2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중수감속임계로(DCA)의 실험자료 분석
Analysis of DCA Experimental Data

민병주, 김순영, 류석진, 석호천
한국원자력연구소
대전시 유성구 덕진동 150

요 약

JNC (Japan Nuclear Cycle Research Institute) 의 DCA (Deuterium Critical Assembly) 에서 사용하는 WIMS-ATR 격자코드와 CITATION 노심코드를 이용하여 노심특성계산을 수행하고 그 결과를 DCA 의 실험자료와 비교하였다. 여러 종류의 핵연료에 대하여 해석을 수행하였으며 LPF (Local Power Peaking Factor), 유효증배계수 및 냉각재 기포 반응도 계산을 각각 0%와 100% 냉각재 기포분률에 대하여 수행하였다. WIMS-ATR 코드로 계산한 LPF 는 실험값과 잘 일치하나 WIMS-AECL 코드의 WINFRITH 와 ENDF/B-V library 로 계산한 LPF 의 결과는 두 라이브러리 간의 결과는 비슷하나 WIMS-ATR 보다 조금 크게 나타난다. WIMS-ATR 로 계산한 LPF 의 값과 실험치는 최대 1.3% 이내로 일치한다. 또 WIMS-ATR/CITATION 코드 시스템을 사용하여 계산한 유효증배계수는 1%△K, 냉각재 기포 반응도는 4%△K/K 이내로 실험값과 일치한다. 우라늄 핵연료의 냉각재 기포반응도는 모두 양의 값을 갖는다. 중수로(CANDU)의 격자특성을 계산하는 WIMS-AECL 코드를 검증하기 위하여 DCA 의 실험자료를 이용한 노심특성 계산은 추후 수행될 예정이다.

Abstract

The lattice characteristics of DCA are calculated with WIMS-ATR code to validate WIMS-AECL code for the lattice analysis of CANDU core by using experimental data of DCA at JNC. Analytical studies of some critical experiments had been performed to analyze the effects of fuel composition. Different items of reactor physics such as local power peaking factor (LPF), effective multiplication factor (Keff) and coolant void reactivity were calculated for two coolant void fractions (0% and 100%). LPFs calculated by WIMS-ATR code are in close agreement with the experimental results. LPFs calculated by WIMS-AECL code with WINFRITH and ENDF/B-V libraries have similar values for both libraries but the differences between experimental data and calculated results by WIMS-AECL code are larger than those of WIMS-ATR code. The maximum difference between the values calculated by WIMS-ATR and experimental values of LPFs are within 1.3%. The coupled code systems WIMS-ATR and CITATION used in this analysis predict Keff within 1% △K and coolant void reactivity within 4 %

△K/K in all cases. The coolant void reactivity of uranium fuel is found to be positive. To validate WIMS-AECL code, the core characteristics of DCA shall be calculated by WIMS-AECL and CITATION codes in the future.

1. 서 론

임계로는 임계상태가 되는 핵연료의 집합체로 구성된 실험장치로 노물리 실험용으로 임계상태에 관한 연구가 목적이다. 오늘날과 같이 컴퓨터기술이 발전하여, 각 종의 핵자료 및 핵계산 코드가 이미 개발 ·정비되어 있는 상황에서는 핵설계의 핵계산 의존도가 급속히 높아지고 있어 향후에도 이와 같은 경향은 정착해 갈 것으로 판단된다.

따라서, 핵계산 자체의 검증에 필수 불가결한 벤치마크실험의 중요성은 나날이 높아지고 있다. 그러므로 앞으로 임계로가 해야할 역할은 새로운 원자로를 개발하기 위해서가 아니라, 각종의 벤치마크 실험 데이타를 제공하여 핵계산법에 피드백한다는 관점에서 더욱 중요하다. 노물리 연구의 성과는 하드웨어적으로는 원자로에, 소프트웨어적으로는 핵계산 코드시스템으로 열매를 맺는 것으로 사료된다. 즉, 핵계산 코드시스템의 능력을 높여, 계산 정밀도를 한층 더 향상하기 위해서는, 여러 종류의 벤치마크 실험데이타를 해석하여 그 결과를 핵계산에 피드백하는 것이 필요하다.

현재 CANDU 원자로의 경제성 향상을 위한 순환우라늄 핵연료 개발에 대한 타당성 연구를 진행하여 왔으나 CANDU 노물리 해석용 전산코드는 천연우라늄 핵연료에만 검증되어 있으므로 저농축우라늄 또는 순환 우라늄 핵연료 개발을 위한 노물리 해석 전산코드 검증을 위한 노물리 특성 관련 시험 자료가 필요하다.

따라서 본 논문에서는 일본 JNC(Japan Nuclear Cycle Research Institute)에 있는 중수감속 임계로인 DCA (Deuterium Critical Assembly)에서 수행된 몇 가지 전형적인 실험자료를 이용하여 LPF (Local Power Peaking Factor), Keff (Effective Multiplication Factor)와 Coolant Void Reactivity를 분석하였다.

2. JNC 의 DCA (중수감속 임계로) 및 분석 대상 노심

1969 년 초임계에 도달한 일본 JNC 의 DCA 임계로는 ATR (Advanced Thermal Reactor)를 개발하기 위하며 만들어진 임계로이다. DCA 는 노심내 중성자의 거동 파악에 주안을 둔 설계로 이 때문에 출력레벨은 중성자를 충분히 검출할 수 있는 값으로 좋고, 또 얇은 막의 조사실험 등을 고려하여 중성자속 레벨 109 n/㎠ ·s, 최대출력 1 kW 로 정하였다. 핵설계 수법의 정밀도 확인 및 정밀도 향상을 위해서는 단순한 실험계통에 의한 데이타가 유효하다. 즉, 단순하고 이상화된 bare 노심경계의 영향에 의한 중성자장의 흩어짐을 적게하기 위하여, DCA 에서는 노심의 외주 및 하방에서 새어나온 중성자가 그 외측에 있는 물질에서 산란되어, 다시 노심에 돌아오는 것을 방지하기 위해 노심탱크의 벽두께를 얇게(10 ㎜), 하부에는 흡수체(B_4C)를 설치하였다. 노심탱크의 크기는 직경 3 m, 높이 3.5 m, 연료유효길이 2 m 이다.

(그림 1 참조)

단위격자의 크기, 즉 격자핏치는, 그 변경에 유연성을 갖게하기 위하여, 상하부 페어로 한 그리드판 방식을 채용하였다. 노심내로의 실험삽입물 등의 출입을 위하여 수평 및 수직 실험공간을 설치하였다. 핵적으로 중요한 냉각재 보이드 반응도의 측정으로는 냉각재 중의 보이드 양을 정량적으로 억제하기 위하여 모의 보이드재도 사용할 수 있다. 연료집합체는 분해가능한 구조이며, MOX 연료 펠레트 내의 조사박(箔)도 측정할 수 있는 글로브 박스가 구비되어 있다. 그 외 중수감속재 중에 보론을 용해, 제거하는 장치, 중수 및 경수를 80 ℃까지 승온시킬 수 있는 장치, 연료체를 600 ℃까지 승온시킬 수 있는 장치 등을 구비하고 있다.

본 논문에서 사용한 DCA 분석노심 구조는 다음과 같다.

- 28 핵연료 봉으로 구성된 1.2 wt% enriched UO_2 핵연료 단일노심
- 28 핵연료 봉으로 구성된 5SPu 와 1.2 wt% enriched UO_2 핵연료 2 영역 노심
- 28 핵연료 봉으로 구성된 8SPu 와 1.2 wt% enriched UO_2 핵연료 2 영역 노심

위의 모든 노심에 사용한 격자 및 노심코드는 WIMS-ATR, WIMS-AECL 과 CITATION 을 사용하였다. 또한 노심계산에는 4 그룹 단면적을 사용하였으며 격자핏치는 CANDU 노심의 격자핏치에 가까운 25.0 cm 격자핏치에 국한하였으며 냉각재 기포분율은 각각 0%와 100%에 대하여 계산을 수행하였다.

3. 계산 방법

핵연료 집합체는 Al 압력관과 Al 칼란드리아 관으로 구성되어있으며 냉각재로 경수를 사용한다. 그림 2 와 3 은 각각 1.2 wt% 농축 UO_2와 Pu O_2 - UO_2 핵연료 집합체의 단면도이다. 격자핏치가 25 cm 인 노심에는 97 개의 칼란드리아관으로 배치되어있다. 본 연구에서 계산한 0.71 wt%, 1.5 wt%, Pu O_2 - UO_2 핵연료는 그림 4 에서 보여주는 것과 같이 97 개 채널중 25 채널에 0.71 wt%, 1.5 wt%, Pu O_2 - UO_2 핵연료를 장전하고 나머지는 1.2 wt% 핵연료를 장전한다.

격자계산은 기본적으로 DCA 에서 WIMS-D4 를 개량한 WIMS-ATR 코드를 사용하였다. 라이브러리는 Winfrith 69 중성자군 핵자료를 14 중성자군으로 축약하고 필요에 따라 다시 2, 3 또는 4 중성자군으로 축약할 수 있다. 같은 격자코드로 사용한 WIMS-AECL 코드는 지난 20 여년 동안 AECL 소속 Chalk River 연구소에서 집중적으로 개량되어, 그 모델이나 근사가 CANDU 용 핵연료 구조와 구성재질에 알맞도록 개량되어 왔다. WIMS-AECL 에서는 WINFRITH 69 중성자군 핵자료와 ENDF/B-V 89 중성자군 핵자료를 사용하였다. 모델은 DCA 에서 사용한 WIMS-ATR 과 같은 모델을 사용하였으며, 핵연료, clad, 냉각재, 압력관, 칼란드리아관과 감속재 등으로 구성되어 있다. 이 코드를 이용하여 LPF 를 계산, 결과를 비교하였다.

노심계산은 Oak Ridge National Laboratory 에서 개발한 CITATION 코드를 사용하였다. 실험에서 측정한 임계 중수준위를 이용하여 유효증배계수는 4 군 2 차원 모델(그림 5, R-Z 모델)과 구조재를 제외한 모델(그림 6, R-Z 모델)에 대해서 계산하였으며 냉각재 기포 반응도

는 구조재를 제외한 모델에 대하여 계산하고 실험치와 각각 비교하였다.

4. 결과 및 논의

4.1. 국소 출력 첨두치 (Local Power Peaking Factor)

국소 출력분포의 계산치는 0.71 wt%, 1.2 wt%, 1.5wt% 우라늄 핵연료에 대하여 WIMS-ATR 코드와 WIMS-AECL 코드의 두 라이브러리(WINFRITH, ENDF/B-V)로 계산하여 그 결과를 그림 7 에 나타내었다. 그림에서의 R1, R2, R3 는 각각 inner ring, intermediate ring, outer ring 을 나타낸다. 그림 7 의 경우, 실험치가 없으므로 계산치 만을 비교하였다. 천연우라늄의 경우를 제외하면 기포분률이 0%인 경우는 거의 차이가 없으며 100%인 경우도 outer ring 의 경우는 거의 일치한다. 또한 5SPu, 8SPu 핵연료의 경우는 실험치가 있어 실험치도 같이 비교하여 그림 8 에 나타내었다. 실험치의 경우 WIMS-ATR 코드 계산 결과와는 5SPu 핵연료의 경우 0.5% 이내 8SPu 핵연료의 경우 1.3%이내로 잘 일치하나 WIMS-AECL 코드 계산결과는 각각 WINFRITH 라이브러리의 경우 2.2%, 2.8%의 차이를 보이며, ENDF/B-V 라이브러리의 경우 각각 2.1%, 2.6% 의 차이를 보인다.

냉각재 기포분률이 0%에 비해 100%의 경우가 더 평평한 형태를 보이는 것은 중수영역에서 핵연료 영역으로의 중성자 흐름 즉 냉각재 기포 분률이 100%인 경우 0%인 경우보다 핵연료의 중심부분에 열 중성자가 더 많아지기 때문이다.

4.2. 유효 증배 계수 (Effective Multiplication Factor)

유효증배계수는 WIMS-ATR 과 CITATION 코드를 이용하여 계산하였다. 이 때 CITATION 모델은 2 가지를 사용하였다. 하나는 핵연료, 반사체, 구조재를 모두 넣어 4 군으로 계산하였으며 그 결과는 표 1 에 나타내었다. 표 2 는 구조재를 빼고 핵연료와 반사체 만을 사용하여 계산한 결과이다. 표 1 에 사용한 모델에 비해 표 2 에 사용한 모델이 실험치와 더 가까운 것은 구조재의 단면적 때문이다. 그러나 모든 경우 실험치와 1% 이내로 일치하는 결과를 보여준다.

4.3. 냉각재 기포 반응도 (Coolant Void Reactivity)

냉각재 기포반응도의 실험치와 계산치를 표 3 에 정리하였다. 천연 우라늄의 경우 냉각재 기포 반응도가 3.38 %ΔK/K 로 가장 크며 양의 값을 갖는다. 플루토늄의 보이드 반응도가는 커다란 단면적 때문에 우라늄보다 더 음의 값을 갖는다. 이는 ^{239}Pu 와 ^{240}Pu 의 0.3eV 에너지 영역에 giant resonance 가 있으므로 플루토늄 핵연료가 우라늄 보다 기포 반응도를 감소시키는데 더 유효하다. 즉 우라늄의 경우보다 플루토늄의 경우에 기포 분률 증가에 의해 spectrum hardening 이 약 0.3 eV 에너지에서의 중성자 공명 흡수를 더 크게 한다. 핵연료의 Pu 양이 증가할수록 냉각재 기포 반응도는 음의 값을 갖는다. 결과적으로, 기포 반응도는 우라늄보다 플루토늄 핵연료의 경우 더 음의 값을 갖는다.

이상의 결과로부터 WIMS-ATR 코드로 계산한 LPF 는 실험값과 잘 일치하나 WIMS-AECL 코드의 LPF 결과는 WIMS-ATR 보다 조금 크게 나타난다. 또 모든 경우에서 WIMS-ATR/CITATION 코드 시스템을 사용하여 계산한 유효증배계수는 1%△K, 냉각재 기포 반응도는 4%△K/K 이내로 실험값과 일치한다. 우라늄 핵연료의 냉각재 기포반응도는 플루토늄에 비해 양의 값을 갖는다. 지금까지의 계산은 DCA 에서 실험한 자료를 WIMS-ATR 코드와 CITATION 코드를 사용한 계산으로 실험치와 비교하였다. 그러나 중수로(CANDU)용 격자코드 WIMS-AECL 을 검증하기 위하여 DCA 의 실험자료를 이용한 노심특성 계산은 추후 수행될 예정이다.

후기

본 논문은 과학기술부의 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 수행되었다.

5. 참고문헌

[1] N. Fukumura, Measurement of Local Power Peaking Factor in FUGEN-HWR Lattices, N941 75-28 (1975), PNC

[2] Y. Kowata and N. Fukumura, study on Type Heavy Water Lattice by the Substitution Method, Nucl. Sci. Eng. 99, 299 (1988)

[3] N. Aihara et al. Axial Dependence of Partial Void Reactivity in a Light Water Cooled, Heavy Water Moderated, Pressure Tube Type reactor, Nucl. Sci. Eng. 109, 158 (1991)

[4] J.R. Askew, F.J. Fayers and P.B. Kemshell, A General Description of the Lattice Code WIMS, J. Brit. Nucl. Energy Soc., 5, 564 (1966)

[5] T.B. fowler, D.R. Vondy and G.W. Cunningham, Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION, ORNL-TM-2496, Rev. 2, Oak Ridge National Laboratory (1971)

[6] Y. Hachiya et al., Lattice Parameter Measurements on Cluster-Type Fuel for Advanced Thermal Reactor, J. Nucl. Sci. & Tech., 13(11), 618 (1976)

[7] T. Wakabayashi and Y. Hachiya, Thermal Neutron Behavior in Cluster-Type Plutonium Fuel Lattices, Nucl. Sci. Eng. 63, 292 (1977)

[8] K. Shiba, Substitution Measurements on 28-Fuel-rod Critical Clusters in D2O and Their Analysis by the Second Order perturbation Method, Nucl. Sci. Eng. 65, 492 (1978)

Table 1. Effective Multiplication Factor Calculated by CITATION using Experimental Heavy Water Level

Lattice Pitch (cm)	Core Type	Coolant Void Fraction (%)	Hc (cm)	Effective Multiplication Factor (K_{eff}) Calculated by CITATION			
				Use Cross Section of Fuel, Bare Fuel, Reflector and the Structure Material without D_2O (4-Group)		Use Cross Section calculated by MESHUSELAH code by Mondal et al. (4-Group)	
				Keff	(%)	Keff	(%)
25	1.2 wt% UO_2 (97) (Uniform Core)	0	107.05	0.99345	-0.66	1.00190	0.19
		100	105.59	0.99376	-0.63	1.00614	0.61
	5Spu (25) and 1.2 wt% UO_2 (72) (Two-Region Core)	0	91.64	0.99476	-0.53	1.00435	0.43
		100	96.63	0.99776	-0.22	1.01053	1.04
	8Spu (25) and 1.2 wt% UO_2 (72) (Two-Region Core)	0	77.96	0.99152	-0.86	1.00537	0.53
		100	87.02	1.00432	0.43	1.01247	1.23

Table 2. Effective Multiplication Factor Calculated by CITATION with Cross Section of Fuel and Reflector

Lattice Pitch (cm)	Core Type	Coolant Void Fraction (%)	Hc (cm)	Effective Multiplication Factor (K_{eff}) Calculated by CITATION(4-Group)			
				WIMS-ATR		WIMS-ATR* (ref. ZN9410 91-259)	
				Keff	(%)	Keff	(%)
25.0	1.2wt% UO_2 (97) (Uniform Core)	0	107.05	0.99627	-0.37	0.9968	-0.32
		100	105.59	0.99739	-0.26	0.9968	-0.32
	0.7wt% UO_2 (25) and 1.2wt% UO_2 (72) (Two-Region Core)	0	169.76	0.99383	-0.62	-	-
		100	140.25	0.99508	-0.49	-	-
	1.5wt% UO_2 (13) and 1.2wt% UO_2 (72) (Two-Region Core)	0	94.01	0.99317	-0.69	-	-
		100	97.72	0.99563	-0.44	-	-
	5Spu (25) and 1.2wt% UO_2 (72) (Two-Region Core)	0	91.64	0.99827	-0.17	0.9969	-0.32
		100	96.63	1.00203	0.20	0.9998	-0.02
	8Spu (25) and 1.2wt% UO_2 (72) (Two-Region Core)	0	77.96	0.99635	-0.37	0.9952	-0.48
		100	87.02	1.00933	0.92	0.9997	-0.03

Table 3. Comparison of Coolant Void Reactivity Calculated by CITATION with the Experimental Results

Lattice Pitch (cm)	Core Type	Hc (cm)	Calculated Value of Keff		Void Reactivity (%ΔK/K)		
			0% Void	100% Void	Calculated Value	Experimental Value	E-C
25.0	1.2wt% UO2 (97) (Uniform Core)	107.05	0.99627	0.99736	0.11	-0.34	-0.45
	0.7wt% UO2 (25)and 1.2wt% UO2 (72) (Two-Region Core)	169.76	0.99383	1.02836	3.38	-	-
	1.5wt% UO2 (13) and 1.2wt% UO2 (72) (Two-Region Core)	94.01	0.99317	0.97529	-1.85	-	-
	5Spu (25) and 1.2wt% UO2 (72) (Two-Region Core)	91.64	0.99827	0.97600	-2.29	-2.41	-0.57
	8Spu (25) and 1.2wt% UO2 (72) (Two-Region Core)	77.96	0.99635	0.95718	-4.11	-4.98	-0.87

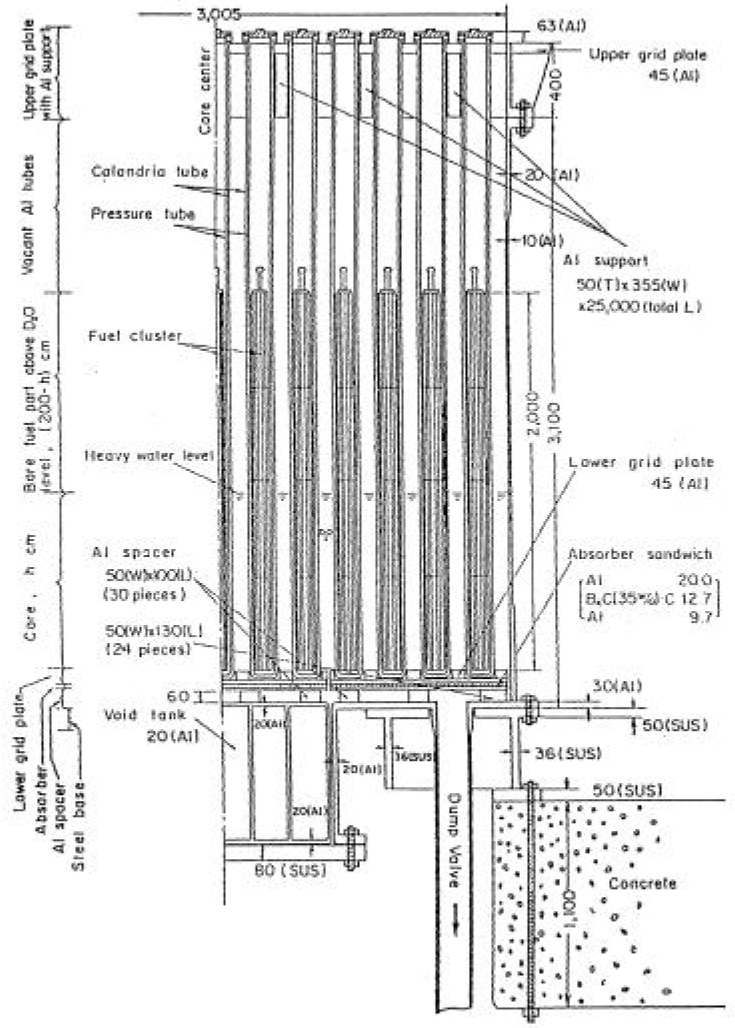


Figure 1. Schematic Diagram of the DCA Core Configuration

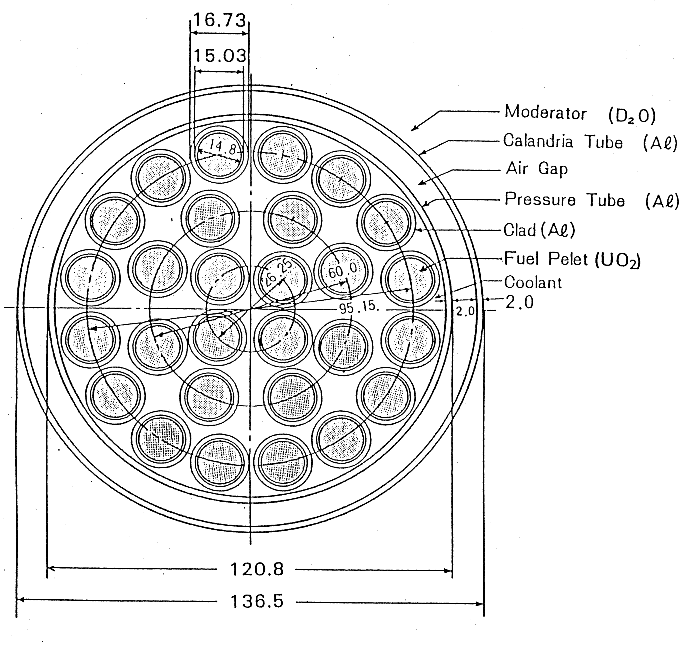


Figure 2. Cross-sectional View of 28-rod 1.2wt% UO_2 Fuel Assembly

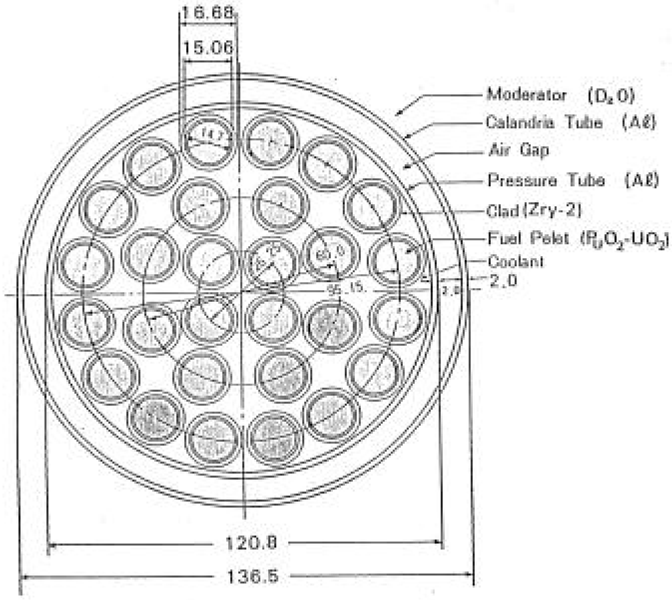
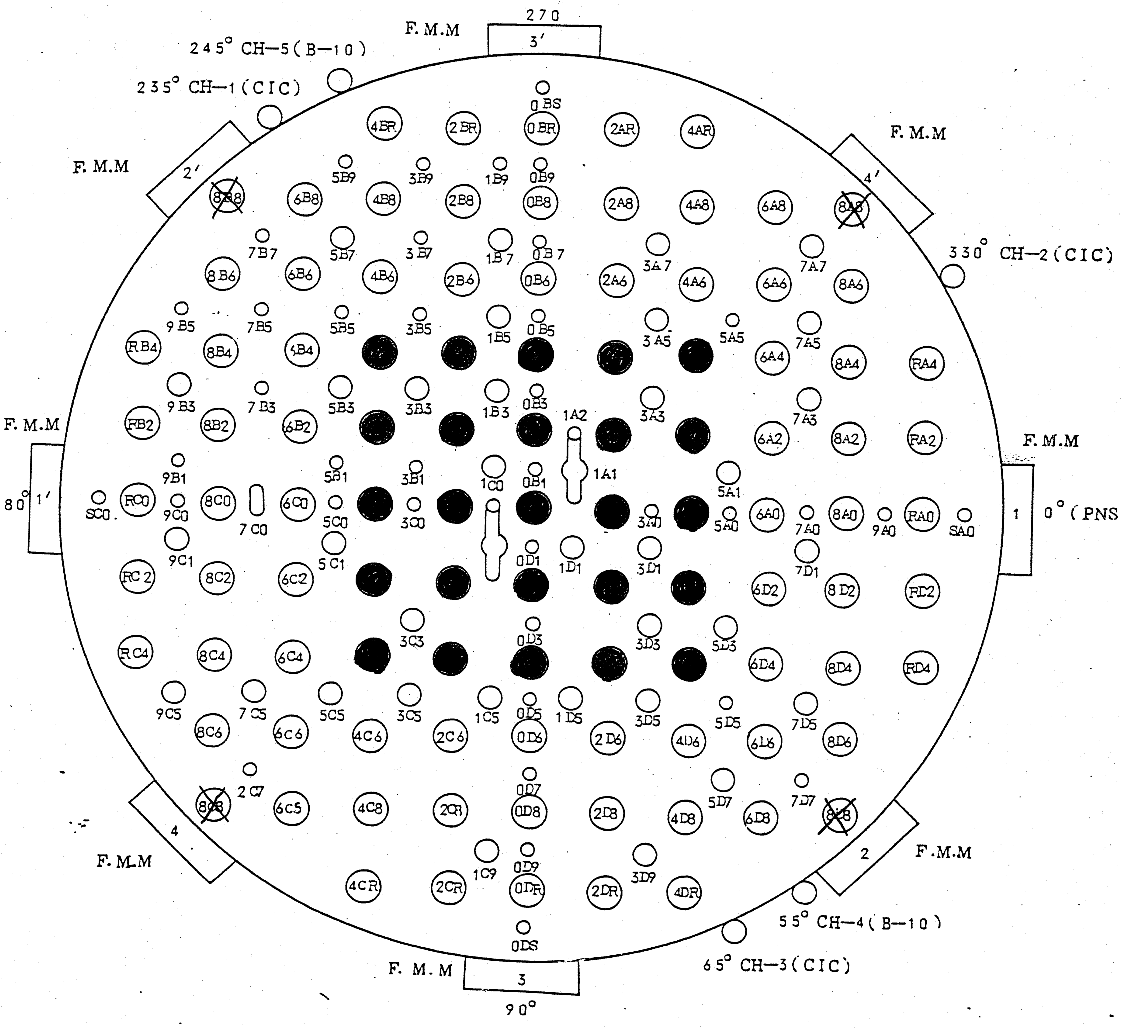


Figure 3. Cross-sectional View of 28-rod PuO_2 -UO_2 Fuel Assembly



○ 1.2U

● 0.7U, 5SPu, 8SPu

Figure 4. The Schematic Diagram of Upper Grid Plate (25.0 cm Lattice Pitch)

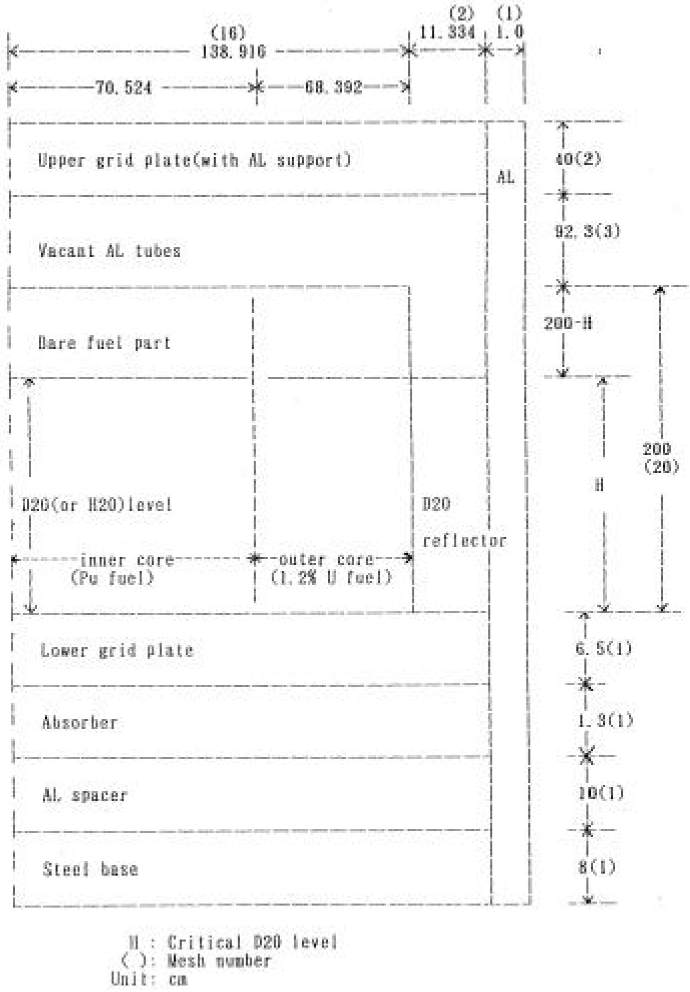


Figure 5. Model of R-Z Calculations for Two-Region Core with 25.0 cm Lattice Pitch

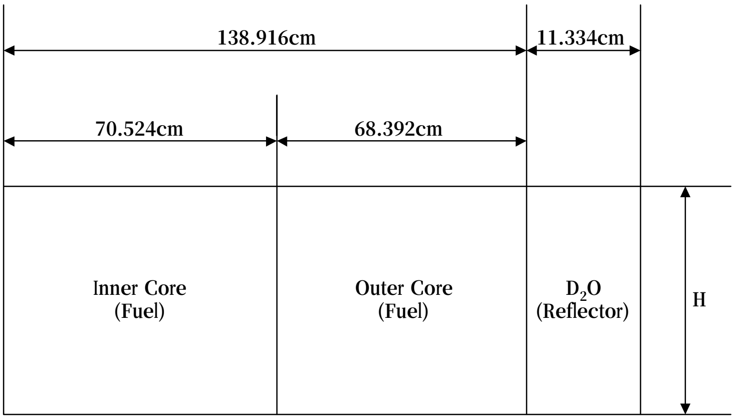
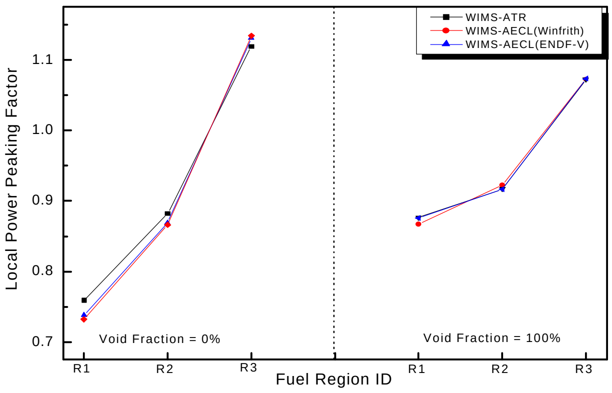
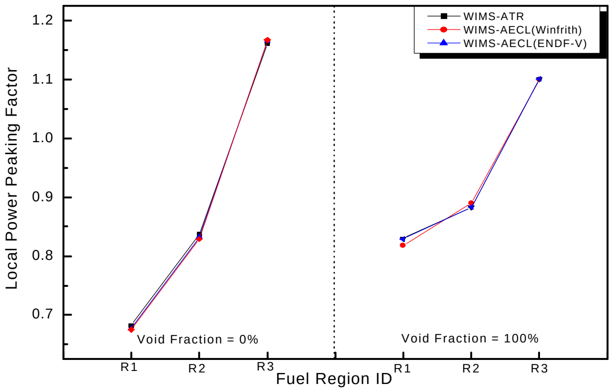


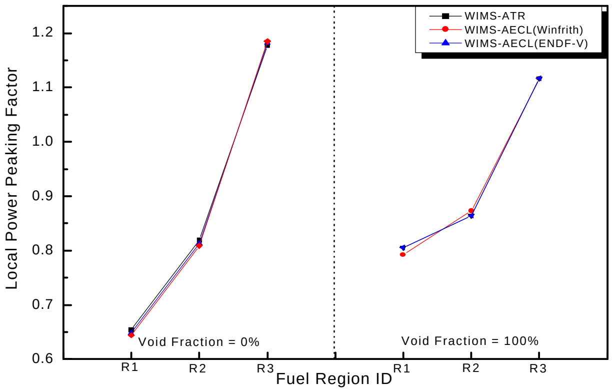
Figure 6. Schematic Diagram for R-Z Calculation of CITATION Without Structural Material



(a) 0.7 wt% UO_2

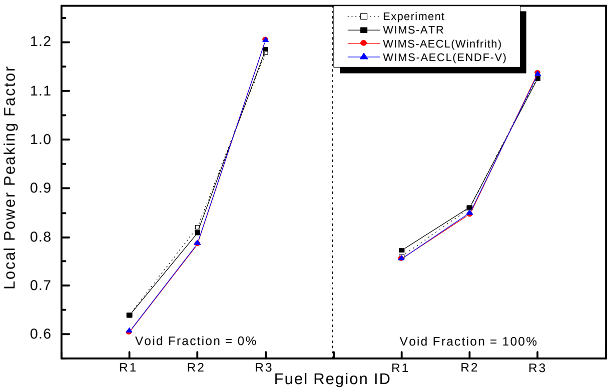


(b) 1.2 wt% UO_2

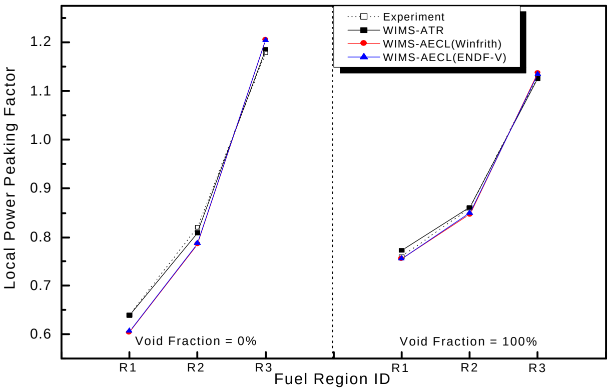


(c) 1.5 wt% UO_2

Figure 7. Comparison of LPF Calculated by WIMS-ATR and WIMS-AECL Codes



(a) 5SPu



(b) 8SPu

Figure 8. Comparison of LPF Calculated by WIMS-ATR and WIMS-AECL Codes with Experimental Values

`