체가 화재 등의 사고로 소실되었다고 가정.

바. 사용후핵연료 집합체간 간격이 최대 반응도를 나타낼 때.

사. 수송용기 내부의 물의 밀도 변화(0.95~1.02

g/cc)에 따라 계산.

위와 같은 가정들은 수송용기의 안전성 관점에서 매우 보수적으로 적용된 것으로 특히 가상 사고조건에서 바항은 이제까지 수송용기의 가상 사고시의 적용 가정인 핵연료봉간의 간격이 최대 반응도를 가진다는 가정과는 다른 가정인데 이는

표 3. Design Basis of Fuel Assembly and Characteristics of KSC-7 Cask

	Contents	Unit	Specification
Fuel	Assembly Weight	kg	639.44
	kg-Uranium/assembly	kg	462.45
	U-235 Enrichment	w/o	4.2
	Assembly Cross section	cm ²	21,402×21,402
	Fuel Rod/assembly	ea	264
	Active Fuel length	cm	365.76
	Rod Array/assembly		17×17
	Rod diameter	cm	0.95
	Rod pitch	cm	1.26
	Clad thickness	cm	0.057
Cask	Capacity		7 PWR Assy
	Weight Empty	ton	62
	Loaded	ton	70
	Gamma-ray Shielding		Lead
	Neutron Shielding		Silicone Mixture
	Cooling type		Wet & Dry

미국의 ANSI 54.2에 그 근거를 두고 있다. 또한 기존의 핵연료봉간의 최대반응도 배열은 핵연료 집합체가 완전히 파손되어 재배열된다는 가정으로 수송용기내에 장전된 핵연료에 적용시키기에는 너무 비현실적인 가정이다. 이보다는 바향의 핵연료집합체간의 간격이 최대반응도 배열을 가진다는 가정이 사고조건에 대한 가정으로 더 타당성을 가진다고 할 수 있다. 그림 6은 정상수송시 수송용기의 계산모델을 나타내고 있으며 그림 7은 가상사고조건에서의 계산모델을 나타내고 있다. 수송용기의 핵임계도를 계산하기 위한 각 물질 영역의 원자수 밀도는 표 4에 나타나어 KENO-Va의 입력자료로 사용하였다. KENO-Va 전산코드에서는 बै치(batch)당 중성자수를 300으로 하고 बै치수를 100으로 하여 중성자의 전이력을 30,000으로 잡았다. 그리고 초기선원은 평탄한 분포를 하고 있는 것으로 보았으며 95% 신뢰도를 갖는 핵임계도를 산출하였다. 가상사고조건에 대한 최

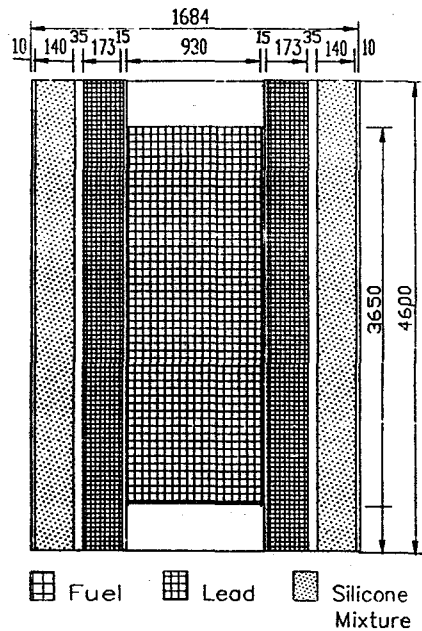


그림 6. Geometrical Model of KSC-7 Cask for KENO-Va Calculation under Normal Transportation Conditions(Side View)

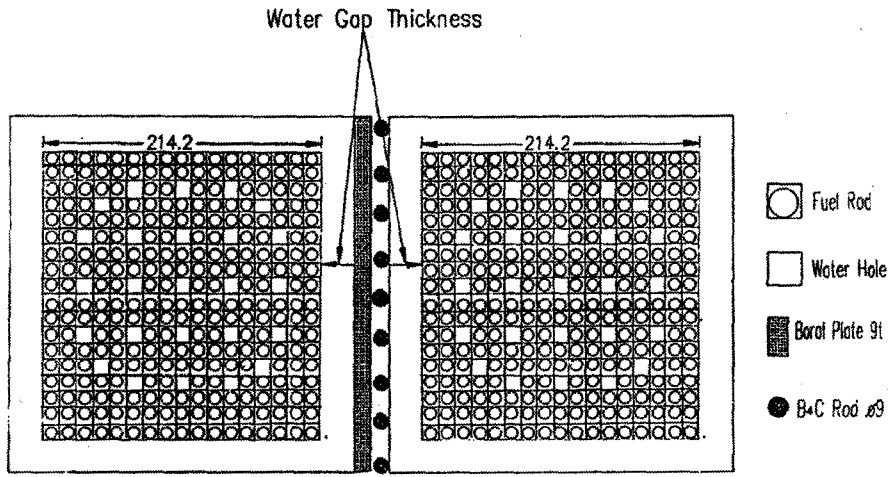


그림 8. Maximum Reactive Credible Configuration Calculation Model

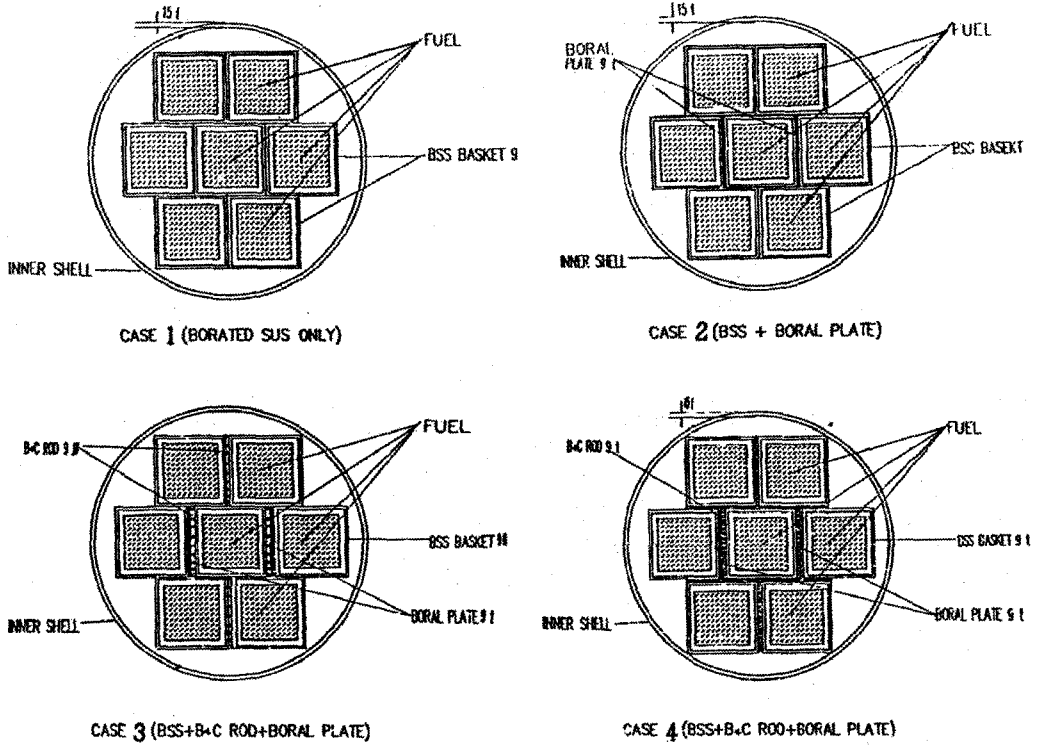


그림 9. KSC-7 Cask Inner Cavity Criticality Calculation Model

조건은 완전반사(full reflection)로 하여 핵연료집합체와 감속제인 물과의 상관관계중 가장 높은 반응도를 가지는 조건을 계산하였다. 그 결과를 핵연료집합체와 물의 간격에 따라 표 5에 나타내었다. 본 연구에서는 수송용기에 대한 핵임계도를 정상수송조건 및 가상사고조건에서 단일수송용기 및 무한배열을 가지는 경우에 대하여 계산하였다. 또한 위 두가지 조건중 우성 정상수송조건에 대하여 KSC-7 수송용기의 중성자흡수제로 쓰이는 보른스테인레스강만을 사용했을 경우와 보랄 혹은 탄화보른봉을 보강하여 사용하였을 경우 각각에 대하여 핵임계도를 계산하였다. 계산된 각각의 경우에 대한 그림은 그림 9에 나타내었다.

3. 검증계산의 불확정성 결정 방법 및 결과

HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계의 불확정성 결정방법은 전산코드를 여러 노심에 적용하여 얻은 각각의 핵임계도 값과 표준편차로부터 평균 핵임계도와 표준편차를 임계실험치와 비교하여 결정한다. 이렇게 결정된 불확정성은 KENO-Va 코드자체에 대한 검증 뿐만 아니라 HANSEN-ROACH 핵군단면적에 대한 검증도 함께 수행할 수 있게 된다. 수송용기의 핵임계도를 계산할 때는 KENO-Va 전산코드계에서 취급하는 몬테칼로 계산방법상 발생하는 통계적 불확정성, 검증계산의 불확정성, 붕소농도의 편차에 의한 불확정성 및 용기 제작상의 편차 등으로 인해 생기는 오차 등을 고려해야 한다. KENO-Va 전산코드계 계산한 제작상의 오차 및 붕소농도의 오차를 고려하지 않은 핵임계도, 즉 정상상태 핵임계도(Kn)를 위해서 제시한 불확정성을 고려하여 보정한 핵임계도(Ks)는 다음과 같다.

$$K_s = K_n + U_t \dots\dots\dots (1)$$

여기서 U_t 는 위에서 고려한 불확정성의 합이며

다음과 같이 계산된다.

$$U_t = \Delta K + (U_b^2 + U_c^2 + \Delta K_j^2)^{1/2} \dots\dots (2)$$

식 (2)에서 제시한 ΔK 와 U_b 는 검증계산기에 발생하는 불확정성으로서 뒤에 나오는 식 (9)와 식 (10)에 의하여 표현되어질 수 있다. HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계의 통계적 불확정성 U_c 는 정상상태인 경우와 제작상 및 붕소농도의 편차를 고려한 경우의 핵임계도의 표준편차(σ_n , σ_b 및 σ_f)를 사용하여 계산하였다.

$$U_c = (\sigma_n^2 + \sigma_b^2 + \sigma_f^2)^{1/2} \dots\dots\dots (3)$$

여기서 σ_b 및 σ_f 는 각각 붕소농도 및 제작상의 편차를 고려한 핵임계도를 계산할 때 발생하는 계산도구에 의한 표준편차이다. ΔK_j 는 정상상태 핵임계도와 제작상의 편차나 붕소농도 편차를 고려한 핵임계도의 차이이므로 다음과 같이 구할 수 있다.

$$\Delta K_j = K_n - K_i \dots\dots\dots (4)$$

여기서 K_i 는 제작상의 오차($i=F$) 또는 붕소농도오차($i=B$)를 고려한 핵임계도이다. 결국 모든 불확정성 오차를 고려한 유효증배계수는 다음과 같은 식으로 계산할 수 있다.

$$K_s = K_{eff} + U_t [= \Delta K + (U_b^2 + U_c^2 + \Delta K_j^2)^{1/2}] \dots\dots\dots (5)$$

식 (5)를 이용하여 보정한 핵임계도는 수송용기의 핵임계도 분석에 이용된다. 또한 검증계산 결과 나온 각 노심에 대한 핵임계도와 표준편차로부터 평균 핵임계도(K_{eff})와 표준편차(σ_{keff})를 구하는 식은 다음과 같다.

$$K_{eff} = \frac{\sum (K_i / \sigma_i^2)}{\sum (1 / \sigma_i^2)} \dots\dots\dots (6)$$

$$\sigma_i K_{eff} = \frac{1}{\sum (1 / \sigma_i^2)} \dots\dots\dots (7)$$

여기서 K_{eff} 및 σ_i 는 한 노심 i 에 대한 핵임계도 및 그 핵임계도에 대한 표준편차이다. 따라서 KENO-Va로 계산한 검증계산시의 핵임계도는 다

음과 같이 주어진다.

$$\text{검증계산시의 핵임계도} = K_{eff} \pm \sigma K_{eff} \dots (8)$$

앞에서도 언급한 바와 같이 HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계로 계산한 핵임계도 K_{eff} 는 과대평가되었으며 이 과대평가 된 핵임계도와 실험치를 비교하여 검증계산에 따르는 불확정성을 구할 수 있다.

$$\Delta K = 1.0000 - K_{eff} \dots (9)$$

계산시에 따르는 불확정성은 여러 노심에 대하여 구한 계산치들이 t 분포를 한다고 가정하여 구할 수 있는데 이때 자유도 12에 대해 95% 신뢰구간에서 U_b 는

$$U_b = 2.365 \sigma K_{eff} \dots (10)$$

ΔK 와 U_b 는 KSC-7 수송용기의 핵임계도 계산 결과에 보정되어야 한다. ΔK 와 U_b 의 값을 구하기 위해 HANSEN-ROACH-KENO-5a 전산코드계를 사용하여 본 연구에서 채택한 13개의 임계실험 노심에 대하여 검증계산한 K_{eff} 와 σk_{eff} 의 평균 결과를 각각 나타내보면

$$K_{eff} \pm \sigma k_{eff} = 1.0311 \pm 0.0040$$

이 값으로부터 식 (8)과 식 (9)를 써서 구한 ΔK 와 U_b 의 값은 각각 -0.0311과 0.0040이 된다. ΔK 가 부의 값을 갖는 것은 HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계가 절대값 ΔK 만큼 과대평가 된다는 것을 의미하므로 KSC-7 핵임계도 계산결과에 ΔK 만큼 보정해 주어야 한다. 이와 같은 검증계산을 통해 구한 절대값 ΔK 는 0.0311로서 핵임계도 실험치와 본 계산치의 차이를 나타내지만 그 값은 그다지 크지 않다는 것을 알 수 있다.

계산결과 및 토의

1. 정상수송조건

KSC-7 수송용기의 핵임계 안전성분석을 위해 정상수송조건에 대한 수송용기의 핵임계도를 HA-

NSEN-ROACH-KENO-5a 전산코드계를 이용하여 계산하였다. KSC-7 수송용기는 내용물의 분류상 핵분열성 물질 제3종으로 구분할 수 있으며 이에 대한 관련 규정에는 미국의 10CFR이나 ANSI 등의 규정이 있으며 국내 원자력법에 명시되어 있다. 본 연구에서는 KSC-7 수송용기의 핵임계도 계산시 발생이 예상되는 통계적오차와 수송용기의 제작시 예상되는 제작공차 및 붕소농도 편차에 의한 불확정성 등을 고려하여 수송용기의 핵임계도를 계산하였다. 또한 KSC-7 수송용기에 쓰이는 중성자흡수재의 재질과 배열을 달리하며 가장 합리적인 구조를 가정하였다. HANSEN-ROACH-KENO-Va 전산코드계를 이용하여 계산한 수송용기 내부의 각기 다른 핵임계 방지구조에 대한 정상수송조건의 계산 결과는 표 6에 나타내었다. 표에 나타난 결과는 핵임계도 보정 과정을 거친 후의 값들이다. 또한 이 값들은 수송용기의 단일배열은 물론 무한배열로 놓여 있다는 조건에서 각각 계산한 결과로써 그 두 조건에서의 계산결과는 일치하였다. 표에 나타난 결과들을 그림 9와 비교하여 분석하여 보면 수송용기의 핵임계방지를 위해 내부 바스켓(basket) 구조체인 붕소스테인레스강만을 사용하였을 경우에는 핵임계도가 1.01182로 나타타 핵임계 도달을 효과적으로 방지하지 못하는 것으로 나타났다. 또한 붕소스테인레스강에 보랄만을 첨가한 CASE 2의 경우도 핵임계도가 0.99783로 나타나 핵임계방지재의 보강이 더 필요함을 알 수 있다. CASE 4의 경우는 핵임계도가 0.94439로 가장 낮게 나타났으나 실제 제작시의 수송용기의 innershell과 내부 바스켓의 일정 제작공차를 고려한다면 제작상 어려움이 예상되는 구조이다. 그러므로 CASE 7의 핵임계도는 가장 낮게 나왔지만 KSC-7 수송용기의 내부 구조로 결정하기에는 어려운 구조이다. 이러한 여러가지 경우에 대한 핵임계도 계산 결

표 6. Results of Criticality Calculation for KSC-7 Cask under Normal Transport

Case No.	Neutron Absorber Material	$K_{eff} \pm \sigma$	K_s
1	BSS(Borated SUS) 9t Basket only	1.00799 ± 0.00383	1.01182
2	BSS 9t + Boral Plate 9t	0.99383 ± 0.00400	0.99783
3	BSS 9t + B ₄ C ϕ 9 Rod 36 ea + boral	0.95871 ± 0.00460	0.96331
4	BSS 9t + B ₄ C ϕ 9 Rod 68 ea + boral	0.94028 ± 0.00441	0.94439

표 7. Results of Criticality for KSC-7 Cask under Hypothetical Condition

Condition	$K_{eff} \pm \sigma$	K_s
1) Damaged Single Cask	0.97774 ± 0.00407	0.98181
2) Infinite Array of Damaged Casks	0.98143 ± 0.00418	0.98561

과와 실제 제작시 예상되는 문제점 등을 종합적으로 고려하여 CASE 3의 경우를 가장 합리적인 KSC-7 수송용기의 핵임계방지 구조로 결정하고 이 구조에 대한 가상사고조건 해석을 수행하였다.

2. 가상사고조건 해석

KSC-7 수송용기의 가상사고조건에 대한 핵임계도 해석은 정상수송조건해석을 수행후 결정된 구조인 CASE 3에 대하여 수행하였다. 가상사고조건중 핵연료집합체간의 최대반응도 배열을 구하기 위하여 물의 두께 변화에 따른 핵임계도를 계산하였다.

앞절의 표 5에 나타난 바와 같이 수송용기 내부의 핵연료집합체의 핵임계도가 가장 높게 나온 배열은 핵연료집합체가 중성자흡수재에 밀착되어 있는 구조를 가진 때이며 이에 대한 가상사고조건 해석을 수행하였다. 또한이 배열에서는 물의 밀도를 변화시켜 가장 큰 반응도를 나타내는 때의 물의 밀도를 가상사고조건에 추가하여 계산하여

KSC-7 수송용기의 가상사고조건에서의 핵임계도를 분석하였다. 가상사고조건시 핵연료집합체가 최대반응도배열과 최대반응 감속재 밀도를 가질 때의 핵임계도를 표 7에 나타내었다. 표의 계산 결과로 KSC-7 수송용기의 내부 핵임계 방지 구조를 CASE 3의 경우와 같이 설계하였을 시에 현실적으로 일어날 수 있는 어떠한 가상사고에서도 핵임계에 도달하지 않는다고 할 수 있다.

결 론

본 연구에서는 수송용기의 핵임계도를 실험적으로 입증할 수 없기 때문에 수송용기 구조와 핵군단면적 등에 대한 검증계산을 수행한 후 이를 이용하여 핵임계도의 보정을 통해 KSC-7 수송용기의 핵임계도를 해석적으로 구하였으며 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

1) 고연소도 핵연료의 장전에 대비한 고농축 핵연료의 경우 KSC-7 수송용기의 핵임계도 방지

를 위해서는 붕소스테인레스강만으로는 효과적인
임계방지가 어려웠으며 이에 대한 적절한 보강
재를 사용하여 핵임계 방지를 할 수 있었다.

2) 여러가지 경우의 수송용기 내부구조에 대한
정상수송조건 해석을 통하여 수송용기 내부구조를
결정하는 설계자료를 얻을 수 있었다.

3) 가상사고조건해석을 통하여 수송용기가 가
상사고조건에서도 핵임계 측면에서 안전하다는
것을 입증하는 안전성 분석자료를 생산하였다.

참고문헌

1. 강희영외, "KSC-4 수송용기의 안전성 분석보

고서", KAERI/TR-137/89(1989).

2. "Design and Analysis Report-IF-300 Shipping
Cask", NEDO-10084-2(1979).

3. S. R. Bierman and E. D. Clayton, "Criticality
Experiments with Subcritical Clusters of 2.35
and 4.31 w/o U²³⁵ Enriched UO₂ Rods in Water
with Steel Reflecting Walls, Nuc. Tec. 54, 131
(1980).

4. Sanders, Westfall, Wilmot, "Burnup Credit in
the Design of Spent Fuel Shipping Casks",
SAND-87-137C(1987).

5. Allen, "Overview of Effects of Burnup Credit
on Cask Design", SAND-88-2760C(1988).

Analysis of the criticality of the shipping cask(KSC-7)

Jung-Hyun Yoon, Jong-Rak Choi, Eun-Ho Kwak,

Heung-Young Lee, Sung-Whan Chung

Korea Atomic Energy Research Institute

ABSTRACT

The criticality of the shipping cask(KSC-7) for transportation of 7 PWR spent fuel assemblies has been calculated and analysed on the basis of neutron transport theory. For criticality analysis, effects of the rod pitches, the fixed neutron absorbers(borated sus+boral) were considered. The effective multiplication factor has been calculated by KENO-Va, Mote Carlo method computer code, with the HANSEN-ROACH 16 group cross section set, which was made for personal computer system. The criticality for the KSC-7 cask was calculated in terms of the fresh fuel which was conservative for the aspects of nuclear criticality. From the results of criticality analysis, the calculated K_{eff} is proved to be lower than subcritical limit during normal transportation and under hypothetical accident condition. The maximum calculated criticalities of the KSC-7 were lower the safety criticality limit 1.0 recommended by US 10CFR71 both under normal and hypothetical accident condition. Also, to verify the KSC-7 criticality calculation results by using KENO-Va, it was carried out benchmark calculation with experimental data of B & W(Bobcock and Wilcox) company. From the as series of calculation of the KSC-7 cask and benchmark calculation, the cask was safely designed in nuclear criticality, respectively.

Key words: Shipping cask, Criticality, KSC-7, Spent fuel, Boral