`99 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

사용후핵연료 구성핵종의 핵종량 계산값의 비교분석

Analysis of the Estimated Isotopic Concentration of PWR Spent Fuel

신희성, 배강목, 이형석, 노성기, 신영준, 오승철
한국원자력연구소

요 약

SCALE4.4의 SAS2H 모듈[4], HELIOS 및 CASMO 코드를 사용하여 54 개 사용후핵연료 샘플을 대상으로 핵종량을 계산하여 실험값과 비교분석하였다. 이를 바탕으로 95 % 신뢰도 및 95 % 확률을 갖는 코드 및 핵종별 보정인자를 결정하고, 핵임계도 분석을 통하여 보정인자가 핵임계도에 미치는 영향을 비교분석하였다.

세 코드에 의한 U-235 계산값의 불확정도는 각각 2.8 % / 3.9 %, -2.0 % / 4.1 %와 5.0 % / 4.5 %로 나타났으며, 초우란원소나 핵분열생성물의 경우에는 HELIOS와 CASMO 코드의 계산결과는 실험값에 비해 큰 차이를 보였다. 대체적으로 SCALE4.4에 의한 계산결과가 실험값에 보다 근접한 것으로 나타났다. 한편 코드별 보정인자가 유효증배계수에 미치는 영향을 분석하였는데 그 최대 차이값(Δk)은 0.05로 나타났다.

ABSTRACT

Using SCALE4.4 SAS2H, HELIOS and CASMO codes, isotopic inventories in PWR spent fuel have been calculated and compared with the reported experimental data. Correction factors with a 95 % probability at a 95 % confidence level have been determined on the basis of the calculated and measured concentrations of 38 nuclides. Influences of correction factors to the multiplication factor have also been investigated.

The calculated biases and uncertainties of U-235 in PWR spent fuel seem to be 2.8 % / 3.9 %, -2.0 % / 4.1 % and 5.0 % / 4.5 %. In the case of transuranium isotopes and fission products, the results calculated by HELIOS and CASMO codes show a large discrepancy from the reported experimental data in comparison of SAS2H results. In general it is believed that SAS2H is better than HELIOS and CASMO for estimating isotopic inventory in PWR spent fuel. It is revealed that correction factors obtained by codes of interest give rise to the maximum difference of about 0.05 in the multiplication factor.

1. 서론

사용후핵연료 취급시설에 대한 핵임계 안전해석시 연소도 이득을 적용하기 위해서는 사용후핵연료에 포함된 핵종량의 정확한 예측이 매우 중요하다. 사용후핵연료 실험자료를 기준으로 SCALE(Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation)[1]의 핵종량 계산값을 보정하는 연구가 수행된 바있지만[2-5], 핵연료 타입별 혹은 핵종별 계산편차가 매우 큰 경우가 다수 발생하였다. 이들에 대한 원인 규명과 핵적인자에 따른 경향을 분석을 위해서는 다른 연소계산코드의 계산결과와 비교해 볼 필요가 있다. 또한 사용후핵연료 핵종량 예측용 최적 코드시스템 구축의 일환으로 가압경수로 사용후핵연료의 연소계산에 적합한 코드들의 성능을 비교해 볼 필요가 있다.

본 연구에서는 SCALE4.4의 SAS2H (Shielding Analysis Sequence No.2), HELIOS 및 CASMO코드를 사용하여 54 사용후핵연료 실험샘플을 대상으로 핵종량을 계산하여 실험값과 비교하였다.

2. 전산코드의 특성

가. SCALE4.4 SAS2H 모듈의 특성

SAS2H 모듈은 연소계산 코드인 ORIGEN-S와 이 코드의 핵자료 생산 모듈인 BONAMI-NITWAL_II-XSDRNPM-COUPLE 코드[4]로 구성되어 있다. 핵자료 생산모듈에서는 핵연료 부분과 제어봉 부분에 대한 셀계산을 별도로 수행하고 각각 생산된 핵단면적을 가중 평균하여 1 군 핵단면적를 생산한다. ORIGEN-S 코드는 매 연소사이클마다 연소된 핵종량을 생산하여 다음 사이클의 핵자료 생산에 반영되도록 한다. 238 군 핵자료를 사용하면 좀더 정확한 계산값을 얻을 수 있지만 일반적으로 사용하는 라이브러리인 44 군 핵자료를 사용하였다[5].

나. HELIOS 코드의 특성[6]

HELIOS 코드는 Scandpower사에서 개발한 집합체 해석을 위한 2차원 수송 계산 코드로, Current-Coupling Collision Probability (CCCP) 방법에 기초한 감마선과 중성자속 계산 및 연소 계산을 수행한다. 집합체 구성물질의 균질화된 군정수는 임계 중성자 스펙트럼(critical spectrum)을 이용해 생산되며, 임계 스펙트럼 계산에는 $B1$ 방법이 사용된다. 또한, 토륨과 플루토늄 계열의 중금속을 포함한 총 31개 핵종에 대한 연소 사슬 자료가 포함되어 있으며, 연소 계산에는 Predictor-Corrector 방법이 사용된다. HELIOS의 주 라이브러리는 ENDF/B-Ⅳ 핵자료에 기초하여 생산된 34군, 89군 및 190군 라이브러리를 포함하고 있다. 본 연구에서는 일반적인 89군 라이브러리를 사용하였다.

다. CASMO 코드의 특성[7]

CASMO 코드는 2차원 다군 중성자 수송이론을 사용하여 경수로의 핵연료집합체 또는 단위 핵연료봉의 군정수를 계산하는 코드이다. 이 코드는 원통형 핵연료봉의 장방형 배열로 구성된 기하학적 구조를 취급하며 핵연료집합체 내의 가연성독봉, 노내 계측기, 제어봉 등 다양한 조성까지 해석할 수 있으며 노심 격막을 포함한 반사체 영역의 핵계산

도 수행한다. 핵연료집합체의 2차원 핵계산에는 중성자 투과 확률법(Neutron Transmission Method)을 사용해서 고유치, 반응율 공간분포, 핵연료봉 내의 핵종연소, 핵연료집합체 연소 등을 계산한다. 또한 미세격자 확산 이론에 적합한 수송이론 보정 단면적을 계산할 수 있다. 기본 핵자료로 40 또는 70 에너지군의 미시단면적 라이브러리를 사용하는데 최대 10 MeV의 에너지까지 취급할 수 있다. 본연구에서는 70 군 라이브러리를 사용하였다.

3. 사용후핵연료의 구성핵종의 핵종량 실험자료

본연구에 사용된 가압경수로의 사용후핵연료 실험자료는 Table 1에 제시된 바와 같이 7 개의 원자로에서 연소된 54 개 사용후핵연료 샘플이다[2-4]. 사용후핵연료의 초기농축도는 2.453 wt%에서 3.897 wt%까지 걸쳐 있고, 연소도는 6.92 GWD/tU에서 46.6 GWD/tU 범위의 값을 갖는다. 냉각기간은 10 일에서 3936 일 사이고, 핵연료봉의 배열은 14x14, 15x15 및 18x18이다. 이들 실험자료는 ORNL과 DOE보고서에서 SCALE4.2 / 27 군 핵자료 라이브러리의 검증계산에 활용된 바가 있다[2-4].

4. 핵종량 계산결과 분석

가. 핵종량 계산오차 분석

SAS2H, CASMO 및 HELIOS 코드를 사용하여 계산한 우라늄 핵종들의 핵종량 계산값의 실험값에 대한 비율을 구하고 이를 Fig. 1-4에 제시하였다. Fig. 2에서 제시된 U-235의 핵종량 비율을 살펴보면 3 가지 코드 모두 저연소도에서 대체로 잘 일치하지만, 고연소도로 갈수록 실험값과 큰 차이를 보인다. CASMO 계산값은 대부분 실험값보다 적은 값을 가지고, HELIOS는 반대의 경향을 보인다. 이 같은 현상은 고연소도로 갈수록 극명하게 나타난다. U-238의 결과는 서로 잘 일치하는 경향을 보였고, U-234는 30 GWd/tU 근방에 분산이 크게 나타났으며, U-236은 낮은 연소도에서도 큰 분산을 보였다. 전체적으로 볼 때 SAS2H의 결과가 실험값에 비교적 근접하는 것으로 볼 수 있다.

Fig. 5-10에는 플루토늄과 Am-241의 결과를 제시하였다. Pu-239의 계산결과도 U-235와 비슷한 경향을 보이고 있으며, 고연소도에서 HELIOS의 계산결과가 실험값에 비해 크게 고평가하는 것으로 나타났다. CASMO의 결과는 대부분의 경우 저평가 경향을 보이고 특정한 경우에는 최대오차가 30 %까지 나타났다. Am-241에 대한 CASMO의 계산값은 다른 두 코드에 비해서 매우 큰 오차를 보였다. Fig. 5-10에 제시된 모든 핵종에서 SAS2H는 다른 코드에 비해서 실험값에 훨씬 근접한 결과를 보였다.

Fig. 11-14에는 아메리슘과 큐륨에 대한 결과를 제시하였다. 우라늄이나 플루토늄에 비해 더 큰 오차를 보이고 있으며, SAS2H는 다른 코드에 비해서 실험값에 훨씬 근접한 결과를 보였다. 핵분열생성물의 비교에서는 Nd-148과 Cs-137은 SAS2H와 HELIOS의 결과는 서로 잘 일치하지만 CASMO에는 두 핵종이 포함되어 있지 않기 때문에 비교되지 못했다. 그외 Cs-134와 Eu-154 등의 결과에서 큰 차이를 보였다.

Fig. 2와 6에 볼 수 있듯이 U-235와 Pu-239 등의 핵종량 계산오차가 고연소도에서 두드러지게 크게 나타났다. 해당되는 핵연료는 Carlvert 7-9 번 핵연료이다. 특히 9 번 핵연료는 초기농축도 2.453 wt%에 비해서 연소도가 44.6 GWd/tU으로 높아 계산오차가 매우 크다. 이는 연소말기에는 초우란 원소들의 영향을 많이 받기 때문에 이들 원소의 핵단면적 등의 부정확성이 계산편차의 주된 원인으로 추정된다. U-235와 Pu-239의 핵종량 계산값이

실험치와 잘 일치하는 Obriheim의 6 번째 핵연료와 오차가 매우 큰 Calvert의 9 번째 핵연료에 대해서 연소도에 따른 핵종량 변화를 비교분석하였다. 연소도에 따른 U-235와 Pu-239의 핵종량 계산값의 변화는 Fig. 15와 16과 같다. 예상한 바와 같이 Obriheim의 경우에는 U-235와 Pu-239는 코드별로 연소가 진행됨에 따라 거의 일치하는 값을 유지한다. Calvert 핵연료의 경우에는 연소도 20 GWd/tU 근방에서 두 핵종의 핵종량이 차이를 보이기 시작하여 연소도 46.5 GWd/tU에 접근하면 더욱 큰 차이를 보인다. 고연소도 핵연료에서 연소계산 및 핵자료에 대한 심층분석이 있어야 하겠다.

핵종별 계산값과 실험값에 대한 비율의 평균값과 표준편차를 구하여 Fig. 17에 제시하였다. 막대그래프의 에러바(error bar)는 1σ 표준편차를 나타낸다. 코드별 결과의 차이가 큰 경우에는 분리하여 Fig. 18에 제시하였다. Am-241, Cm-242 및 Sm-149의 CASMO 계산결과가 실험값과 큰 차이를 보인다. 그러나 Cs-135 및 Eu-164 등은 다른 코드의 결과에 비해서 실험값에 보다 접근하는 결과를 보였다. HELIOS 코드는 Ru-106에서 매우 큰 오차를 나타냈다.

나. 무한증배계수 비교분석

Obrigheim의 6 번째 핵연료에 대한 세 코드의 무한증배계수 계산결과를 비교하였다. Obrigheim 핵연료에 대한 연소도 별로 각 코드의 무한증배 계수의 계산결과는 Fig. 19에 제시되었다. SAS2H의 경우에는 핵자료 생산과정에서 XSDRNPM의 셀계산 과정에서 무한증배계수가 출력되지만 HELIOS와 CASMO에서는 집합체를 모사해서 계산하기 때문에 계산값이 약간 차이가 났다. HELIOS와 CASMO 코드의 무한증배 계수 계산값은 서로 잘 일치하고, SAS2H의 계산결과는 이들 결과에 비해서 5 %이내에서 일치하는 것으로 나타났다.

5. 핵종량 보정인자 결정 및 핵임계도 영향분석

가. 보정인자 결정[8-10]

실험값에 대한 계산값 비율의 평균값이 $\overline{X}$이고 표준편차가 s인 경우에 새로운 비율(새로운 계산값에 대한 참값의 비율)이 95 % 신뢰도 및 95 % 존재 확률을 갖는 범위는 다음과 같은 식으로 표현된다[5,6].

$$C' - T_{95/95}\,s \le M' \le C' + T_{95/95}\,s \qquad (1)$$

식(1)의 $T_{95/95}$는 95 % 신뢰도 및 95 % 확률을 갖는 허용한계계수(Tolerance Limit Factor)이며 자료수에 의존하는 값이다[7]. M'과 C'는 각각 새로운 참값과 계산값을 나타낸다. 식(1)의 참값의 상한값은 새로운 계산값에 부등호 우측의 값을 곱해서 얻을 수 있고, 하한값은 새로운 계산값에 부등호 좌측의 값을 곱해서 얻을 수 있다. 보수적인 핵임계도 관점에서 핵분열물질의 경우에는 상한값을 취하고 비핵분열물질인 경우에는 하한값을 취하게 된다. 이와 같이 결정된 보정인자를 계산값에 곱해 주면 95/95 신뢰도 및 확률을 갖는 보수적인 핵종량을 얻을 수 있다. 코드별로 결정된 38개 핵종의 핵종량 보정인자값은 Table 2에 제시하였다.

나. 보정인자의 핵임계도 미치는 영향분석

앞에서 결정한 보정인자를 각 코드별로 계산한 핵종량 계산에 적용하여 보수적인 핵종량을 결정한 후, 이를 기준으로 연소도를 변화시키면서 Obriheim 6 번 핵연료에 대

한 핵임계도 분석을 수행하다. 세 코드의 보정인자를 고려한 핵임계도 값을 CSAS6 모듈 [1]로 계산하여 Fig. 20에 제시하였다. Fig. 20에서 볼 수 있듯이 연소과정에서 코드별 핵임계도값은 큰 차이를 보이지는 않는 것으로 나타났다. 보정인자에 의한 코드별 최대 핵임계도 차이(Δk)는 약 0.05 정도로 나타났다.

6. 결론

SCALE4.4 SAS2H, HELIOS 및 CASMO 코드의 가압경수로 사용후핵연료의 핵종량 계산하여 실험값과 비교분석해 본 결과, 대부분의 핵종에서 SAS2H의 계산결과가 실험값에 보다 근접하는 것을 확인하였다. HELIOS와 CASMO 코드도 계산모델을 개선하고, 최신 버전을 사용하면 계산결과가 좀더 개선될 수 있을 것이다. 핵연료, 핵종 및 연소도별 계산오차가 특별하게 크게 차이는 경우에 대한 심층분석을 통하여 원인규명이 있어야 할 것이다.

본연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 SF차세대관리공정개발과제에서 수행한 것임.

참 고 문 헌

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," NUREG/CR-0200, Rev.6 (ORNL/NUREG/CSD-2/R6), Vols. 1, 2, and 3, Oak Ridge National Laboratory (1998).

[2] O. W. Hermann, S. M. Bowman, M. C. Brady, and C. V. Parks, "Validation of the Scale System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses," ORNL/TM-12667, Oak Ridge National Laboratory (1995).

[3] M. D. Dehart and O. W. Hermann, "An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel," ORNL/TM-13317, Oak Ridge National Laboratory (1996).

[4] Meraj Rahimi, "Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-only Burnup Credit,", DOE/RW-0497, U.S. Department of Energy (1997).

[5] H. S. Shin, "Determination of Correction Factor for Prediction of Spent Fuel Composition," Proceedings of the Korea Nuclear Society Sprint Meeting (1999).

[6] Aldo Ferri, "DRAFT: Users Manual HEBE, " (1994).

[7] M. Edenius, B.H.Forssen, "CASMO-3, A Fuel Assembly Burnup Program User' s Manual," STUDSVIK/NFA-89/3, Studsvik of America(1991).

[8] R.E. Walpole and R.H. Myers, Probability and Statistics for Engineers and Scientists, 5th, Prentice Hall (1993).

[9] Robert E. Odeh and D. B. Owen, Table for Normal Tolerance Limits, Sampling Plans, and Screening, Marcel Dekker, Inc., New York (1980).

[10] S. G. Ro, "Development of Advanced Spent Fuel Management Process : Criticality Safety Analysis for Integrated Mockup and Metallized Spent Fuel Storage," KAERI/TR-1250/99, Korea Atomic Energy Research Institute (1999).

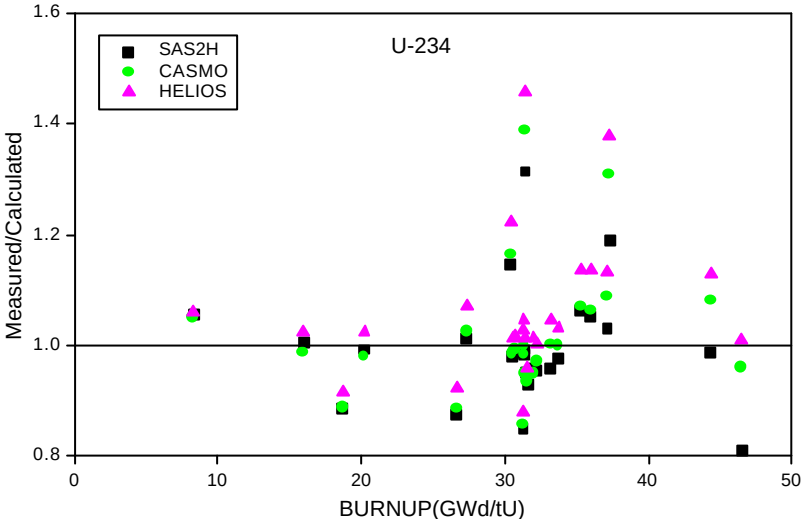

Fig. 1. Measured to Calculated ratio of U-234 Concentrations with Burnup.

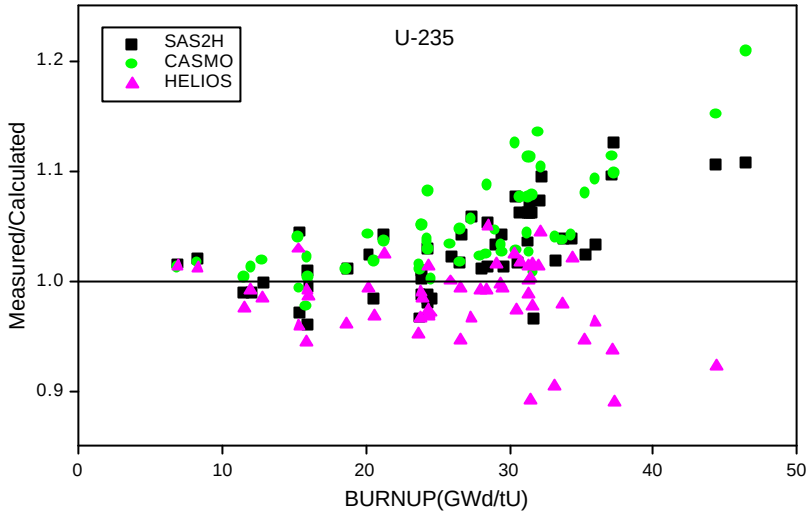

Fig. 2. Measured to Calculated ratio of U-235 Concentrations with Burnup.

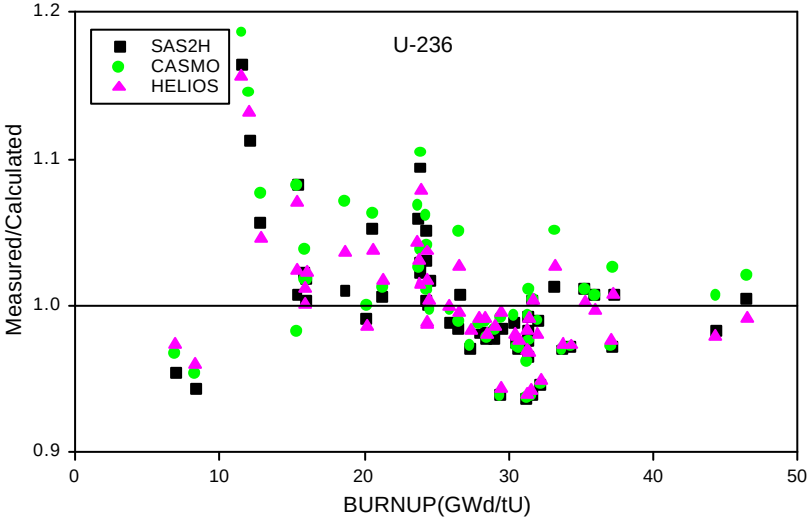

Fig. 3. Measured to Calculated ratio of U-236 Concentrations with Burnup.

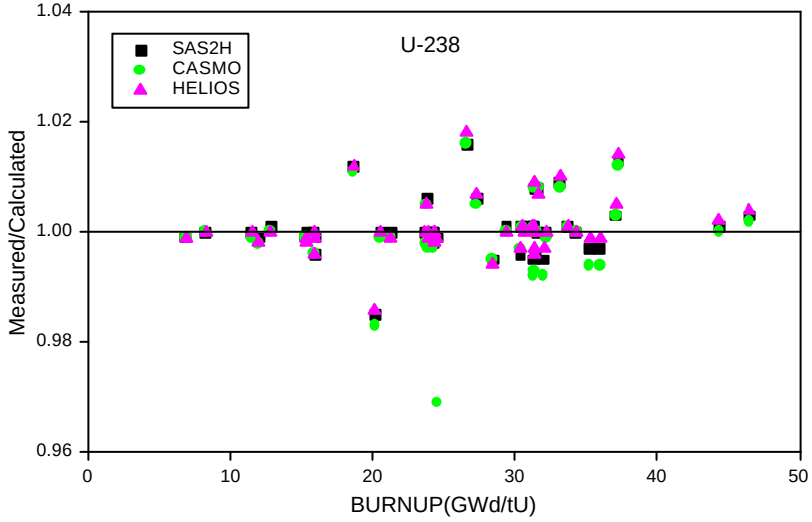

Fig. 4. Measured to Calculated ratio of U-238 Concentrations with Burnup.

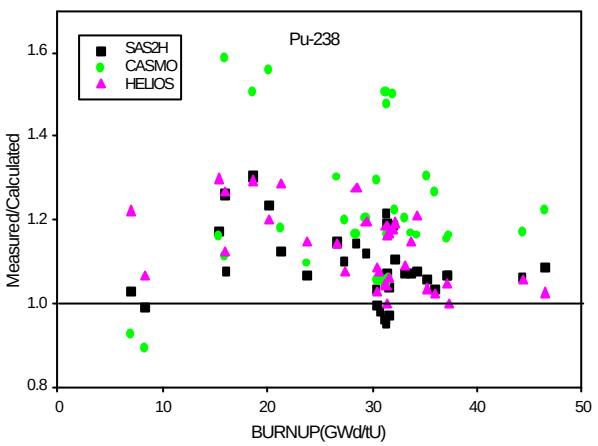

Fig. 5. Measured to Calculated ratio of Pu-238 Concentrations with Burnup.

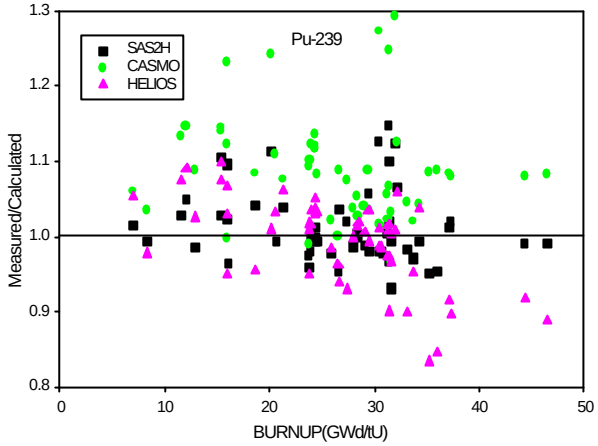

Fig. 6. Measured to Calculated ratio of Pu-239 Concentrations with Burnup.

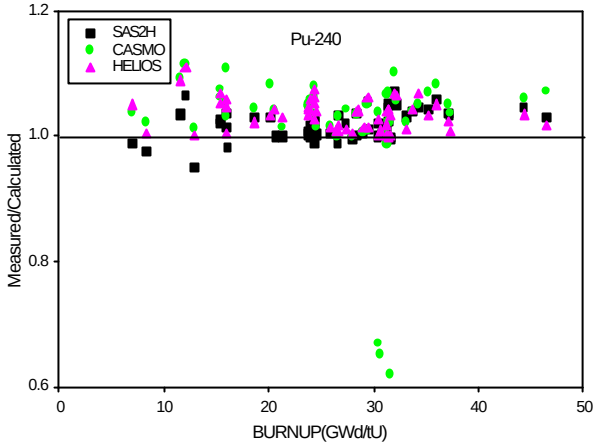

Fig. 7. Measured to Calculated ratio of Pu-240 Concentrations with Burnup.

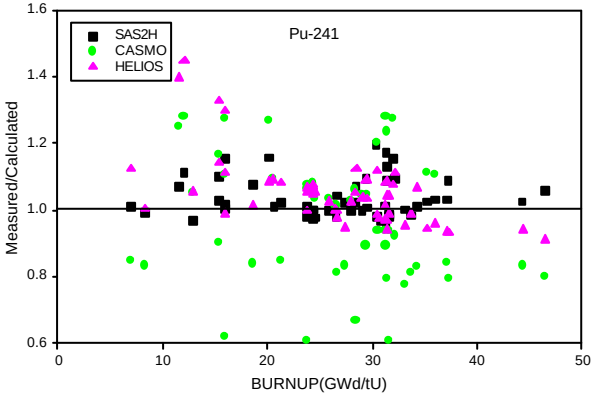

Fig. 8. Measured to Calculated ratio of Pu-241 Concentrations with Burnup.

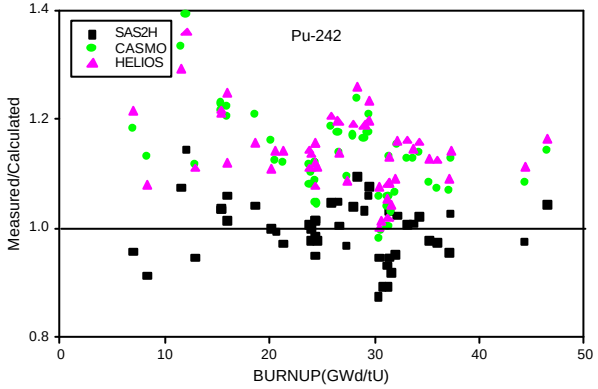

Fig. 9. Measured to Calculated ratio of Pu-242 Concentrations with Burnup.

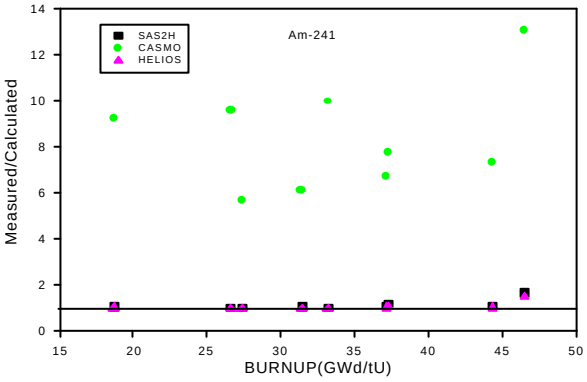

Fig. 10. Measured to Calculated ratio of Am-241 Concentrations with Burnup.

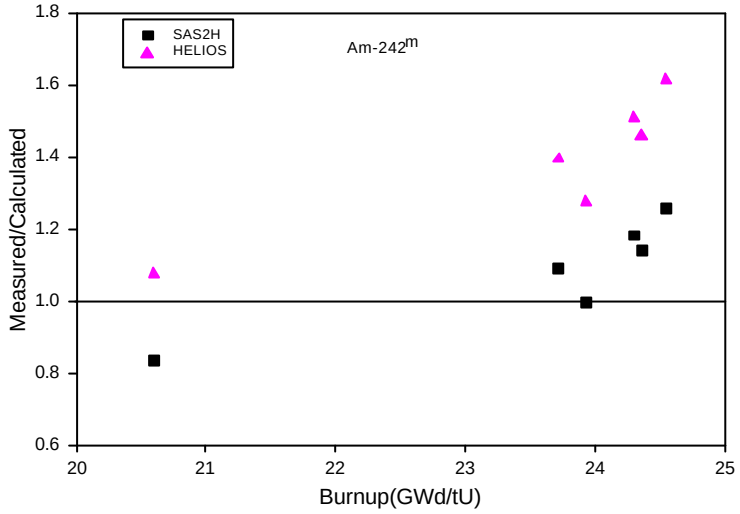

Fig. 11. Measured to Calculated ratio of Am-242^{m} Concentrations with Burnup.

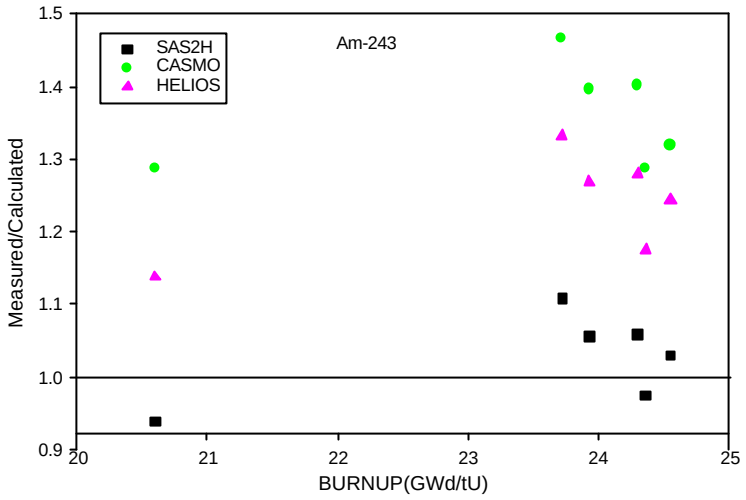

Fig. 12. Measured to Calculated ratio of Am-243 Concentrations with Burnup.

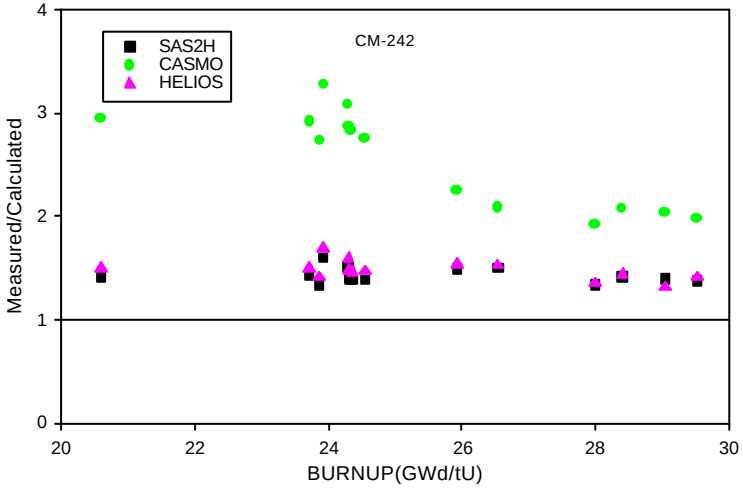

Fig. 13. Measured to Calculated ratio of Cm-242 Concentrations with Burnup.

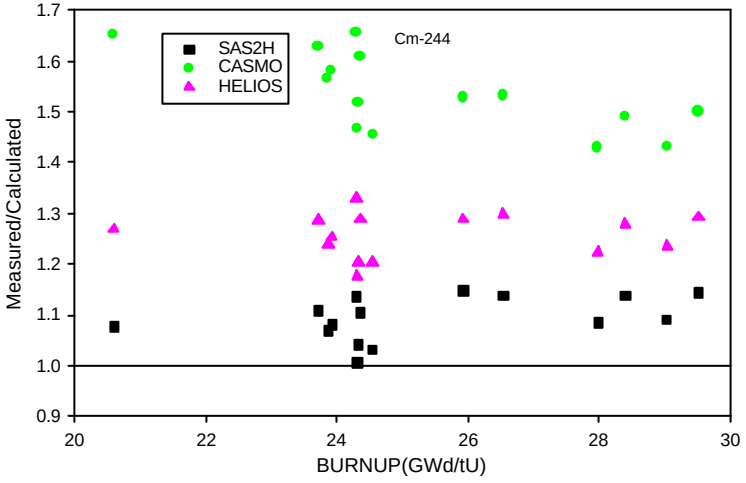

Fig. 14. Measured to Calculated ratio of Cm-244 Concentrations with Burnup.

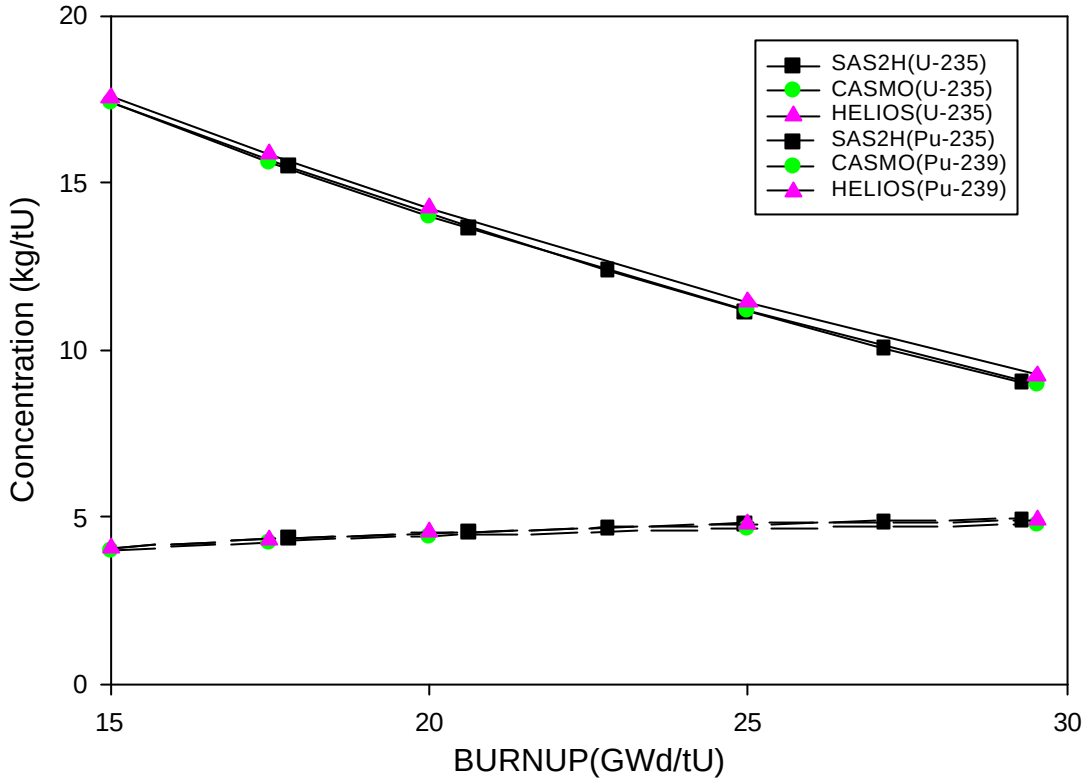

Fig. 15. Concentrations of U-235 and Pu-239 vs Burnup for Obregheim 6th Fuel.

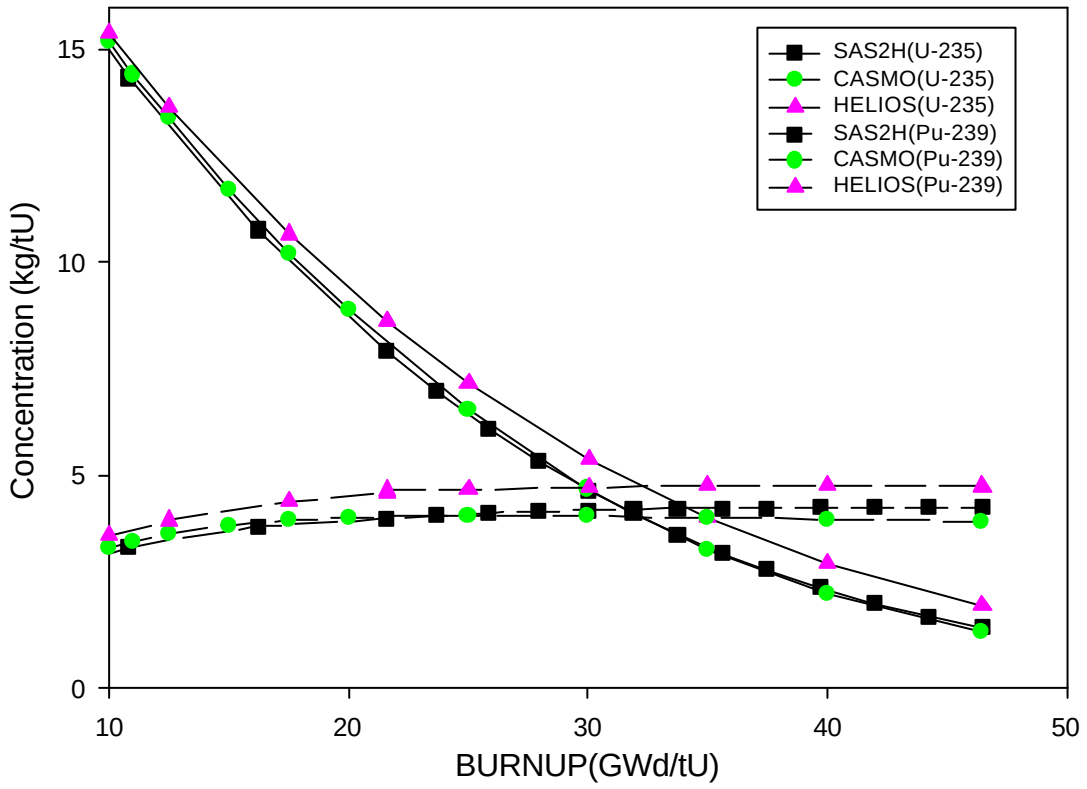

Fig. 16. Concentrations of U-235 and Pu-239 vs Burnup for Calvert 9th Fuel.

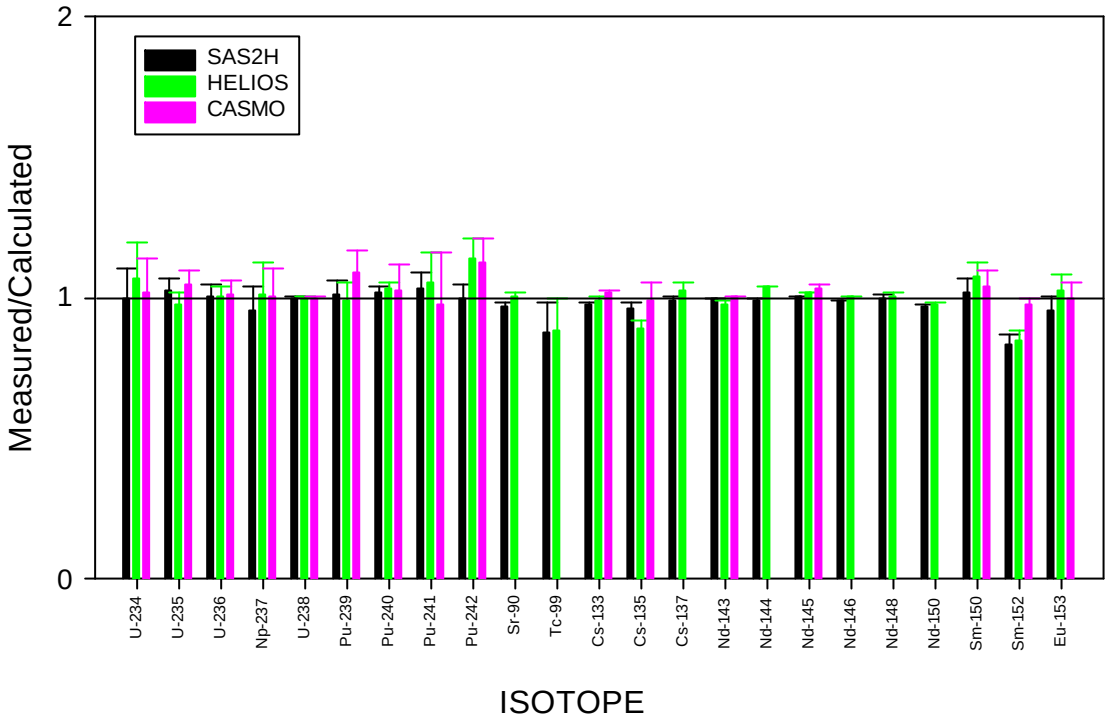

Fig. 17. Comparison of Average Ratios (M/C) Obtained with SAS2H, HELIOS and CASMO.

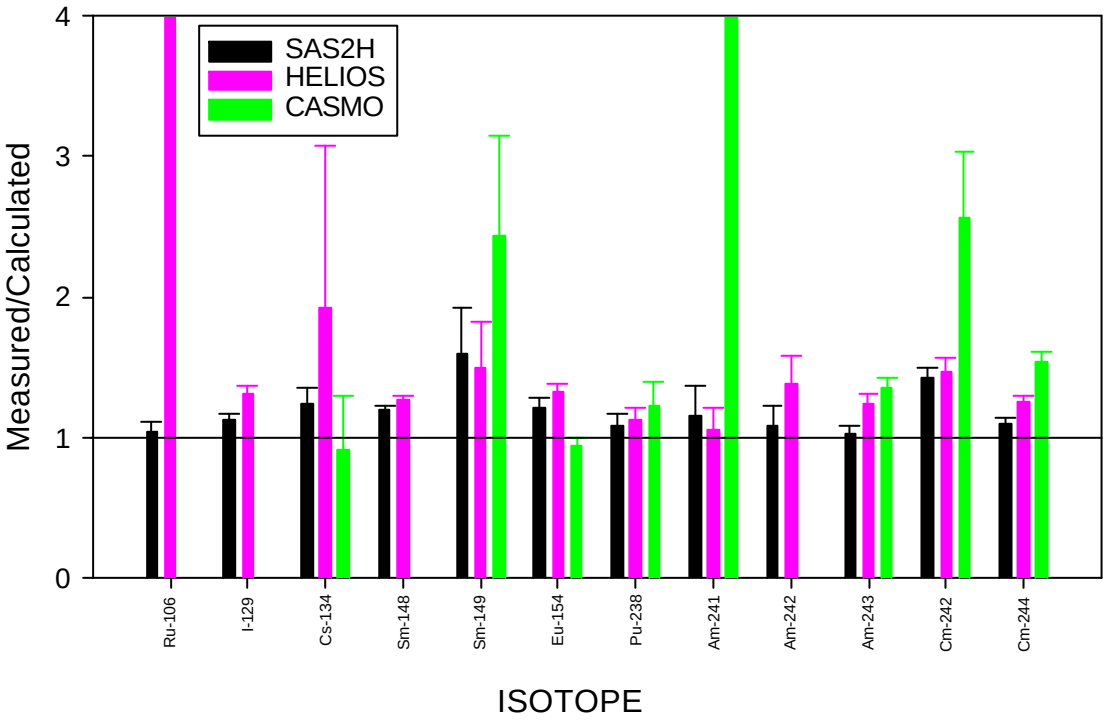

Fig. 18. Comparison of Average Ratios (M/C) Obtained with SAS2H, HELIOS and CASMO.

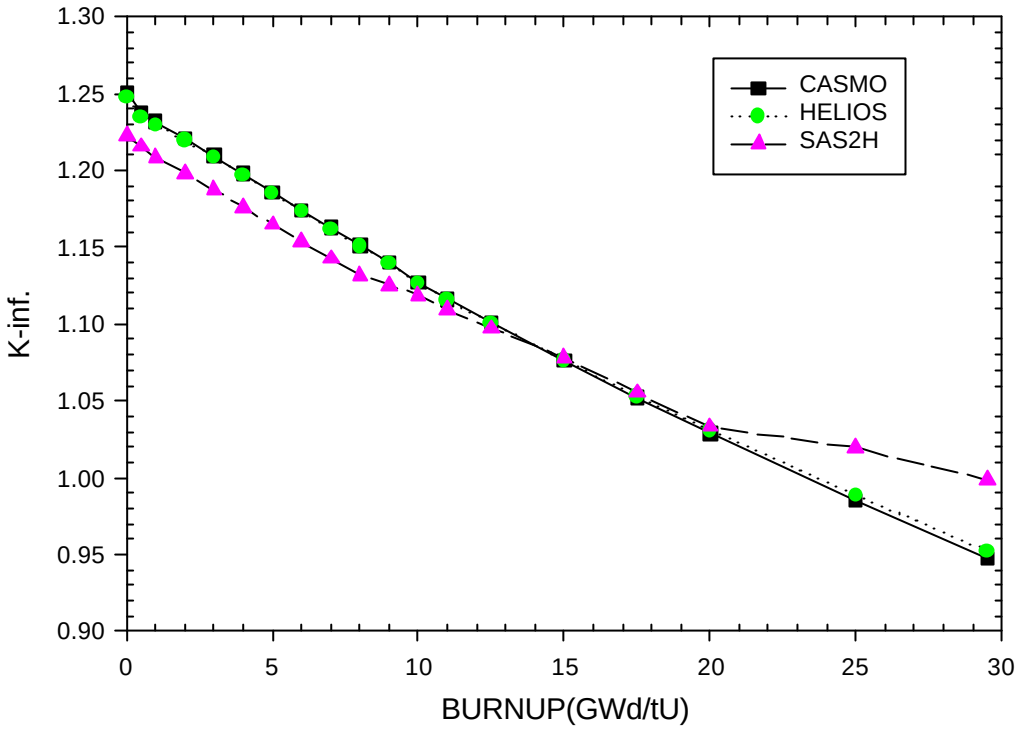

Fig. 19. K-infinitive vs. Burnup for Using CASMO, HELIOS and SAS2H.

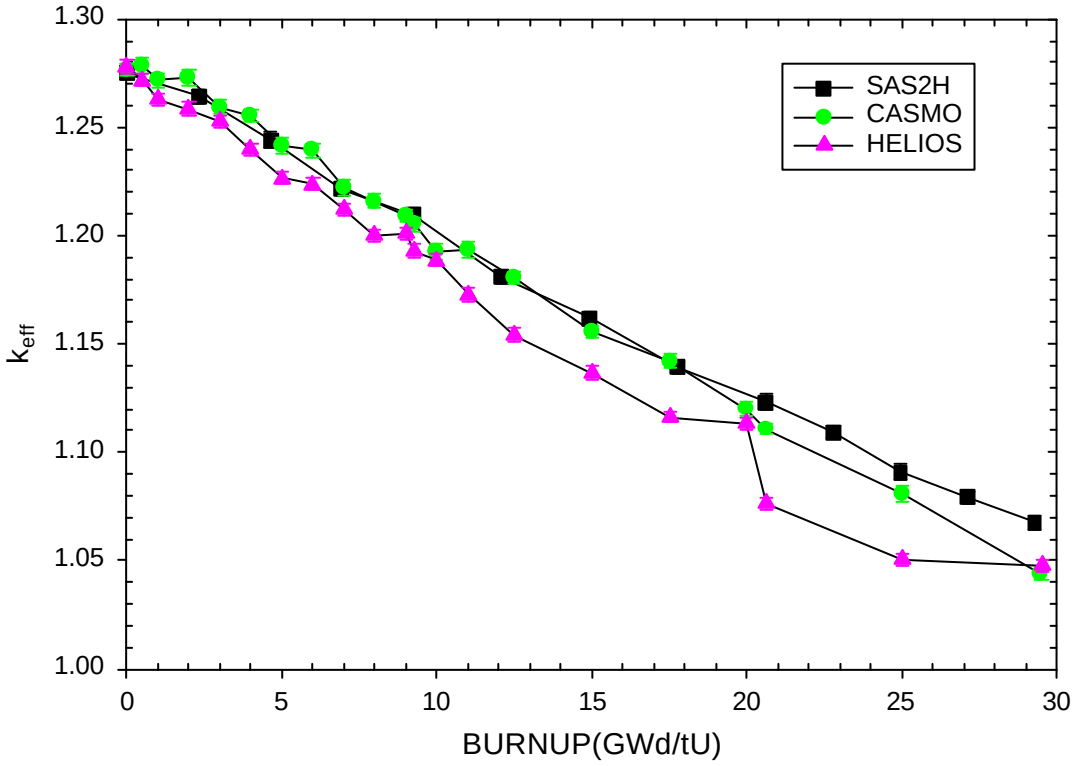

Fig. 20. K_{eff}. vs. Burnup with Consideration of Correction Factors Obtained from CASMO, HELIOS and SAS2H.

Table 1. Nuclear Power Plants & Experimental Conditions

Plant											Experiment							
Name (Location)	Reactor			Assembly			Rod				Institute	Nuclear Parameter				Experimental Method	
	Core Size (cm)	Power (MWe)	Assy. No.	Pitch (cm)	Rod No.	Lattice Array	Pitch (cm)	Pellet Density (g/cm^3)	Pellet Dia. (cm)	Active Fuel Length (cm)		Enrich. (U-235 wt%)	Burnup (GWd / tU)	Cooling Time (d)	Irradiation History	Burnup	Inventory
Yankee Rowe (U.S.A)	190.75		76	19.46	305	18×18	1.072	10.18	0.747	230.05	WEC	3.400	15.95 ~35.97	281.5 ~717.0		HE* Method Nd-148	Mass Spectrometry Alpha Spectrographic Radiochemical Analyses
Mihama-3 (JAPAN)	304	826	157	21.50	204	15×15	1.430	9.996	0.929	365.76		3.203 ~3.210	6.92 ~34.32	1825	1975.2 ~1982.3	Nd-148	Mass Spectrometry α,γ Spectrometry
Trino Vercellese (ITALY)	249	260	120 /112	20.0	221	15×15	1.303	10.353	0.890	264.1	ISPRA Karlsruhe	3.897 ~3.13	11.53 ~24.55	10	1964.10~ 1967.4	Nd-148 Cs-137	Mass Spectrometry Alpha Spectrometry
Calvert Cliffs (U.S.A)		2560th	217	20.78	160 ~176	14×14	1.4732	10.036 ~10.045	0.9563 ~0.9639	347.22	PNL*	2.453 ~3.038	18.68 ~46.46	1870 ~2447	1977.3.22 ~1982.4.17	Nd-148 Cs-137	Alpha, Beta, Gamma Scan
Turkey Point 3 (U.S.A)				21.50	204	15×15	1.430	10.235	0.9296	365.8	HEDL* & BCL*	2.556	30.51 ~31.56	927	1972.1.12 ~1975.11.25	Nd-148	ASTM E-267, ASTM E-321
H. B. Robinson (U.S.A)	304	700	157	21.50	204	15×15	1.430	9.944	0.9294	365.8	HEDL*	2.56	16.02 ~31.66	3936 ~3631	1971.3~ 1974.5.6	Cs-137	ASTM E-321
Obrigheim (GERMANY)	250	350	121	20.12	180	14×14	1.430	9.742	0.925	295.6	ISPRA Karlsruhe	3.13	25.93 ~29.52	10	1970.9.30 ~1974.8.16	Nd-148 Cs-137	Mass Spectrometry

*WEC : Westinghouse Electric Corporation.

*HEDL : Hanford Engineering Development Laboratory.

*PNL : Pacific Northwest Laboratory.

*BCL : Battelle Columbus Laboratory.

*HE : Heavy Element(Pu/U)

Table 2. Correction Factors of 38 Nuclides for Using SAS2H, HELIOS and CASMO codes

Nuclide	SCALE4.4 SAS2H, 44G			HELIOS, 89G			CASMO, 70G		
	$(M/C)_{avg}$	Std. Dev.	Correction Factor	$(M/C)_{avg}$	Std. Dev.	Correction Factor	$(M/C)_{avg}$	Std. Dev.	Correction Factor
U-234	0.99778	0.10601	0.75481	1.06690	0.13093	0.76682	1.02288	0.12015	0.74749
U-235	1.02846	0.03913	1.10851	0.97995	0.04072	1.06326	1.04974	0.04484	1.14149
U-236	1.00246	0.04358	0.91329	1.00304	0.04069	0.91979	1.01066	0.04931	0.90977
Np-237	0.95236	0.08802	0.71726	1.00913	0.11568	0.70015	1.00533	0.09741	0.74515
U-238	1.00072	0.00513	0.99008	1.00095	0.00524	0.99008	0.99909	0.00712	0.98431
Pu-238	1.09015	0.08629	0.90238	1.12851	0.09194	0.92844	1.22628	0.17397	0.84215
Pu-239	1.01272	0.04894	1.11286	0.99286	0.05963	1.11486	1.09220	0.07552	1.24671
Pu-240	1.01887	0.02436	0.96904	1.03283	0.02508	0.98151	1.02370	0.09664	0.82598
Pu-241	1.03323	0.05889	1.15372	1.05356	0.10743	1.27335	0.98002	0.18427	1.35961
Am-241	1.16151	0.20250	0.54773	1.05561	0.16380	0.55914	8.38359	2.32675	1.33121
Pu-242	0.99612	0.05496	0.88262	1.14034	0.07002	0.99575	1.12920	0.07936	0.96532
Am-242	1.08370	0.14982	0.52818	1.38663	0.19028	0.68107	0.0000	0.0000	0.0000
Cm-242	1.42360	0.07144	1.24027	1.47473	0.09233	1.23782	2.56994	0.45922	1.39157
Am-243	1.02750	0.06162	0.79902	1.23945	0.07136	0.97483	1.35952	0.07324	1.08795
Cm-244	1.09259	0.04348	0.98101	1.25766	0.04287	1.14767	1.53626	0.07644	1.34011
Se-79	0.88428	0.08704	0.62046	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
Sr-90	0.97227	0.01161	0.93707	1.00681	0.01557	0.95961	0.0000	0.0000	0.0000
Tc-99	0.87835	0.10723	0.59193	0.88501	0.11406	0.58036	0.0000	0.0000	0.0000
Ru-106	1.04412	0.06300	0.72006	8.49378	0.51572	5.84092	0.0000	0.0000	0.0000
Sn-126	0.30945	0.04581	0.13960	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
I-129	1.12430	0.05331	0.71617	1.30620	0.06218	0.83014	0.0000	0.0000	0.0000
Cs-133	0.97647	0.00770	0.91750	0.99107	0.01223	0.89746	1.02263	0.00321	0.99803
Cs-134	1.23604	0.11938	0.93472	1.92286	1.15700	0.00000	0.91177	0.39256	0.00000
Cs-135	0.96238	0.01994	0.90195	0.89121	0.02867	0.80432	0.99374	0.05807	0.81774
Cs-137	0.98815	0.01399	0.95632	1.03017	0.02443	0.97459	0.0000	0.0000	0.0000
Nd-143	0.99803	0.00339	0.97204	0.97773	0.01368	0.87300	1.00420	0.00424	0.97171
Ce-144	1.02245	0.03024	0.86688	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
Nd-144	0.99323	0.00318	0.96890	1.03843	0.00319	1.01398	0.0000	0.0000	0.0000
Nd-145	1.00317	0.00336	0.97744	1.02117	0.00150	1.00967	1.03660	0.01000	0.96007
Nd-146	0.98823	0.00110	0.97980	1.00693	0.00142	0.99607	0.0000	0.0000	0.0000
Nd-148	1.00046	0.01323	0.96707	1.00367	0.01520	0.96530	0.0000	0.0000	0.0000
Sm-148	1.20280	0.02832	0.98602	1.26720	0.03120	1.02832	0.0000	0.0000	0.0000
Sm-149	1.60273	0.31903	0.00000	1.50403	0.32428	0.00000	2.44103	0.70520	0.00000
Nd-150	0.96757	0.00897	0.89891	0.97593	0.00776	0.91653	0.0000	0.0000	0.0000
Sm-150	1.01693	0.04920	0.64024	1.07433	0.05226	0.67420	1.04443	0.05031	0.65924
Sm-152	0.83300	0.03537	0.56222	0.84963	0.03230	0.60231	0.97363	0.02567	0.77709
Eu-153	0.95433	0.05067	0.56639	1.03003	0.05115	0.63845	1.00027	0.05288	0.59540
Eu-154	1.21841	0.05986	1.03699	1.32350	0.06366	1.13056	0.94747	0.04729	0.80415