JP0150001

JAERI-Data/Code
2000-036

JENDL-3.2に基づく
軽水炉MOX燃料用ORIGEN2ライブラリ

2000年11月

須山　賢也・尾上　昌晃*・松本　英樹*・笹原　昭博*・片倉　純一

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは，日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは，日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195　茨城県那珂郡東海村）あて，お申し越しください。なお，このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195　茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行　　日本原子力研究所

JAERI Data/Code 2000-036

JENDL-3.2 に基づく
軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリ

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター 燃料サイクル安全工学部
須山 賢也・尾上 昌晃 *1・松本 英樹 *1・笹原 昭博 *2・片倉 純一 +

(2000 年 9 月 21 日受理)

ORIGEN2 コードで使用する軽水炉 MOX 燃料用ライブラリを JENDL-3.2 より作成した。今後国内で使用されることが予想される MOX 燃料の仕様を用いて，SWAT により作成した。作成したライブラリの検証は，欧州の PWR で行われた照射後試験の解析によって行った。また 米国 の PWR で行われた照射後試験の解析によって，ライブラリ作成時に仮定した条件と照射条件の相違がある場合の実験値と計算値の比較を示した。これらの新しい MOX 燃料用ライブラリは，1999 年に公開された ORIGEN2 用ライブラリ ORLIBJ32 に組み込まれた。

東海研究所 〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2–4
+ エネルギーシステム研究部
*1 三菱重工業株式会社
*2 （財）電力中央研究所

JAERI Data/Code 2000-036

ORIGEN2 Libraries Based on JENDL-3.2 for LWR-MOX Fuels

Kenya SUYAMA, Masaaki ONOUE*1,
Hideki MATSUMOTO*1 , Akihiro SASAHARA*2 and Jun-ichi KATAKURA+

Department of Fuel Cycle Safety Research
Nuclear Safety Research Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura,Naka-gun,Ibaraki-ken

(Received September 21, 2000)

A set of ORIGEN2 libraries for LWR MOX fuels was developed based on JENDL-3.2. The libraries were compiled with SWAT using the specification of MOX fuels that will be used in nuclear power reactors in Japan. The verification of the libraries were performed by the analyses of post irradiation examinations for the fuels from European PWR. By the analysis of PIE data from PWR in United States, the comparison was made between calculation and experimental results in the case of that parameters for making the libraries are different from irradiation conditions. These new libraries for LWR MOX fuels are packaged in ORLIBJ32, the libraries released in 1999.

Keywords: MOX Fuel, LWR, ORIGEN2, Library, ORLIBJ32, JENDL-3.2, SWAT, Post Irradiation Examinations

+ Department of Nuclear Energy System
*1 Mitsubishi Heavy Industries, LTD. (MHI)
*2 Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

目次

1 緒言 **1**

2 ライブラリの作成 **2**

2.1 作業の概要 2

2.2 ライブラリ作成方針と作成ライブラリ 5

2.3 ライブラリ作成に使用した計算コード 5

2.4 PWR 用ライブラリ作成パラメータ 5

2.5 BWR 用ライブラリ作成パラメータ 8

2.6 その他のパラメータ 11

3 新たに作成した PWR 用ライブラリの評価 **13**

3.1 欧州 PWR での MOX 燃料照射後試験解析 13

3.2 ライブラリ間の計算値の比較 17

4 新たに作成した BWR 用ライブラリの評価 **20**

5 ライブラリ作成パラメータが計算値に与える効果 **23**

6 結論 **28**

謝辞 **29**

参考文献 **30**

付録 **32**

Contents

1 Introduction 1

2 Generating Library 2

2.1 Outline of This Work 2

2.2 Policy for Generating Libraries and Generated Libraries 5

2.3 Used Codes for Generating Libraries 5

2.4 Parameters for Generating PWR Libraries 5

2.5 Parameters for Generating BWR Libraries 8

2.6 Other Parameters for Generating Libraries 11

3 Evaluation of New PWR Libraries 13

3.1 Analyses of Post Irradiation Examination for MOX Fuel from European PWR 13

3.2 Comparison of Calculation between Libraries 17

4 Evaluation of New BWR Libraries 20

5 Effect of Used Parameters for Generating Libraries 23

6 Conclusion 28

Acknowledgement 29

References 30

Appendix 32

1 緒言

現在我が国では，商用軽水炉によるプルトニウムの利用（いわゆるプルサーマル）を計画している。その場合，使用済の MOX 燃料の特性（崩壊熱，中性子放出率等）を精度良く算出することは安全解析上重要である。従来より，ORIGEN2[1] は，そのような使用済核燃料の特性を算出するために最も広く使用されてきたコードである。ORIGEN2 では，一群断面積の炉心依存性を各炉心毎にライブラリを準備することで考慮し，さらに一群断面積の燃焼に伴う変化を取り入れるために，ソースプログラム中で燃焼度依存断面積を与える事に特徴がある。そのため，ユーザーは自分が解析を行う炉心に対して適切なライブラリを選択し，さらに入力データ中で適切な燃焼度依存についてのオプションを立てて利用することが必要である。

ORIGEN2 用のライブラリは，その開発元である米国 Oak Ridge National Laboratory (ORNL) からプログラム本体と共に公開されているが，その使用する核データライブラリの古さや，対象とする燃料の仕様が最新の燃料に一致していないことが指摘されていた。この点に関して，昨年度，シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて，JENDL-3.2[2] に基づく ORIGEN2 用ライブラリ ORLIBJ32[3] を公開し，最新の核データライブラリと燃料の仕様に基づいた軽水炉用 UO_2 燃料と FBR 燃料（ブランケットも含む）用の ORIGEN2 ライブラリを使用可能とした。それに含まれている PWR 用ライブラリの精度評価は原研が行っている照射後試験の解析で行われ，作成したライブラリが当初目標としていた精度を満足していることが確認されている[4]。また，BWR 用燃料についても，集合体計算コードとの比較によってその精度が確認されている[4]。しかしながら，ORLIBJ32 には軽水炉で使用される MOX 燃料用ライブラリは含まれておらず，軽水炉における MOX 燃料利用に対応した ORIGEN2 用のライブラリが求められていた。

本報告書においては，JENDL-3.2 に基づいた軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリの作成について述べる。始めにその作成対象と作成方法及び検討項目を示し，さらに米国及び欧州の軽水炉において行われた MOX 燃料を対象とした照射後試験の解析を行いその検証を行った。

2 ライブラリの作成

2.1 作業の概要

ORLIBJ32 の場合と同様に，**Table 2.1** に示した光子スペクトルライブラリ以外の ORIGEN2 に含まれる全ライブラリを JENDL-3.2 に基づいて作成した。すなわち本作業は，**Table 2.2** と **Table 2.3** に示す JENDL-3.2 に内蔵されている同位体 340 核種の評価済中性子反応断面積データを，ORIGEN2 用ライブラリを基にしたデータに変換し，さらに核分裂生成物の崩壊データ及び核分裂収率データを JNDC FP ライブラリ第 2 版（JNDC-V2）[5] に基づいたデータで置き換えるものである。本レポートにおいては，中性子核反応断面積の入れ替えに関する作業を中心に述べる。

なお，核分裂収率データに関しては，同じ熱中性子炉が対象であることから，参考文献[3] において述べた，軽水炉 UO_2 燃料を対象に作成した核分裂収率データを使用した。

Table 2.1 Libraries in ORIGEN2

Library	Update in This Study
Cross Section	○
Variable Actinide Cross Section	○
Decay and Fission Yield	○
Photon	×

Table 2.2 List of Nuclides Evaluated in JENDL-3.2 (1/2)

Isotope	MAT No.*	Isotope	MAT No.	Isotope	MAT No.
H-1	125	Mn-55	2525	Zr-96	4043
H-2	128	Fe	2600	Nb-93	4125
He-3	225	Fe-54	2625	Nb-94	4128
He-4	228	Fe-56	2631	Nb-95	4131
Li-6	325	Fe-57	2634	Mo	4200
Li-7	328	Fe-58	2637	Mo-92	4225
Be-9	425	Co-59	2725	Mo-94	4231
B-10	525	Ni	2800	Mo-95	4234
B-11	528	Ni-58	2825	Mo-96	4237
C-12	625	Ni-60	2831	Mo-97	4240
N-14	725	Ni-61	2834	Mo-98	4243
N-15	728	Ni-62	2837	Mo-99	4246
O-16	825	Ni-64	2843	Mo-100	4249
F-19	925	Cu	2900	Tc-99	4331
Na-23	1125	Cu-63	2925	Ru-96	4425
Mg	1200	Cu-65	2931	Ru-98	4431
Mg-24	1225	Ga	3100	Ru-99	4434
Mg-25	1228	Ga-69	3125	Ru-100	4437
Mg-26	1231	Ga-71	3131	Ru-101	4440
Al-27	1325	Ge	3200	Ru-102	4443
Si	1400	Ge-70	3225	Ru-103	4446
Si-28	1425	Ge-72	3231	Ru-104	4449
Si-29	1428	Ge-73	3234	Ru-106	4455
Si-30	1431	Ge-74	3237	Rh-103	4525
P-31	1525	Ge-76	3243	Rh-105	4431
S	1600	As-75	3325	Pd-102	4625
S-32	1625	Se-74	3425	Pd-104	4631
S-33	1628	Se-76	3431	Pd-105	4634
S-34	1631	Se-77	3434	Pd-106	4637
S-36	1637	Se-78	3437	Pd-107	4640
Cl	1700	Se-79	3440	Pd-108	4643
Cl-35	1725	Se-80	3443	Pd-110	4649
Cl-37	1731	Se-82	3449	Ag	4700
Ar-40	1837	Br-79	3525	Ag-107	4725
K	1900	Br-81	3531	Ag-109	4731
K-39	1925	Kr-78	3625	Ag-110m	4735
K-40	1928	Kr-80	3631	Cd	4800
K-41	1931	Kr-82	3637	Cd-106	4825
Ca	2000	Kr-83	3640	Cd-108	4831
Ca-40	2025	Kr-84	3643	Cd-110	4837
Ca-42	2031	Kr-85	3646	Cd-111	4840
Ca-43	2034	Kr-86	3649	Cd-112	4843
Ca-44	2037	Rb-85	3725	Cd-113	4846
Ca-46	2043	Rb-87	3731	Cd-114	4849
Ca-48	2049	Sr-86	3831	Cd-116	4855
Sc-45	2125	Sr-87	3834	In-113	4925
Ti	2200	Sr-88	3837	In-115	4931
Ti-46	2225	Sr-89	3840	Sn-112	5025
Ti-47	2228	Sr-90	3843	Sn-114	5031
Ti-48	2231	Y-89	3925	Sn-115	5034
Ti-49	2234	Y-91	3931	Sn-116	5037
Ti-50	2237	Zr	4000	Sn-117	5040
V-51	2328	Zr-90	4025	Sn-118	5043
Cr	2400	Zr-91	4028	Sn-119	5046
Cr-50	2425	Zr-92	4031	Sn-120	5049
Cr-52	2431	Zr-93	4034	Sn-122	5055
Cr-53	2434	Zr-94	4037	Sn-123	5058
Cr-54	2437	Zr-95	4040	Sn-124	5061

* MAT Number in JENDL-3.2

Table 2.3 List of Nuclides Evaluated in JENDL-3.2 (2/2)

Isotope	MAT No.*	Isotope	MAT No.	Isotope	MAT No.
Sn-126	5067	Nd-150	6049	Th-230	9034
Sb	5100	Pm-147	6149	Th-232	9040
Sb-121	5125	Pm-148	6152	Th-233	9043
Sb-123	5131	Pm-148m	6153	Th-234	9046
Sb-124	5134	Pm-149	6155	Pa-231	9131
Sb-125	5137	Sm-144	6225	Pa-232	9134
Te-120	5225	Sm-147	6234	Pa-233	9137
Te-122	5231	Sm-148	6237	U-232	9219
Te-123	5234	Sm-149	6240	U-233	9222
Te-124	5237	Sm-150	6243	U-234	9225
Te-125	5240	Sm-151	6246	U-235	9228
Te-126	5243	Sm-152	6249	U-236	9231
Te-127m	5247	Sm-153	6252	U-237	9234
Te-128	5249	Sm-154	6255	U-238	9237
Te-129m	5253	Eu	6300	Np-236	9343
Te-130	5255	Eu-151	6325	Np-237	9346
I-127	5325	Eu-152	6328	Np-238	9349
I-129	5331	Eu-153	6331	Np-239	9352
I-131	5337	Eu-154	6334	Pu-236	9428
Xe-124	5425	Eu-155	6337	Pu-238	9434
Xe-126	5431	Eu-156	6340	Pu-239	9437
Xe-128	5437	Gd-152	6425	Pu-240	9440
Xe-129	5440	Gd-154	5431	Pu-241	9443
Xe-130	5443	Gd-155	6434	Pu-242	9446
Xe-131	5446	Gd-156	6437	Am-241	9543
Xe-132	5449	Gd-157	6440	Am-242	9546
Xe-133	5452	Gd-158	6443	Am-242m	9547
Xe-134	5455	Gd-160	6449	Am-243	9549
Xe-135	5458	Tb-159	6525	Am-244	9552
Xe-136	5461	Hf	7200	Am-244m	9553
Cs-133	5525	Hf-174	7225	Cm-241	9628
Cs-134	5528	Hf-176	7231	Cm-242	9631
Cs-135	5531	Hf-177	7234	Cm-243	9634
Cs-136	5534	Hf-178	7237	Cm-244	9637
Cs-137	5537	Hf-179	7240	Cm-245	9640
Ba-130	5625	Hf-180	7243	Cm-246	9643
Ba-132	5631	Ta-181	7328	Cm-247	9646
Ba-134	5637	W	7400	Cm-248	9649
Ba-135	5640	W-182	7431	Cm-249	9652
Ba-136	5643	W-183	7434	Cm-250	9655
Ba-137	5646	W-184	7437	Bk-249	9752
Ba-138	5649	W-186	7443	Bk-250	9755
Ba-140	5655	Pb	8200	Cf-249	9852
La-138	5725	Pb-204	8225	Cf-250	9855
La-139	5728	Pb-206	8231	Cf-251	9858
Ce-140	5837	Pb-207	8234	Cf-252	9861
Ce-141	5840	Pb-208	8237	Cf-254	9867
Ce-142	5843	Bi-209	8325	Es-254	9914
Ce-144	5849	Ra-223	8825	Es-255	9915
Pr-141	5925	Ra-224	8828	Fm-255	9936
Pr-143	5931	Ra-225	8831		
Nd-142	6025	Ra-226	8834		
Nd-143	6028	Ac-225	8925		
Nd-144	6031	Ac-226	8928		
Nd-145	6034	Ac-227	8931		
Nd-146	6037	Th-227	9025		
Nd-147	6040	Th-228	9028		
Nd-148	6043	Th-229	9031		

* MAT Number in JENDL-3.2

2.2 ライブラリ作成方針と作成ライブラリ

軽水炉燃料用 ORIGEN2 ライブラリの作成目的は，集合体平均の同位体組成を計算することである。そのために，集合体個別の仕様に基づいた集合体計算を行ってライブラリを作成するのではなく，作成対象とした MOX 燃料集合体と等価な単一ピンセルモデルを作成して，その結果を基に ORIGEN2 用ライブラリの作成を行うこととした。これらの単一ピンセルにおいては，燃料ペレットと被覆材の寸法，そして燃料棒ピッチは対象とする集合体と同一であるが，集合体平均のウラン対水素個数比を与えるように冷却材領域の原子個数密度を調整し，さらに，非均質補正を行う場合に必要になるダンコフ修正係数を適切に与える。この方針は，軽水炉 UO_2 燃料用ライブラリを作成した時と同様である。

Table 2.4 に作成ライブラリの一覧を示す。この表には，それぞれのライブラリの名称，ライブラリの対象燃料名，ライブラリ想定最高燃焼度，ボイド率（BWR の場合），Pu 富化度 (% Pu-t)，Pu 組成，ライブラリ識別番号 (NLB)，入力において Variable Actinide Cross Section のセットを選択する番号（NLIB(12)）を示す。

2.3 ライブラリ作成に使用した計算コード

本作業で使用したコードシステムは，SWAT[6] である。SWAT は，汎用核計算コードシステム SRAC95[7] と ORIGEN2 を組みあわせたコードシステムであり，任意の燃焼度における断面積データを最新のデータから作成して ORIGEN2 を使用した燃焼計算を行う。中性子スペクトルは，SRAC95 によって計算を行うが，SRAC95 で使用可能な体系は SWAT でもすべて使用可能であり，複数のピンが配置されているような体系も取りあつかえる。SWAT で出力する断面積ライブラリは，ORIGEN2 フォーマットと同一であるため，今回の作業には適していると考えられる。

尚，SWAT 自身には ORIGEN2 用の Variable Actinide Cross Section を作成するための機能は無いが，付属パッケージ SWAT2ORI2 によって，SWAT の出力を用いて ORIGEN2 用の燃焼度依存断面積セットを作成することが出来る。

2.4 PWR 用ライブラリ作成パラメータ

PWR 用ライブラリ作成に使用するデータは，17×17 燃料集合体に関する燃料設計パラメータ[8] を基にして作成した。単一ピンセル体系は，ペレット領域，被覆材領域及び冷却材領域から成っている。その単一ピンセルの体系に関するデータを **Table 2.5** に示す。

PWR-MOX 用ライブラリでは，Pu 富化度と Pu 組成をパラメータとして，5 つのライブラリを作成することとした。そのデータを **Table 2.6** に示す。このデータは，今後国内の PWR で使用されることが予定されている MOX 燃料の燃料組成仕様（UO_2 燃料の初期濃縮度，取り出し燃焼度，冷却時間等）に基づいて決定された。そして，それぞれの Pu 富化度と Pu 組成の組み合わせについて未燃焼時のペレット領域の原子個数密度を，**Table 2.7** に示した。

さらに，**Table 2.8** には，被覆管及び減速材の原子個数密度を示す。このデータは，高温全出力状態における原子個数密度を示しており，UO_2 燃料用のライブラリを作成した時と同一のデータである。

また，この集合体を構成する燃料棒の平均化したダンコフ補正係数は 0.305 である。SWAT におけ

Table 2.4 List of Libraries for LWR MOX Fuel

Library	Type	Burnup(GWd/t)	Void Ratio(%)	Pu Enrich(wt%)	Pu Contents	NLB			NLIB(12)
						LA[1]	AC[2]	FP[3]	
PWRM0113	PWR:17×17	60	-	13	Composition 1	921	922	923	90
PWRM0205	PWR:17×17	60	-	5	Composition 2	924	925	926	91
PWRM0210	PWR:17×17	60	-	10	Composition 2	927	928	929	92
PWRM0213	PWR:17×17	60	-	13	Composition 2	930	931	932	93
PWRM0305	PWR:17×17	60	-	5	Composition 3	933	934	935	94
BS2M040S	BWR:STEP-2	50	0	4	Standard	900	901	902	83
BS2M044L	BWR:STEP-2	50	40	4	Low	903	904	905	84
BS2M044S	BWR:STEP-2	50	40	4	Standard	906	907	908	85
BS2M044H	BWR:STEP-2	50	40	4	High	909	910	911	86
BS2M047S	BWR:STEP-2	50	70	4	Standard	912	913	914	87
BS2M084S	BWR:STEP-2	50	40	8	Standard	915	916	917	88
BS2M134S	BWR:STEP-2	50	40	13	Standard	918	919	920	89

1 – Light Nuclide and Activation Products

2 – Actinides

3 – Fission Products

PWR : Pu Enrich (wt %) = $\frac{100 \times Pu}{U+Pu+^{241}Am}$

BWR : Pu Enrich (wt %) = $\frac{100 \times PuO_2}{UO_2+PuO_2+^{241}AmO_2}$

る燃焼計算においては，燃料の比出力を 40 MW/tU として 50 日ごとに SRAC95 でのセル計算を行う事とした。これらの条件は UO_2 燃料用のライブラリ作成時と同一である。

Table 2.5 Geometrical Parameters of Single Pin Cell and Temperature for PWR Libraries

Pitch(cm)	1.265
Pellet Radius(cm)	0.412
Cladding Outer Radius(cm)	0.476
Cladding Thickness(cm)	0.064
Fuel Temperature(K)	968.8
Cladding Temperature(K)	604.0
Moderator Temperature(K)	574.2

Table 2.6 Parameters for PWR MOX Fuel

Pu Contents		Composition 1	Composition 2			Composition 3
Isotope Weight Ratio(%)	Pu-238	4.1	2.1			0.04
	Pu-239	45.4	54.5			79.24
	Pu-240	25.3	25.0			17.76
	Pu-241	9.6	9.3			2.36
	Pu-242	13.0	6.4			0.36
	Am-241	2.6	2.7			0.24
U-235 Enrichment(%)		0.2				
Pu Enrich(%)		13	5	10	13	5

Table 2.7 Nuclide Density(1/barn·cm) of Pellet Region in Single Pin Cell Models for PWR-MOX Libraries

Pu Contents	Composition 1	Composition 2			Composition 3
Pu Enric(%)	13	5	10	13	5
U-235	3.967E-5	4.332E-5	4.104E-5	3.967E-5	4.332E-5
U-238	1.955E-2	2.134E-2	2.022E-2	1.955E-2	2.134E-2
Pu-238	1.201E-4	2.366E-5	4.731E-5	6.151E-5	4.505E-7
Pu-239	1.324E-3	6.114E-4	1.223E-3	1.590E-3	8.887E-4
Pu-240	7.349E-4	2.793E-4	5.586E-4	7.261E-4	1.984E-4
Pu-241	2.777E-4	1.035E-4	2.069E-4	2.690E-4	2.625E-5
Pu-242	3.745E-4	7.090E-5	1.418E-4	1.843E-4	3.987E-6
Am-241	7.521E-5	3.004E-5	6.007E-5	7.809E-5	2.669E-6
O-16	4.498E-2	4.501E-2	4.500E-2	4.499E-2	4.501E-2

Table 2.8 Nuclide Density(1/barn·cm) of Cladding and Moderator Region in Single Pin Cell Models for PWR-MOX Libraries

Cladding	
Zr	3.786E-2
Fe	2.382E-4
Cr	6.770E-5
Moderator	
H-1	5.572E-2
O-16	2.786E-2
B-10	4.592E-6
Ni	3.688E-4
Cr	1.609E-4
Fe	1.306E-4

2.5 BWR 用ライブラリ作成パラメータ

BWR-MOX 用ライブラリは，STEP-2 型燃料集合体を対象に作成する。単一ピンセル体系は，PWR の場合と同様にペレット領域，被覆材領域そして冷却材領域から成っている。その単一ピンセルの幾何学的データを **Table 2.9** に示す。STEP-2 型燃料の幾何形状データは，NEA/OECD Burnup Credit Criticality Safety Benchmark Phase-3B[9] のデータ作成時に使用された集合体モデルをもとに作成されたものであり，UO_2 用ライブラリを作成した時と同一である。各ボイド率に対する単一ピンセル条件

でのダンコフ補正係数を，**Table 2.10** に示した。

Table 2.9 Geometrical Parameters of Single Pin Cell and Temperature for BWR Libraries

Pitch(cm)	1.63
Pellet Radius(cm)	0.529
Cladding Outer Radius(cm)	0.615
Cladding Thickness(cm)	0.086
Fuel Temperature(K)	968.8
Cladding Temperature(K)	559.0
Moderator Temperature(K)	559.0

Table 2.10 Dancoff Collection Factors in Single Pin Cell Models for BWR Libraries

Void Ratio(%)	Dancoff Collection Factor
0	0.276
40	0.399
70	0.551

BWR MOX ライブラリでは，Pu 富化度，Pu 組成及びボイド率をパラメータとして 7 つのライブラリを作成することとした。この Pu 富化度及び Pu 組成データは，今後国内の BWR で使用されることが予定されている MOX 燃料の燃料組成仕様（UO_2 燃料の初期濃縮度，取り出し燃焼度，冷却時間等）に基づいて決定された。そのパラメータを **Table 2.11** に示し，各 Pu 組成データを **Table 2.12** に示す。そして，それぞれの Pu 富化度及び Pu 組成に対応した未燃焼時のペレット領域の原子個数密度を **Table 2.13** に示した。

また，被覆材及び減速材（冷却材）領域の原子個数密度を **Table 2.14** に示す。

そして，SWAT における燃焼計算においては，燃料の比出力を 25.6 MW/tU として計算を行った。これは，UO_2 燃料用ライブラリを作成した時と同じである。

Table 2.11 Parameters for BWR MOX Fuel (1) : Pu Enrich, Void Ratio and Pu Contents

Pu Enrich(wt%)	Void Ratio(%)	Pu Contents
4	0	Standard
	40	Low, Standard, High
	70	Standard
8	40	Standard
13	40	Standard

Table 2.12 Parameters for BWR MOX Fuel (2) : Pu Isotopic Composition

Isotope	Standard	High	Low
Pu-238	1.53	0.82	1.66
Pu-239	58.70	67.75	53.43
Pu-240	26.62	21.77	29.74
Pu-241	8.32	6.87	8.70
Pu-242	4.01	2.11	5.59
Am-241	0.82	0.68	0.88

Table 2.13 Nuclide Density(1/barn·cm) of Pellet Region in Single Pin Cell Models for BWR-MOX Libraries

Pu Enrich(%)	4			8	13
Pu Contents	Low	Standard	High	Standard	Standard
U-234	1.996E-06	1.991E-06	1.991E-06	1.923E-06	1.810E-06
U-235	2.493E-04	2.487E-04	2.487E-04	2.384E-04	2.254E-04
U-236	1.664E-06	1.660E-06	1.660E-06	1.593E-06	1.503E-06
U-238	2.115E-02	2.111E-02	2.111E-02	2.023E-02	1.913E-02
Pu-238	1.483E-05	1.361E-05	7.297E-06	2.725E-05	4.427E-05
Pu-239	4.749E-04	5.205E-04	6.008E-04	1.041E-03	1.692E-03
Pu-240	2.632E-04	2.351E-04	1.922E-04	4.701E-04	7.639E-04
Pu-241	7.668E-05	7.318E-05	6.041E-05	1.463E-04	2.378E-04
Pu-242	4.907E-05	3.511E-05	1.849E-05	7.023E-05	1.141E-04
Am-241	7.750E-06	7.206E-06	5.975E-06	1.441E-05	2.344E-05
O-16	4.466E-2				

Table 2.14 Nuclide Density(1/barn·cm) of Cladding and Moderator Region in Single Pin Cell Models for BWR-MOX Libraries

Void = 0%	H-1	8.198E-02
	O-16	4.099E-02
Void = 40%	H-1	6.245E-02
	O-16	3.147E-02
Void = 70%	H-1	4.857E-02
	O-16	2.429E-02
Zr-N		4.337E-02

2.6 その他のパラメータ

2.6.1 SRAC95 におけるエネルギ群の設定

本作業の計算においては，熱群の閾値（thermal energy cut off）は，1.855 eV とした。また，非均質体系における共鳴吸収計算は，PEACO ルーチンで行っており，衝突確率を用いて表された減速方程式を超詳細群で解いている。本解析では，このルーチンで取り扱うエネルギー範囲を，最大値 961.12 eV から thermal cut off エネルギとした。

2.6.2 燃焼ペレットで考慮する同位体

燃料ペレット領域には，**Table 2.15** に示す同位体が存在しているものとして燃焼解析をおこなう。また，ここに示した同位体については，SRAC95 で計算した実効断面積を使用する[注1]。

[注1] SWAT では，燃焼計算を行う際に使用する断面積として，SWAT ライブラリから作成した無限希釈断面積を選択するか，SRAC で計算された実効断面積を使用するかを選択できる。

Table 2.15 Nuclide in Cell

U-234	U-235	U-236	U-238	Np-237
Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Am-241	Am-242	Am-242m	Am-243	Cm-242
Cm-243	Cm-244	Cm-245	Cm-246	Gd-152
Gd-154	Gd-155	Gd-156	Gd-157	Gd-158
Gd-160	Xe-135	Nd-143	Rh-103	Xe-131
Cs-133	Sm-149	Tc- 99	Sm-152	Sm-151
Pm-147	Eu-153	Nd-145	Eu-155	Eu-154
Sm-150	Mo-95	Ag-109	Pm-148m	Ru-101
Cs-134	Pd-105	Pm-148	Rh-105	Pr-141
Kr-83	Pd-108	Sm-147	Pd-107	Mo-97
Cd-113	Cs-135	Mo- 98	Xe-133	In-115
Pr-143	Eu-156	Ru-103	Sm-148	Nd-147
Pm-149	O-16			

3 新たに作成したPWR用ライブラリの評価

3.1 欧州PWRでのMOX燃料照射後試験解析

今回作成したライブラリの特徴は，利用が検討されている最新の燃料の仕様に基づいて，Pu組成やPu富化度の値を吟味した上で，単一ピンセル体系をモデルとしてライブラリを作成したことにある。

ライブラリを検証するべき照射後試験データとしては，軽水炉燃料用ライブラリの場合と異なり，ライブラリ作成条件と一致した照射条件を有する照射後試験は無い。また，MOX燃料の場合は，公開になっている照射後試験の数自体が少ない。そのような状況の中で，欧州の商用PWRで照射された14×14型MOX燃料集合体より取り出された燃料の照射後試験（PIE）を電力中央研究所が欧州超ウラン元素研究所に委託して実施し，この中で燃料の同位体組成データを取得した[10)]。PIEを実施したMOX燃料は，短尺燃料2本で，取得されたサンプルの燃焼度は46.04 GWd/t (MOX1とする) 及び47.50 GWd/t (MOX2とする) である。Pu富化度は5.07 wt%であり，Pu組成（wt %）はPu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241=1.5/59.0/24.4/9.2/4.9/1.0である。

アクチニドの測定誤差は，U及びPuでは0.5 %以下，^{237}Npで2-3 %，Amは1 %程度，^{242,244}Cmで5-10%，^{245,246}Cmは1%程度と報告されている。またFPの測定誤差は，Rb, Sr, Y, ^{133,135}Cs, La, ^{140,142}Ce, Pr, Pm, Sm, ^{153,155}Eu,Gdが2-3 %，^{106}Ru, ^{134,137}Cs, ^{144}Ce, ^{154}Euで3-5%，Ndは1%と報告されている。

このデータの解析を，ORIGEN2内蔵のPWR用MOX燃料ライブラリであるPWRPUPU及び今回作成したPWRM0205ライブラリを使用して行い，計算結果の相互比較を行った。

Table 3.1 及び **Table 3.2** に解析結果を示す。ここに示したC/E値は，^{238}Uの計算値あるいは実験値で規格化して，実験値に対するORIGEN2計算値の比として与えたものである。これらの表から分かるように，主要なウラン及びプルトニウムに関しては，10 %，マイナーアクチニドについては20 %程度の差で同位体組成を算出できる。すなわち，解析を行う燃料と使用ライブラリの作成条件が一致していない場合でも，20 %以内の差で計算と実験の差が評価されていることがわかる。

使用するライブラリに依らず，^{237}Npは過小評価となった。また，核分裂性のPuの残存量を大きめに評価していることから，JENDL-3.2を基にしたライブラリは，ORIGEN2内蔵ライブラリに比較をして中性子スペクトルを硬めに評価していることがわかる。

また，このPIEでは中性子放出率の測定も併せて行われており，核種組成の測定結果と同様に内蔵ライブラリ並びに新たに作成したライブラリPWRM0205を使用して解析を行った。**Table 3.3** にその解析結果を示す。新たに作成したライブラリを使用した解析結果は，MOX1サンプルで14 %，MOX2サンプルで19 %の差を示している。

ここまでの結果を見ると，ORIGEN2内蔵ライブラリであるPWRPUPUを用いて算出した同位体組成の方が良い結果となっている。これは，ライブラリ作成時の条件が解析を行った燃料と異なっているためであると考えられる。この点に関しては付録において検討を行っているが，解析対象となった燃料に合わせておいて，本報告書によって示す手法でライブラリを作成した上で解析を行えば，照射後MOX燃料の同位体組成を精度良く求めることが出来る。

さらに，これらの表には，燃焼度測定で用いたNd-148法[11)]で想定されている誤差が最大で約3 %

であると報告されていることから，その誤差を考慮して燃焼度を３％大きくした解析結果も示した。その結果によると，ウランおよびプルトニウム同位体の生成消滅量や中性子放出量の評価等に対して，燃焼度の測定誤差が数パーセントの効果を有しているが，最終的な結論を変えるほどの大きな差にはならなかった。

Table 3.1 Results of Analysis of PIE (C/E) – Actinides: MOX Fuels Irradiated in European commercial PWR

Isotope	MOX1			MOX2		
	PWRPUPU	PWRM0205	PWRM0205*	PWRPUPU	PWRM0205	PWR0205*
U234	1.07	1.05	1.04	1.04	1.02	1.01
U235	1.04	1.12	1.08	0.98	1.05	1.02
U236	0.96	0.91	0.93	0.99	0.94	0.96
U238	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
Np237	0.81	0.81	0.83	0.54	0.54	0.56
Pu238	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	1.00
Pu239	0.95	1.13	1.11	0.91	1.08	1.06
Pu240	1.01	1.00	0.99	0.99	0.98	0.97
Pu241	0.98	1.06	1.06	0.97	1.06	1.06
Pu242	0.87	0.99	1.01	0.91	1.03	1.05
Am241	0.88	0.98	0.97	0.98	1.09	1.08
Am242m	0.97	0.89	0.87	1.12	1.04	1.02
Am243	0.95	0.78	0.80	1.16	0.95	0.98
Cm242	1.09	1.05	1.06	—	—	—
Cm244	0.96	0.80	0.84	0.97	0.81	0.85
Cm245	0.72	0.90	0.97	—	—	—
Cm246	0.69	0.53	0.59	—	—	—

PWR0205* : +3% Burnup

Table 3.2 Results of Analysis of PIE (C/E) – FP : MOX Fuels Irradiated in European commercial PWR

MOX1				MOX2			
Isotope	PWRPUPU	PWRM0205	PWRM0205*	Isotope	PWRPUPU	PWRM0205	PWR0205*
RB85	0.88	1.13	1.17	SR90	0.90	0.91	0.94
RB87	0.88	0.89	0.92	Y89	0.95	0.97	1.00
SR86	0.25	0.39	0.42	RU106	1.16	1.21	1.25
SR88	0.76	0.76	0.79	Sb125	2.56	1.57	1.61
SR90	0.82	0.83	0.86	CS133	0.80	0.82	0.84
Y89	0.92	0.94	0.97	CS134	0.93	0.98	1.04
RU106	0.97	1.00	1.03	CS135	0.77	0.94	0.95
CS133	0.90	0.92	0.95	CS137	1.01	1.05	1.08
CS134	0.82	0.86	0.92	LA139	0.85	0.85	0.88
CS135	0.83	1.01	1.03	CE140	0.69	0.71	0.74
CS137	0.83	0.87	0.89	CE142	0.70	0.72	0.74
LA139	1.06	1.05	1.09	CE144	0.99	1.01	1.04
CE140	0.97	1.00	1.03	PR141	0.68	0.69	0.71
CE142	0.94	0.96	0.99	ND142	0.93	0.72	0.77
CE144	0.76	0.78	0.80	ND143	0.84	0.88	0.91
PR141	0.94	0.95	0.97	ND144	0.81	0.79	0.82
ND142	1.02	0.79	0.84	ND145	0.99	1.01	1.03
ND143	0.91	0.96	0.98	ND146	0.99	0.99	1.02
ND144	0.88	0.86	0.89	ND148	1.00	1.00	1.03
ND145	1.00	1.02	1.04	ND150	0.98	0.98	1.01
ND146	0.98	0.98	1.01	PM147	0.48	0.63	0.64
ND148	0.99	0.99	1.02	SM147	0.54	0.68	0.69
ND150	0.99	0.99	1.02	SM148	0.83	0.78	0.82
PM147	0.81	1.05	1.06	SM149	0.56	0.79	0.80
SM147	0.77	0.96	0.97	SM150	0.59	0.67	0.70
SM148	1.09	1.02	1.06	SM151	0.71	0.75	0.76
SM149	0.90	1.28	1.29	SM152	0.74	0.77	0.78
SM150	0.82	0.93	0.96	SM154	0.69	0.66	0.68
SM151	1.16	1.23	1.24	EU153	0.91	0.83	0.86
SM152	1.13	1.17	1.19	EU154	1.33	0.97	1.01
SM154	1.04	0.99	1.03	GD154	1.45	1.07	1.12
EU153	1.00	0.91	0.94	GD155	1.14	0.49	0.51
EU154	0.53	0.39	0.40	GD156	1.07	1.23	1.30
EU155	2.40	1.03	1.07	GD158	2.50	2.43	2.54
GD154	1.18	0.87	0.91				
GD155	2.07	0.90	0.94				
GD156	0.69	0.80	0.85				
GD158	1.11	1.08	1.13				
GD160	1.49	1.28	1.32				

PWRM0205* : + 3% Burnup

Table 3.3 Results of Analysis of PIE – Neutron Emission Rate (#/sec/mm) : MOX Fuels Irradiated in European Commercial PWR

Library		PWRPUPU	PWRM0205	PWRM0205*
MOX1	Measurement	4582	4582	4582
	Calculation	4728	3951	4166
	Difference (%)	3.2	-13.8	-9.1
MOX2	Measurement	5176	5176	5176
	Calculation	5039	4178	4407
	Difference(%)	-2.6	-19.3	-14.9

PWRM0205* : +3% Burnup

3.2 ライブラリ間の計算値の比較

ORIGEN2 に内蔵されている MOX 燃料に関連したライブラリを使用した場合と，新ライブラリを使用した場合の計算値の違いを比較することを目的として，40 MW/t の比出力で 840 日の連続運転を行った際の同位体組成を計算した。燃料の初期組成は，PWRM0210 ライブラリを作成した際のデータを使用した。以下に，各ライブラリの説明を示す。

PWRPUPU　ORIGEN2 内蔵：Pu をリサイクルしている PWR 燃料での MOX 燃料：Pu 富化度 = 4.5 wt%：Pu238/Pu239/Pu240/Pu241/Pu242= 2.2/49.3/25.5/14.6/8.3: (NLIB(12) = 4)[12)]

PWRM0210　(NLIB(12) = 92)。今回作成した PWR MOX ライブラリの中での標準ライブラリと言える。

両ライブラリともに，ライブラリを作成した時の対象燃料集合体は，17 × 17 燃料集合体を対象としている。**Table 3.4** に，主要なアクチニドについての計算値を示し，**Table 3.5** に FP の中でも，臨界安全ハンドブック第二版[13)] において，臨界安全評価上考慮してよいとされている同位体と，日本原子力研究所において近年行われた照射後試験[14)] で組成が測定されている同位体について計算値を示した。

アクチニドで 20 % 以上の差を示しているものは，^{237}Np，^{239}Pu，^{244}Cm，^{245}Cm，^{246}Cm そして ^{247}Cm である。

^{239}Pu と ^{237}Np の生成量及び残存量が大きく変化している理由は，PWRM0210 ライブラリでは Pu 初期富化度 が 10 wt% で PWRPUPU ライブラリの 4.5 wt% と比較をして倍以上であるために，PWRM0210 ライブラリでの想定中性子スペクトルの方が PWRPUPU の場合と比較して硬いためであると考えられる。その理由は，場合には ^{239}Pu の核分裂断面積が小さくなり ^{239}Pu の残存量が大きくなること，また，^{238}U の (n,2n) 反応率も大きくなるからである。Cm 同位体についても同様に，PWR0210 ライブラリで想定している中性子スペクトルが硬いためにここで示された差が生じているものと考えられる。

この結果から，従来から言われていることではあるが，ORIGEN2 ライブラリを使用する場合には，計算を行う対象とライブラリ作成の対象の一致が重要であって，適切なライブラリの使用が望ましいことがわかる。

核分裂生成物 (FP) の場合，20 % 以上の差を示しているのは，^{125}Sb，^{134}Cs，^{110m}Ag，^{149}Sm，^{151}Sm そして ^{154}Eu である。この差は，JNDC-V2 の核分裂収率を利用したことや，断面積の変更によって生じたものである。その他の同位体の計算値は比較的良く一致をしている。これは，FP の場合には，FP の中性子吸収反応によって生成される同位体以外では，断面積よりは，崩壊定数や核分裂収率によって生成量が決定されるためであり，それらの同位体に関しては，従来のライブラリと JNDC-V2 で，崩壊定数や核分裂収率に大きな差が無いためであると考えられる。

Table 3.4 Comparison of Actinides Inventory (g) Calculated using Several PWR-MOX Libraries (PWRPUPU and PWRM0210)— 33600 MWd/t

Isotope	PWUPUPU	PWRM0210	PWRM0210/PWRPUPU
U234	3.619E+01	3.371E+01	0.93
U235	1.235E+03	1.213E+03	0.98
U236	1.245E+02	1.418E+02	1.14
U238	8.870E+05	8.779E+05	0.99
NP237	7.177E+01	1.182E+02	1.65
PU238	2.532E+03	2.511E+03	0.99
PU239	2.707E+04	3.651E+04	1.35
PU240	2.441E+04	2.347E+04	0.96
PU241	1.184E+04	1.241E+04	1.05
PU242	7.053E+03	6.995E+03	0.99
AM241	1.989E+03	2.048E+03	1.03
AM242M	5.885E+01	5.851E+01	0.99
AM243	1.638E+03	1.432E+03	0.87
CM242	3.726E+02	3.481E+02	0.93
CM243	1.295E+01	1.416E+01	1.09
CM244	4.120E+02	5.365E+02	1.30
CM245	1.900E+01	5.122E+01	2.70
CM246	9.016E-01	1.605E+00	1.78
CM247	6.631E-03	2.248E-02	3.39

Table 3.5 Comparison of FP Inventory (g) Calculated using Several PWR-MOX Libraries (PWRPUPU and PWRM0210)— 33600 MWd/t

Isotope	PWUPUPU	PWRM0210	PWRM0210/PWRPUPU
MO95	5.180E+02	5.122E+02	0.99
TC99	8.035E+02	7.927E+02	0.99
RU106	3.517E+02	3.443E+02	0.98
RH103	7.717E+02	7.684E+02	1.00
SB125	1.778E+01	1.234E+01	0.69
AG110M	1.291E+00	2.573E+00	1.99
CS133	1.191E+03	1.160E+03	0.97
CS134	6.679E+01	1.020E+02	1.53
CS137	1.230E+03	1.268E+03	1.03
CE144	3.387E+02	3.433E+02	1.01
ND142	7.466E+00	7.952E+00	1.07
ND143	8.187E+02	8.339E+02	1.02
ND144	5.368E+02	5.281E+02	0.98
ND145	6.114E+02	6.032E+02	0.99
ND146	5.694E+02	5.861E+02	1.03
ND148	3.712E+02	3.687E+02	0.99
ND150	2.222E+02	2.211E+02	1.00
SM147	7.331E+01	6.814E+01	0.93
SM148	1.203E+02	1.372E+02	1.14
SM149	8.400E+00	1.415E+01	1.68
SM150	2.901E+02	2.810E+02	0.97
SM151	4.645E+01	5.641E+01	1.21
SM152	1.933E+02	1.657E+02	0.86
SM154	6.600E+01	6.281E+01	0.95
GD155	4.408E-01	4.252E-01	0.96
EU153	1.413E+02	1.334E+02	0.94
EU154	2.797E+01	3.405E+01	1.22

4 新たに作成したBWR用ライブラリの評価

BWR用ライブラリに関しては，ORIGEN2に内蔵されているライブラリを使用した計算結果と今回新たに作成したライブラリを使用した計算結果を比較した。解析では，27.3 MWd/tの比出力で1200日の連続運転を行い，同位体組成を比較した。燃料の初期組成は，BS2M044Sライブラリを作成した際のデータを使用した。以下に各ライブラリの説明を示す。

BWRPUPU　ORIGEN2内蔵：PuをリサイクルしているBWR燃料でのMOX燃料：Pu富化度＝3.9 wt%：Pu238/Pu239/Pu240/Pu241/Pu242= 2.6/48.6/27.4/13.3/8.1: (NLIB(12) = 6)[12)]

MS2M044S　(NLIB(12) = 85)。今回作成したBWR MOXライブラリの中での標準ライブラリと言える。

PWRの場合と同様に**Table 4.1**に，アクチニドについて，**Table 4.2**に，FPについての計算値の比較を示す。ウラン及びプルトニウムの核分裂性核種は，BS2M044Sを使用した方が大きな計算値を示しており，BS2M044Sで仮定している中性子スペクトルが硬く評価されていることがわかる。しかしながら，Am以上のマイナーアクチニドについては，^{241}Am及び^{242m}Amを除いてはBS2M044Sを使用した方が小さな値を算出している。

FPの場合には，BWRPUPUとBS2M044Sの差はあまり大きくないが，^{125}Sb，^{149}Sm及び^{154}Euの差が大きくなっている。^{125}Sbについては，ORLIBJ32のレポートでも示したように[3)]，核分裂収率データの変更によるものである。

Table 4.1 Comparison of Actinides Inventory (g) Calculated Several BWR-MOX Libraries (BWRPUPU and BS2M044S)— 32760 MWd/t

Isotope	BWRPUPU	BS2M044S	BS2M044S/BWRPUPU
U234	7.433E+01	7.262E+01	0.98
U235	5.171E+03	5.439E+03	1.05
U236	1.170E+03	1.092E+03	0.93
U238	9.314E+05	9.297E+05	1.00
NP237	1.547E+02	1.724E+02	1.11
PU238	6.931E+02	7.058E+02	1.02
PU239	9.420E+03	1.085E+04	1.15
PU240	1.044E+04	1.008E+04	0.97
PU241	4.986E+03	5.264E+03	1.06
PU242	2.019E+03	2.126E+03	1.05
AM241	4.766E+02	5.174E+02	1.09
AM242M	1.127E+01	1.104E+01	0.98
AM243	3.889E+02	3.506E+02	0.90
CM242	1.133E+02	1.120E+02	0.99
CM243	4.585E+00	3.494E+00	0.76
CM244	1.131E+02	1.038E+02	0.92
CM245	5.251E+00	7.234E+00	1.38
CM246	4.500E-01	3.440E-01	0.76
CM247	4.396E-03	3.860E-03	0.88

Table 4.2 Comparison of FP Inventory (g) Calculated Several BWR-MOX Libraries (BWRPUPU and BS2M044S)— 32760 MWd/t

Isotope	BWRPUPU	BS2M044S	BS2M044S/BWRPUPU
TC99	7.636E+02	7.787E+02	1.02
MO95	5.557E+02	5.573E+02	1.00
RH103	6.213E+02	6.644E+02	1.07
RU106	2.427E+02	2.424E+02	1.00
CS133	1.114E+03	1.138E+03	1.02
CS134	9.601E+01	9.369E+01	0.98
CS137	1.184E+03	1.226E+03	1.04
SB125	1.460E+01	9.815E+00	0.67
AG110M	1.429E+00	1.869E+00	1.31
CE144	2.668E+02	2.698E+02	1.01
ND142	1.518E+01	9.861E+00	0.65
ND143	7.569E+02	8.074E+02	1.07
ND144	7.344E+02	6.893E+02	0.94
ND145	6.026E+02	6.109E+02	1.01
ND146	5.986E+02	5.945E+02	0.99
ND148	3.649E+02	3.633E+02	1.00
ND150	2.090E+02	2.094E+02	1.00
SM147	7.620E+01	9.060E+01	1.19
SM148	1.601E+02	1.329E+02	0.83
SM149	3.495E+00	4.739E+00	1.36
SM150	2.942E+02	2.841E+02	0.97
SM151	2.182E+01	2.528E+01	1.16
SM152	1.593E+02	1.675E+02	1.05
SM154	5.896E+01	5.682E+01	0.96
GD155	2.284E-01	1.881E-01	0.82
EU153	1.500E+02	1.340E+02	0.89
EU154	4.367E+01	2.793E+01	0.64

5 ライブラリ作成パラメータが計算値に与える効果

ライブラリ作成時のパラメータと，照射条件が異なった場合の比較を行うために，米国 SAXTON 炉で 1970 年代に行われている使用済 MOX 燃料の照射後試験の結果を，幾つかの新ライブラリを使用して解析した。照射後試験のデータはウエスティングハウス社 (以後 WH) の公開文献として利用できる [15, 16, 17]。それらのデータは，SAXTON CORE-II 及び CORE-III と言われる一連の照射後試験データである。CORE-III は，照射途中で燃料棒を抜き取って H/U 比を変化させて照射をさせるという特殊な照射を行っており，ライブラリ評価作業には適当でないと考えられる。よって，本検討作業では CORE-II を対象とすることとした。**Table 5.1** に SAXTON CORE-II で得られた PIE データの一覧を示す。この CORE-II で行われた PIE データの解析を行う際に使用する照射履歴データとして，

Table 5.1 SAXTON Core II PIE Samples

Rod ID	Number	Sample Burnup(GWd/t)
RI	02	14.6
RI	06	20.1
RI	10	17.6
MY	02	14.6
MY	06	20.2
MY	10	16.7

1971 年当時に WH が LEOPARD-HIC コード [18, 19] によって解析を行った時の照射履歴を使用出来る。しかしながら，LEOPARD による解析では 1 つのサンプル計算で全サンプルの測定値との比較を行っており，崩壊が主な生成・消滅の要因である核種では，照射履歴は妥当であるとは考えられない。よって，サンプル位置での出力ピーキング履歴が炉心の出力履歴に比例していると仮定し，各サンプルの到達燃焼度は保存するように各サンプルの照射履歴（比出力: MW/t ）を設定した。

また，燃料の初期組成を **Table 5.2** に示す。この表からわかるように，CORE-II の MOX 燃料のプルトニウムは ^{239}Pu の割合が非常に高い。なお，この燃料組成では，Pu-238 の初期組成は推定値として与えられている。よって，Pu-238 の計算結果に関しては，他の同位体と同様の比較は出来ず，参考として扱われるべき値であると考えられる。

Table 5.3 から **Table 5.8** に，SAXTON CORE-II を対象とした照射後試験で得られた同位体組成を，今回作成したライブラリである PWRM0205，PWRM0210 及び PWR0305 を使用して ORIGEN2 によって解析した結果を示した。この SAXTON CORE-II PIE にて対象となった燃料の解析を行う場合には，ライブラリ作成時の燃料初期組成が最も近い，PWRM0305（組成 3 ; Pu 富化度 5 wt% ）を使用するのが適当である。また，Pu 富化度が同じ PWRM0205 （組成 2 ; Pu 富化度 5 wt%) と，標準ライブラリと考えられる PWRM0210 （組成 2 ; Pu 富化度 10 wt%) を比較対象とした。以下に PWRM0305 を使用した結果を中心に述べる。

Table 5.2 SAXTON Core II PIE: Initial Composition of Fuel

U-234/U	0.00550
U-235/U	0.729
U-238/U	99.265
Pu-238/Pu	0.016
Pu-239/Pu	90.47
Pu-240/Pu	8.59
Pu-241/Pu	0.88
Pu-242/Pu	0.044
Pu-239/U-238	0.06406
Pu/U(Mass Ratio)	0.0706

ウラン同位体については，^{235}U/U を精度良く計算をしていることがわかる。また，^{234}U/U と ^{236}U/U については若干差が大きくなっているサンプルがある。これらの核種に関しては，初期ウラン組成が最終的な計算結果に大きな影響を与えることが知られているが，本 PIE での燃料初期組成の測定が，全サンプルについて行われていないことから，大きな差を示しているサンプルについては，組成が測定されていない異なった初期組成を有するウランが使用されたためと考えられる。

プルトニウム同位体の組成に関しては，^{239}Pu ^{240}Pu，^{241}Pu 及び ^{242}Pu は 10 % 程度の差となっている。^{238}Pu に関しては過小評価となっているが，これは上に述べたように，初期組成に問題があるものと考えられる。

使用ライブラリの違いによる計算結果の差は，^{239}Pu に関してはあまり大きくない。PWRM0305 による測定結果との差は，最大で 4 % であった。このことから，使用ライブラリがその燃料の緒元に基づいて作成されていなくても，ライブラリ作成時の想定スペクトルと計算対象が一致すれば，計算値は良い一致を示すことがわかる。さらに，PWRM0205 あるいは PWR0305 を使用した計算値間の差は小さい。これは Pu 富化度が等しいことで，想定スペクトルが近いためと考えられ，ライブラリ作成時の Pu 組成の違いによる計算値の差は最大でも 10 % 程度で，さほど大きくないことがわかる。

Table 5.3 SAXTON CORE-II Sample(RI# 02:14.6 GWd/t) : Comparison of ORIGEN2 Calculation with Experiment(C/E)

Libraries	PWRM0205	PWRM0210	PWRM0305
U234/U	0.97	0.92	0.96
U235/U	1.01	0.99	1.00
U236/U	0.87	1.10	0.91
U238/U	1.00	1.00	1.00
Pu238/Pu	0.63	0.70	0.68
Pu239/Pu	0.98	1.01	0.99
Pu240/Pu	1.14	1.03	1.07
Pu241/Pu	0.80	0.73	0.91
Pu242/Pu	0.84	0.75	0.89

Table 5.4 SAXTON CORE-II Sample(RI# 06: 20.05GWd/t) : Comparison of ORIGEN2 Calculation with Experiment(C/E)

Libraries	PWRM0205	PWRM0210	PWRM0305
U234/U	0.94	0.88	0.93
U235/U	1.01	0.99	1.01
U236/U	0.89	1.11	0.93
U238/U	1.00	1.00	1.00
Pu238/Pu	0.67	0.75	0.73
Pu239/Pu	0.97	1.02	0.98
Pu240/Pu	1.15	1.02	1.07
Pu241/Pu	0.85	0.75	0.94
Pu242/Pu	0.84	0.71	0.89

Table 5.5 SAXTON CORE-II Sample(RI# 10: 17.6GWd/t) : Comparison of ORIGEN2 Calculation with Experiment(C/E)

Libraries	PWRM0205	PWRM0210	PWRM0305
U234/U	1.08	1.02	1.07
U235/U	1.02	1.00	1.01
U236/U	0.91	1.14	0.95
U238/U	1.00	1.00	1.00
Pu238/Pu	0.51	0.57	0.55
Pu239/Pu	0.98	1.01	0.99
Pu240/Pu	1.14	1.02	1.06
Pu241/Pu	0.82	0.74	0.92
Pu242/Pu	0.82	0.72	0.87

Table 5.6 SAXTON CORE-II Sample(MY# 02: 14.6GWd/t) : Comparison of ORIGEN2 Calculation with Experiment(C/E)

Libraries	PWRM0205	PWRM0210	PWRM0305
U234/U	0.94	0.89	0.93
U235/U	1.01	0.99	1.00
U236/U	0.87	1.11	0.92
U238/U	1.00	1.00	1.00
Pu238/Pu	0.44	0.49	0.47
Pu239/Pu	0.98	1.01	0.99
Pu240/Pu	1.13	1.03	1.06
Pu241/Pu	0.80	0.73	0.90
Pu242/Pu	0.83	0.75	0.88

Table 5.7 SAXTON CORE-II Sample(MY# 06: 20.2GWd/t) : Comparison of ORIGEN2 Calculation with Experiment(C/E)

Libraries	PWRM0205	PWRM0210	PWRM0305
U234/U	0.91	0.85	0.90
U235/U	1.01	0.99	1.00
U236/U	0.90	1.12	0.94
U238/U	1.00	1.00	1.00
Pu238/Pu	0.63	0.71	0.69
Pu239/Pu	0.97	1.02	0.98
Pu240/Pu	1.15	1.01	1.07
Pu241/Pu	0.84	0.74	0.93
Pu242/Pu	0.84	0.71	0.88

Table 5.8 SAXTON CORE-II Sample(MY# 10: 16.7GWd/t) : Comparison of ORIGEN2 Calculation with Experiment(C/E)

Libraries	PWRM0205	PWRM0210	PWRM0305
U234/U	0.95	0.89	0.94
U235/U	1.01	0.99	1.01
U236/U	0.85	1.07	0.89
U238/U	1.00	1.00	1.00
Pu238/Pu	0.65	0.72	0.70
Pu239/Pu	0.99	1.02	1.00
Pu240/Pu	1.11	0.99	1.04
Pu241/Pu	0.79	0.71	0.89
Pu242/Pu	0.77	0.68	0.82

6 結論

本作業では，JENDL-3.2 に基づく軽水炉 MOX 燃料用 ORIGEN2 ライブラリを作成した。軽水炉 UO_2 用ライブラリの場合と同様に，ライブラリの作成には SWAT が使用された。ライブラリの仕様は，今後国内の原子炉で使用することが考えられている典型的な MOX 燃料のデータに基づいて決定され，PWR MOX 燃料で 5 ライブラリ，BWR MOX 燃料で 7 ライブラリを作成した。MOX 燃料の場合には，検討すべきパラメータが多く，一つのライブラリですべての計算パラメータを包含するのは難しいが，本作業で作成したライブラリは作成パラメータについて十分検討を加えたために，パラメータサーチ等の目的にも使用可能であると考えられる。

PWR-MOX 燃料ライブラリでは，公開データが入手可能な PIE の解析を行い，主要なウラン及びプルトニウムに関しては 10 % 程度の差で同位体組成を算出していることがわかった。BWR-MOX ライブラリでは，PIE データが無いために旧ライブラリとの比較を行った。アクチニドについては核分裂性核種とマイナーアクチニドで新ライブラリと旧ライブラリの差が大きくなっていたが，核分裂生成物に関しては多くの核種で差は見られなかった。

本作業により，現在国内で標準的に使用されている核データライブラリ JENDL-3.2 をもとにした，軽水炉 UO_2 燃料用，軽水炉 MOX 燃料用そして高速炉燃料用 ORIGEN2 ライブラリが完成した。これら新ライブラリは，昨年度公開された ORLIBJ32 に組み込まれる予定である。

謝辞

本作業は，シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおける活動とし，当該ワーキンググループに参加した多くの委員からの有益なコメントともとに遂行した。以下に，ワーキンググループのメンバー（オブザーバーも含む）を示す。

氏名	所属
林 克己	日立エンジニアリング
月山 俊尚	日立エンジニアリング
井筒 定幸	日立製作所
青山 肇男	日立製作所
佐久間 孝之	日立製作所
佐治悦郎	東電ソフトウエア/総理府原子力安全室
山本 宗也	東芝/日本ニュークリアフュエル
安藤 良平	原研/東芝
田原 義壽	三菱重工
松本 英樹	三菱重工
尾上 昌晃	三菱重工
金子 俊幸	日本総合研究所
内藤 俶孝	ナイス（WG リーダー）
吉田 正	武蔵工業大学
北野 照明	三井造船
松村 哲夫	電力中央研究所 狛江研究所
笹原 昭博	電力中央研究所 狛江研究所
名内泰志	電力中央研究所 狛江研究所
青山 卓史	サイクル機構 大洗工学センター
石川 眞	サイクル機構 大洗工学センター
大川内 靖	サイクル機構 大洗工学センター
片倉 純一	原研 核データセンター
鈴木 敏夫	原研 分析センター
黒澤 正義	原研 燃料サイクル安全工学部
須山 賢也	原研 燃料サイクル安全工学部

参考文献

1) A. G. Croff. "ORIGEN2 – A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code". *ORNL-5621*, July 1980.

2) Tsuneo Nakagawa, Keiichi Shibata, Satoshi Chiba, Tokio Fukahori, Yutaka Nakajima, Yasuyuki Kikuchi, Toshihiko Kawano, Yukinori Kanda, Takaaki Ohsawa, Hiroyuki Matsunobu, Masayoshi Kawai, Atsushi Zukeran, Takashi Watanabe, Sin-iti Igarasi, Kazuaki Kosako, and Tetsuo Asami. "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2". *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 32, pp. 1259–1271, December 1995.

3) 須山賢也, 片倉純一, 大川内靖, 石川眞. "JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : ORLIBJ32". *JAERI-Data/Code 99-003*, February 1999.

4) Kenya Suyama, Jun-ichi Katakura, Yasushi Ohkawachi, and Makoto Ishikawa. "ORLIBJ32 : The Set of New Libraries of ORIGEN2 Code Based on JENDL-3.2". In *Proceedings of the PHYSOR 2000(CD-ROM), ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium*, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 2000. American Nuclear Society.

5) 田坂完二, 片倉純一, 井原均, 吉田正, 飯島俊吾, 中嶋龍三, 中川庸雄, 高野秀機. "JNDC による核分裂生成物の核データライブラリー — 第 2 版 —". *JAERI 1320*, September 1990.

6) 須山賢也, 岩崎智彦, 平川直弘. "統合化燃焼計算コードシステム SWAT". *JAERI-Data/Code 97-047*, November 1997.

7) 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎. "SRAC95; 汎用核計算コードシステム". *JAERI-Data/Code 96-015*, March 1996.

8) 関西電力株式会社. " 高 浜発電所原子炉設置変更許可申請書（1 号, 2 号, 3 号及び 4 号原子炉施設の変更）". May 1998.

9) Hiroshi Okuno, Naito Yoshitaka, and Ando Yoshihira. Private Communication, 1996.

10) 笹原昭博, 松村哲夫, G. Nicolaou. "高燃焼度 UO_2 燃料と MOX 燃料の照射後試験と解析コードの評価性能の検討". 電力 中央研究所報告 (T95012), January 1996.

11) " Standard Test Method for Atom Percent Fission in Uranium and Plutonium Fuel(Neodymium-148 Method)". In *annual Book of ASTM Standards*, Vol. 12.02, pp. 91–99. 1995. (E321-79).

12) A. G. Croff, M.A. Bjerke, G.W. Morrison, and L.M. Petrie. " Revised Uranium–Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer Code". *ORNL/TM-6051*, September 1978.

13) 日本原子力研究所核燃料施設安全性研究委員会臨界安全性 専門部会臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ. "臨界安全ハンドブック第 2 版". *JAERI-1340*, March 1999.

14) Kenya Suyama, Yoshinori Nakahara, Toshiyuki Kaneko, and Hiroshi Okuno. "Validation of SWAT for Burnup Credit Problems by Analysis of PIE of 17 × 17 PWR Fuel Assembly". In *Proceedings of the 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials(PATRAM98)*, Vol. 1, pp. 239–244, Paris,France, May 1998. French Ministries of Industry and Environment.

15) W.R. Smalley. "Saxton Core II Fuel Performance Evaluation Part I: Materials". *WCAP-3385-56 Part I*, September 1971.

16) R.J. Nodvik. "Saxton Core II Fuel Performance Evaluation Part II: Evaluation of Mass Spectrometric and Radiochemical Analyses of Irradiated Saxton Plutonium Fuel". *WCAP-3385-56 Part II*, July 1970.

17) W.R. Smalley. "Saxton Core III Fuel Materials Performance". *WCAP-3385-57*, July 1974.

18) R.F. Barry. "LEOPARD – A Spectrum Dependent Non-Spatial Depletion Code for the IBM–7094". *WCAP-3269-26*, September 1963.

19) R.J. Nodvik. "Supplementary Report on Evaluation of Mass Spectrometric and Radiochemical Analyses of Yankee Core I Spent Fuel, Including Isotopes of Elements Thorium Through Curium". *WCAP-6086*, August 1969.

付録

本レポートで採用したモデル化の妥当性を検証するために，3 章で示した，欧州の PWR を対象として行われた PIE の解析を行うためのライブラリを作成し，実験値と比較を行った。そのライブラリの作成においては，単一ピンセル体系を用いてライブラリを作成する手法は本文中で述べた新ライブラリ作成の場合と同様であるが，燃料集合体の形式，燃料棒ピッチ，H/U 比，Pu 富化度，Pu 組成等の条件は，PIE が行われた解析対象燃料の緒元から得て，ライブラリを作成している。

この解析では，14×14 燃料集合体の緒元と，PIE が行われた燃料の Pu 富化度や Pu 組成を初期組成として与えてライブラリを作成した。**Table A.1** にアクチニドの，**Table A.2** および **Table A.3** に FP の，MOX1 サンプルの実験値に対する計算値の比を示した。

これらの表に示されているように，照射条件に一致した条件でライブラリを作成した場合には，主要ウランおよびプルトニウム同位体の生成消滅量を総じて 5 % 以内の差で計算していることがわかる。すなわち，**Table 3.1** に示された 17×17 燃料の条件に基づいて作成したライブラリを使用した場合に比較をして，^{239}Pu の残存量の過大評価が解消されている。

この結果から，ライブラリ作成条件を燃料の照射条件に合わせて解析を行えば，照射後の MOX 燃料サンプルの同位体組成を精度良く求めることが可能であることが理解される。すなわち，MOX 燃料の場合でも UO_2 燃料の場合と同様に，単一ピンセル体系でライブラリを作成しても，十分な計算精度を得ることが可能であることが示された。

Table A.1 Results of Analysis of PIE (C/E) using the libraries prepared for this PIE analyses – Actinides: MOX Fuels Irradiated in European commercial PWR

Isotope	C/E (MOX1)
U234	1.04
U235	1.06
U236	0.91
U238	1.00
NP237	0.77
PU238	0.96
PU239	0.96
PU240	1.02
PU241	0.95
PU242	0.99
AM241	0.90
AM242M	0.91
AM243	0.82
CM242	1.06
CM244	0.85
CM245	0.92
CM246	0.54

Table A.2 Results of Analysis of PIE (C/E) using the libraries prepared for this PIE analyses – FP-1: MOX Fuels Irradiated in European commercial PWR

Isotope	C/E (MOX1)
RB 85	1.10
RB 87	0.86
SR 86	0.18
SR 88	0.76
SR 90	0.84
Y 89	0.96
RU106	1.07
CS133	0.93
CS134	0.88
CS135	0.94
CS137	0.94
LA139	1.18
CE140	1.00
CE142	0.96
CE144	0.85
PR141	1.06

Table A.3 Results of Analysis of PIE (C/E) using the libraries prepared for this PIE analyses – FP-2: MOX Fuels Irradiated in European commercial PWR

Isotope	C/E (MOX1)
ND142	0.80
ND143	0.97
ND144	0.87
ND145	1.01
ND146	0.98
ND148	1.00
ND150	0.99
PM147	1.12
SM147	0.96
SM148	0.96
SM149	1.28
SM150	0.92
SM151	1.05
SM152	1.17
SM154	0.98
EU153	0.95
EU154	0.39
EU155	1.05
GD154	0.86
GD155	0.96
GD156	0.83
GD158	1.13
GD160	2.57

This is a blank page.

JENDL-3.2に基づく軽水炉MOX燃料用ORIGEN2ライブラリ