

# ВЛИЯНИЕ БИБЛИОТЕК ОЦЕНЕННЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЁТА ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА С МИНОРНЫМИ АКТИНИДАМИ В РЕАКТОРЕ ВВЭР

Г.В. Карпович\*, Ю.А. Казанский\*\*, К.А. Баханцов\*\*, К.А. Исанов\*\*,  
Н.О. Кушнир\*\*\*\*

\* ПАО «ПЗ Сигнал»

249035, Калужская обл., г. Обнинск, пр. Ленина, 121

\*\* ИАТЭ НИЯУ МИФИ

249039, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

\*\*\* АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

\*\*\*\* НИЦ «Курчатовский институт»

123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1



Приводится оценка влияния библиотек ядерных данных ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JEFF 3.1 и JEFF 3.1.1 на результаты расчётов некоторых функционалов для системы на основе реактора ВВЭР-1200 с топливом с существенной долей (до 10%) минорных актинидов (МА). Получены основные оценки погрешностей, создаваемых библиотеками, при расчётах систем с минорными актинидами на основе реактора ВВЭР-1200:

– для реактивности  $\sigma_p = 0,3\beta_{эфф}$ ;

– для изотопных составов МА  $\epsilon \leq 5\%$  (погрешность для каждого конкретного изотопа различна);

– для суммарной массы накапливаемых МА  $\epsilon_m = 0,8\%$ .

Сделаны выводы о необходимости дальнейшего уточнения данных о МА в библиотеках исходя из характера расчетных задач, которые диктуют требования к точности ядерных констант. Показано, что расчеты систем на основе ВВЭР-1000/1200/1300 с МА должны производиться с использованием нескольких библиотек оцененных ядерных данных, созданных в разных организациях и базирующихся на максимально большом количестве неповторяющихся наборов экспериментальных данных.

**Ключевые слова:** минорные актиниды, библиотеки оцененных ядерных данных, ядерное топливо, выгорание, ВВЭР, метод Монте-Карло, точность расчётов.

*Карпович Г.В., Казанский Ю.А., Баханцов К.А., Исанов К.А., Кушнир Н.О.* Влияние библиотек оцененных ядерных данных на результаты расчёта выгорания топлива с минорными актинидами в реакторе ВВЭР. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 2. – С. 56-68. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.2.05>.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Нейтронно-физические расчёты выгорания ядерного топлива с использованием минорных актинидов (Np, Am, Cm) в настоящее время занимают особую нишу среди НИОКР по

© Г.В. Карпович, Ю.А. Казанский, К.А. Баханцов, К.А. Исанов, Н.О. Кушнир, 2023

перспективным топливным циклом ядерной энергетики. Актуальность таких расчётов связана с тем, что существует консенсус о необходимости утилизации минорных актинидов ввиду их высокой радиотоксичности, тепловыделения при достаточно длительных периодах полураспада. При этом так и не сделан выбор в пользу той или иной концепции утилизации МА [1]. Расчётные оценки количества накапливаемых МА в разных реакторах приведены уже достаточно давно [2], однако для оценки выгорания ядерного топлива с большой загрузкой МА в начале кампании требуются надёжные библиотеки оцененных ядерных данных с исчерпывающей информацией о сечениях для МА.

Исследования по оценке влияния данных из различных библиотек на результаты расчёта можно разделить на две категории:

- чисто расчётные работы, когда изучаются расхождения между библиотеками оцененных данных при моделировании какой-либо системы с делящимися материалами без ссылки на эксперимент;

- работы с экспериментом, где экспериментальные данные по какой-либо системе сравниваются с расчётной моделью, выполненной с использованием различных библиотек.

Расчёты позволяют быстро оценить влияние библиотек на результат, однако может возникнуть ситуация, когда некоторые сечения находятся в хорошем согласии между библиотеками, но при этом значительно расходятся с экспериментами. Например, в работе [3] целый набор параметров (интегральное сечение радиационного захвата для  $^{243}\text{Am}$ , резонансные интегралы деления для  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ), полученных экспериментально, в разы отличался от того, что было указано в проверяемых библиотеках. Такое рассогласование между расчетными ожиданиями и реальной физикой активной зоны реактора незаметно без эксперимента, поэтому любая современная проектируемая система с МА требует обязательной экспериментальной проверки на критстендах. Обычно такие расхождения наблюдаются, если при создании разных библиотек использовался один и тот же набор исходных данных, либо этот набор не корректировался при создании новой библиотеки на базе предыдущей. Такие наследования практикуются нередко и легко заметны при рассмотрении изменений по версиям той или иной библиотеки оцененных ядерных данных [4, 5].

К сожалению, вопрос о влиянии библиотек оцененных ядерных данных при расчётах топлива с минорными актинидами в большинстве работ обходится стороной. Обычно выбирается одна библиотека для расчётов, иногда информация о выбранной библиотеке не указывается. При наличии проблем с данными о сечениях для минорных актинидов игнорирование расхождений между библиотеками и отсутствие расчётов по нескольким библиотекам снижает доверие к полученным результатам.

Данная работа является попыткой оценить влияние различий между библиотеками оцененных ядерных данных на рассчитываемые функционалы при моделировании выгорания топлива с минорными актинидами в системе на основе реактора ВВЭР-1200 – на динамику реактивности по мере выгорания, на изменение масс минорных актинидов и их изотопный состав. Получение неопределенностей расчетных функционалов позволяет оценить точность моделирования топливных циклов с загрузкой минорных актинидов в РУ ВВЭР.

## РАСЧЁТНАЯ МОДЕЛЬ

Поставленная задача требует наличия в топливе существенной доли минорных актинидов (в данной работе – около 10%) для демонстрации влияния библиотек оцененных ядерных данных на результат. На основании этого, моделируемый топливный цикл должен иметь две особенности:

- приток минорных актинидов в цикл извне (желательно с фиксированным составом) от ВВЭР;

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

– высокое обогащение топлива для поддержания  $k_{\infty}$  не ниже подкритического уровня, чтобы приблизить модель к условиям реально работающего реактора.

В работе рассматривается топливный цикл, схема которого приводится на рис. 1.

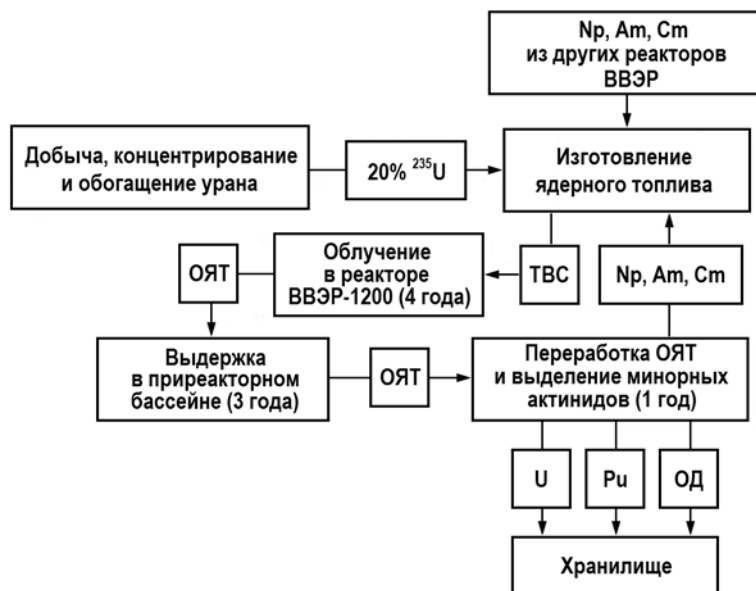


Рис. 1. Схема топливного цикла для реактора на тепловых нейтронах с рециркуляцией минорных актинидов

Поскольку задачей исследования является получение неопределенностей расчетных функционалов, возникающих из-за различия информации о МА в разных библиотеках оцененных ядерных данных, то расчетная модель должна позволять получить необходимые неопределенности с минимальным вкладом остальных факторов. Поэтому была выбрана двумерная модель ТВС ВВЭР-1200 в бесконечной размножающей среде без методов контроля критичности – этим отсекается влияние выгорающих поглотителей и борной кислоты в теплоносителе, а также характерных для реальной активной зоны пространственных эффектов и утечки нейтронов. Точное значение утечки нейтронов для реакторов ВВЭР-1200 зависит от особенностей загрузки краевых ТВС, поэтому в работе было принято среднее значение утечки в 2% ( $k_{\infty}$  в приводимых расчетах не снижается ниже 1,02). Для правильного контроля  $k_{\infty}$  в модели была реализована следующая схема перегрузок: твэлы разбиты на четыре группы с разной глубиной выгорания топлива, различие глубин выгорания соответствует одному году пребывания в активной зоне реактора, твэлы разных групп равномерно размещены по всему объему ТВС для уменьшения гетерогенных эффектов.

По окончании кампании реактора топливо с наибольшей глубиной выгорания заменяется на свежее. Изотопный состав свежего топлива формируется следующим образом: в уран с обогащением 20% по  $^{235}\text{U}$  (учитывая нормативы МАГАТЭ) добавляются МА из ОЯТ предыдущей загрузки, выдержанного в течение четырех лет (для упрощения модели полагается, что четырехлетняя выдержка происходит «мгновенно»), а также МА из других реакторов ВВЭР-1200. Предварительно была сделана оценка максимального годового потока МА, которые могут быть загружены в ВВЭР-1200 вместе с топливом, обогащенным 20%  $^{235}\text{U}$ , без снижения  $k_{\infty}$  ниже 1,02 в процессе выгорания – она соответствует годовой выработке МА в 23-х реакторах ВВЭР-1200 (16,8 кг МА на одну ТВС). Изотопный состав МА, поступаемых извне, также был определен заранее и соответствует составу МА, выгружаемых после четырехлетнего облучения ТВС ВВЭР-1200 с обогащением топлива 4,95% (см. табл. 1). Плотность и суммарное количество тяжелых ядер в

свежем топливе остаются неизменными и добавляемые минорные актиниды замещают собой ядра  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  с сохранением обогащения.

Таблица 1

**Изотопный состав МА, загружаемых в ТВС извне**

Изотоп	$^{237}\text{Np}$	$^{241}\text{Am}$	$^{243}\text{Am}$	$^{243}\text{Cm}$	$^{244}\text{Cm}$	$^{245}\text{Cm}$	$^{246}\text{Cm}$
% ат.	53,36	25,09	14,96	0,05	5,96	0,53	0,05

В начале расчётов в модели ТВС размещено топливо с выгоранием, соответствующее стационарному режиму перегрузок реактора ВВЭР-1200, которое затем по мере выгорания заменяется на свежее на основе 20%  $^{235}\text{U}$  с добавлением МА. Нормированная мощность – 19,75 МВт/ТВС, длительность облучения и выдержки – по 1460 суток соответственно. Общее число кампаний реактора – 30. Моделирование многократных перегрузок топлива с накоплением минорных актинидов позволит реализовать кумулятивный эффект для всех имеющихся расхождений между библиотеками оцененных ядерных данных.

В расчётах контролировались следующие параметры:  $k_{\infty}$  в начале и конце кампании реактора, масса и изотопный состав МА.

Расчёты проводились с помощью комплекса нейтронно-физического моделирования Serpent 2.1.32 (VTT, Финляндия) [6] с использованием библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JEFF 3.1., JEFF 3.1.1, поставляемых производителем комплекса [7].

**РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЁТОВ**

После проведения расчётов топливного цикла (рис. 1) из 30-ти последовательных перегрузок топлива с использованием различных библиотек оцененных ядерных данных были получены изотопные составы выгружаемого ОЯТ, а также динамика реактивности на начало и конец кампании.

К сожалению, в открытых публикациях отсутствуют экспериментальные данные по облучению уран-оксидного топлива с высоким содержанием МА в тепловом и быстром спектрах. Поэтому в данной работе для оценки влияния библиотек оцененных ядерных данных на результат производилось вычисление среднего значения функционалов и их отклонение для каждой библиотеки.

Таблица 2

**Изотопный состав минорных актинидов в выгружаемом ОЯТ после пятой кампании реактора**

Изотоп	Ядер $\times 10^{24}/\text{см}^3$					$\Delta$ , %			
	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0	Среднее	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
$^{234}\text{U}$	4,69E-6	4,73E-6	4,56E-6	4,61E-6	4,65E-6	-0,95	-1,75	1,82	0,88
$^{236}\text{U}$	4,00E-4	4,00E-4	4,00E-4	4,01E-4	4,00E-4	0,09	0,08	0,08	-0,25
$^{236}\text{Np}$	7,81E-9	6,02E-9	7,80E-9	7,39E-9	7,25E-9	-7,70	17,05	-7,51	-1,83
$^{237}\text{Np}$	3,15E-4	3,13E-4	3,12E-4	3,13E-4	3,13E-4	-0,60	0,14	0,51	-0,05
$^{238}\text{Pu}$	2,63E-4	2,66E-4	2,58E-4	2,57E-4	2,61E-4	-0,93	-1,74	1,19	1,48
$^{239}\text{Pu}$	2,94E-4	2,94E-4	2,94E-4	2,93E-4	2,94E-4	-0,10	-0,05	-0,14	0,29
$^{240}\text{Pu}$	4,33E-5	4,33E-5	4,31E-5	4,31E-5	4,32E-5	-0,20	-0,20	0,12	0,28
$^{241}\text{Pu}$	3,08E-5	3,08E-5	3,10E-5	3,09E-5	3,09E-5	0,31	0,19	-0,39	-0,10
$^{242}\text{Pu}$	1,96E-5	1,96E-5	1,85E-5	1,87E-5	1,91E-5	-2,68	-2,68	3,14	2,23

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Таблица 2 (продолжение)

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
<sup>241</sup> Am	6,31E-5	6,31E-5	7,32E-5	7,27E-5	6,80E-5	7,17	7,24	-7,60	-6,81
<sup>243</sup> Am	6,65E-5	6,64E-5	6,63E-5	6,64E-5	6,64E-5	-0,14	0,01	0,10	0,02
<sup>242</sup> Cm	1,04E-5	1,04E-5	1,04E-5	1,04E-5	1,04E-5	-0,07	-0,13	0,07	0,13
<sup>243</sup> Cm	1,03E-6	1,03E-6	9,97E-7	9,98E-7	1,02E-6	-1,76	-1,79	1,85	1,70
<sup>244</sup> Cm	9,34E-5	9,35E-5	9,40E-5	9,26E-5	9,34E-5	-0,02	-0,11	-0,67	0,79
<sup>245</sup> Cm	1,68E-5	1,68E-5	1,68E-5	1,79E-5	1,71E-5	1,60	1,49	1,76	-4,86
<sup>246</sup> Cm	1,99E-6	1,99E-6	1,98E-6	2,08E-6	2,01E-6	0,91	0,90	1,50	-3,32
<sup>247</sup> Cm	9,28E-8	9,30E-8	8,96E-8	8,50E-8	9,01E-8	-3,00	-3,18	0,58	5,61
<sup>248</sup> Cm	1,13E-8	1,14E-8	1,16E-8	1,24E-8	1,17E-8	2,89	2,73	0,66	-6,28
<sup>250</sup> Cm	2,70E-15	2,72E-15	2,68E-15	2,01E-15	2,53E-15	-6,92	-7,62	-5,99	20,53
<sup>247</sup> Bk	2,84E-17	2,72E-17	1,14E-17	1,71E-17	2,10E-17	-35,28	-29,45	45,84	18,89
<sup>249</sup> Bk	2,78E-10	2,79E-10	2,74E-10	2,96E-10	2,81E-10	1,39	0,96	2,69	-5,04
<sup>248</sup> Cf	4,25E-16	4,22E-16	2,56E-15	1,98E-15	1,35E-15	68,42	68,67	-90,31	-46,78
<sup>249</sup> Cf	2,13E-10	2,14E-10	2,09E-10	2,18E-10	2,13E-10	0,26	-0,16	1,86	-1,96
<sup>250</sup> Cf	1,27E-10	1,28E-10	1,23E-10	1,33E-10	1,28E-10	0,58	-0,02	3,44	-4,00
<sup>251</sup> Cf	7,93E-17	8,06E-17	2,25E-20	5,88E-17	5,47E-17	-45,07	-47,36	99,96	-7,53
<sup>252</sup> Cf	1,85E-17	1,86E-17	1,30E-20	1,38E-17	1,27E-17	-44,98	-46,41	99,90	-8,51

Таблица 3

**Изотопный состав минорных актинидов в выгружаемом ОЯТ после 30-й кампании реактора**

Изотоп	Ядер × 10 <sup>24</sup> /см <sup>3</sup>					ε, %			
	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0	Среднее	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
<sup>234</sup> U	8,07E-6	8,11E-6	8,02E-6	8,09E-6	8,07E-6	0,00	-0,53	0,68	-0,15
<sup>236</sup> U	3,46E-4	3,46E-4	3,47E-4	3,47E-4	3,47E-4	0,16	-0,01	0,01	-0,17
<sup>236</sup> Np	3,91E-8	2,97E-8	3,89E-8	3,56E-8	3,58E-8	-9,15	17,05	-8,52	0,61
<sup>237</sup> Np	9,26E-4	9,10E-4	9,09E-4	9,20E-4	9,16E-4	-1,04	0,65	0,79	-0,40
<sup>238</sup> Pu	5,04E-4	5,06E-4	5,03E-4	5,02E-4	5,04E-4	-0,02	-0,54	0,18	0,38
<sup>239</sup> Pu	3,27E-4	3,27E-4	3,29E-4	3,28E-4	3,28E-4	0,33	0,12	-0,44	-0,01
<sup>240</sup> Pu	6,29E-5	6,30E-5	6,30E-5	6,25E-5	6,29E-5	-0,08	-0,25	-0,27	0,60
<sup>241</sup> Pu	3,62E-5	3,63E-5	3,66E-5	3,63E-5	3,64E-5	0,31	0,22	-0,65	0,12
<sup>242</sup> Pu	2,69E-5	2,68E-5	2,68E-5	2,69E-5	2,69E-5	0,00	0,15	0,10	-0,25
<sup>241</sup> Am	1,44E-4	1,43E-4	1,68E-4	1,67E-4	1,56E-4	7,57	7,75	-8,08	-7,25
<sup>243</sup> Am	1,78E-4	1,77E-4	1,77E-4	1,78E-4	1,77E-4	-0,26	0,23	0,24	-0,20
<sup>242</sup> Cm	1,87E-5	1,87E-5	1,92E-5	1,91E-5	1,90E-5	1,17	1,11	-1,25	-1,03
<sup>243</sup> Cm	1,98E-6	1,98E-6	2,00E-6	1,99E-6	1,99E-6	0,25	0,36	-0,38	-0,23
<sup>244</sup> Cm	3,39E-4	3,39E-4	3,42E-4	3,36E-4	3,39E-4	-0,11	-0,07	-0,78	0,95
<sup>245</sup> Cm	7,02E-5	7,05E-5	7,06E-5	7,36E-5	7,12E-5	1,38	1,07	0,87	-3,32
<sup>246</sup> Cm	3,06E-5	3,06E-5	3,05E-5	3,19E-5	3,09E-5	0,93	0,85	1,44	-3,23



Таблица 3 (продолжение)

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
<sup>247</sup> Cm	3,70E-6	3,71E-6	3,37E-6	2,90E-6	3,42E-6	-8,14	-8,43	1,45	15,13
<sup>248</sup> Cm	1,33E-6	1,34E-6	1,41E-6	1,38E-6	1,37E-6	2,33	1,74	-3,41	-0,66
<sup>250</sup> Cm	1,08E-12	1,09E-12	1,10E-12	7,61E-13	1,01E-12	-6,75	-8,26	-9,49	24,49
<sup>247</sup> Bk	6,75E-15	6,60E-15	2,79E-15	5,13E-15	5,32E-15	-26,98	-24,05	47,45	3,58
<sup>249</sup> Bk	4,38E-8	4,44E-8	4,48E-8	4,42E-8	4,43E-8	1,08	-0,16	-1,10	0,18
<sup>248</sup> Cf	1,94E-13	1,95E-13	1,24E-12	8,56E-13	6,20E-13	68,71	68,62	-99,25	-38,08
<sup>249</sup> Cf	6,77E-8	6,83E-8	6,81E-8	6,56E-8	6,74E-8	-0,46	-1,26	-1,05	2,77
<sup>250</sup> Cf	2,37E-8	2,38E-8	2,32E-8	2,29E-8	2,34E-8	-1,08	-1,87	0,78	2,17
<sup>251</sup> Cf	4,98E-14	5,06E-14	2,41E-19	3,49E-14	3,38E-14	-47,29	-49,64	100,00	-3,07
<sup>252</sup> Cf	1,19E-14	1,21E-14	1,05E-19	8,39E-15	8,10E-15	-47,03	-49,48	100,00	-3,49

Изотопный состав выгружаемого ОЯТ с минорными актинидами после пятой и 30-й кампаний реактора приведен в табл. 2, 3. Пятая кампания была выбрана потому, что в её конце происходит первое извлечение отработавшего топлива с начальным обогащением 20% и большой загрузкой МА. Кроме состава МА дополнительно приведены данные по <sup>234</sup>U и <sup>236</sup>U, поскольку эти нуклиды дополнительно накапливаются в топливе в существенном количестве из-за высокого уровня обогащения топлива. В общей массе минорных актинидов <sup>234</sup>U и <sup>236</sup>U не учитываются.

Из таблиц 2, 3 видно, что для <sup>237</sup>Np, всех изотопов плутония, <sup>243</sup>Am, <sup>243</sup>Cm – <sup>246</sup>Cm расхождение между данными библиотек не превышает 5%. Это логично, поскольку указанные изотопы накапливаются в значимых количествах, что нивелирует расхождения сечений между библиотеками. Такой эффект особенно заметен при сравнении расхождений между пятой и 30-й кампаниями. <sup>241</sup>Am несколько выбивается из статистики, поскольку в библиотеках JEFF-3.1 и JEFF-3.1.1 его сечения в тепловой области являются некорректными [8]. Для <sup>249</sup>Bk, <sup>249</sup>Cf, <sup>250</sup>Cf расхождения не превышают 4%.

Таблица 4  
**Суммарные массы минорных актинидов, извлекаемых из одной ОТВС после четырёхлетней выдержки**

Кампания	m, кг					σ <sub>m</sub> , кг	ε <sub>m</sub> , %
	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0	Среднее		
1	2	3	4	5	6	7	8
1	0,78	0,77	0,78	0,78	0,78	0,004	0,47
2	0,75	0,74	0,74	0,75	0,74	0,004	0,52
3	0,70	0,70	0,69	0,70	0,70	0,004	0,59
4	11,28	11,22	11,42	11,46	11,35	0,10	0,86
5	11,97	11,92	12,12	12,15	12,04	0,10	0,80
6	12,33	12,28	12,47	12,50	12,40	0,09	0,75
7	12,52	12,48	12,66	12,69	12,59	0,09	0,71
8	19,67	19,56	19,87	19,94	19,76	0,15	0,78
9	20,12	20,02	20,34	20,40	20,22	0,16	0,77
10	20,34	20,23	20,56	20,62	20,44	0,16	0,76
11	20,47	20,37	20,68	20,75	20,57	0,15	0,75

Таблица 4 (продолжение)

1	2	3	4	5	6	7	8
12	25,41	25,25	25,65	25,74	25,51	0,20	0,77
13	25,72	25,56	25,97	26,07	25,83	0,20	0,77
14	25,86	25,69	26,11	26,20	25,97	0,20	0,77
15	25,95	25,79	26,20	26,30	26,06	0,20	0,76
16	29,43	29,21	29,67	29,80	29,53	0,23	0,77
17	29,66	29,44	29,90	30,03	29,75	0,23	0,76
18	29,75	29,52	29,99	30,12	29,84	0,23	0,77
19	29,82	29,59	30,06	30,19	29,91	0,23	0,77
20	32,29	32,02	32,52	32,68	32,37	0,25	0,77
21	32,45	32,18	32,68	32,84	32,54	0,25	0,76
22	32,52	32,24	32,74	32,91	32,60	0,25	0,77
23	32,57	32,30	32,80	32,95	32,65	0,25	0,76
24	34,34	34,03	34,56	34,74	34,42	0,27	0,77
25	34,47	34,15	34,67	34,86	34,54	0,26	0,76
26	34,51	34,19	34,72	34,91	34,58	0,27	0,77
27	34,55	34,24	34,76	34,94	34,62	0,26	0,76
28	35,84	35,49	36,03	36,24	35,90	0,28	0,77
29	35,93	35,57	36,11	36,32	35,98	0,28	0,77
30	35,96	35,60	36,14	36,35	36,01	0,28	0,77

Ожидаемого кумулятивного эффекта накопления расхождений между базами при расчёте топливного цикла с рециркуляцией минорных актинидов не наблюдается. Данный вывод подтверждается и динамикой накопления минорных актинидов, представленной в табл. 4.

На основании данных, приведенных в табл. 4, можно сделать два вывода:

- расчёты по разным библиотекам дают систематические отклонения: так, расчёты на основе JEFF выдают постоянный «недобор» массы минорных актинидов, тогда как по ENDF получается некоторое завышение относительно средней величины;
- погрешность суммарной массы минорных актинидов, вносимая библиотеками оцененных ядерных данных при расчёте систем на основе реактора ВВЭР-1200, слабо зависит от количества МА и не превышает 0,8% при небольших количествах МА в топливе (как во время кампаний 1 – 4, когда в реакторе еще присутствует топливо без добавления МА) погрешность будет иной.

Погрешность суммарной массы МА не является значимой для расчетов открытого топливного цикла, так как МА в этом случае дают незначительный вклад в энерговыделение, а их масса, в основном, определяется наработкой на изотопах плутония (для которых сечения известны с хорошей точностью). Но при расчете топливных циклов с рециркуляцией минорных актинидов погрешность их суммарной массы необходима для правильной оценки потоков делящихся материалов в топливном цикле.

На рисунке 2 представлено изменение реактивности реактора в начале и в конце его кампании. Реактивность представлена как среднее арифметическое от реактивностей, полученных в расчётах с разными библиотеками.

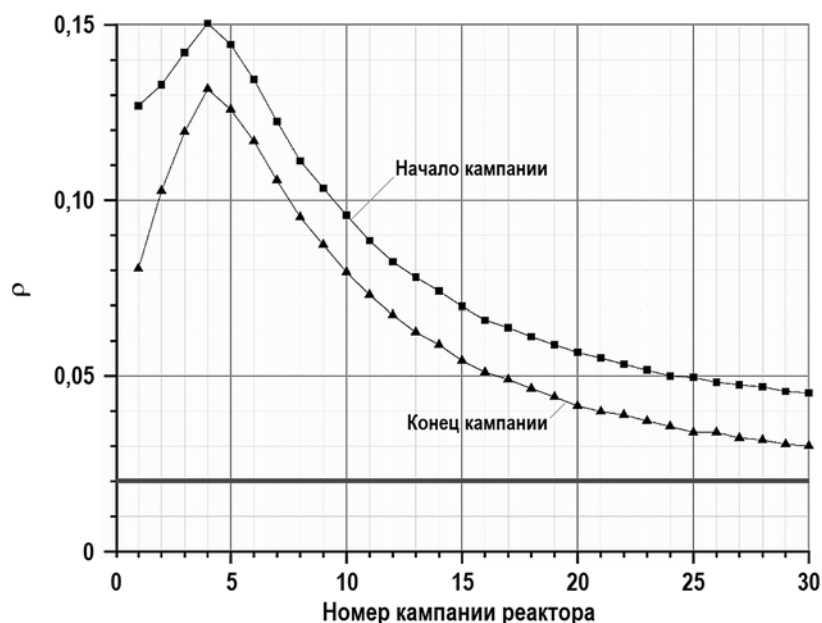


Рис. 2. Зависимость реактивности в начале и конце кампании реактора от номера кампании. Толстой линией показан минимальный запас реактивности с учетом бесконечной модели ТВС

Рост реактивности в первые четыре реакторные кампании обусловлен размещением топлива с 20%-м обогащением и МА в активную зону, которая до этого работала со стандартным для реактора ВВЭР-1200 топливом 4,4 – 4,9%. Постепенный спад реактивности в начале и в конце кампании, а также уменьшение запаса реактивности обусловлены растущей массой МА в топливе, которые работают как выгорающие поглотители и сырьевые изотопы для производства делящихся тепловых нейтронов.

В таблице 5 для наглядности приведены результаты расчётов реактивности (на основании данных о  $k_T$ ) в конце кампании с использованием разных библиотек.

Таблица 5

**Реактивность реактора в конце кампании**

Кампания	ρ					ε <sub>p</sub> , %			
	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0	Среднее	JEFF-3.1	JEFF-3.1.1	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VII.0
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	1,237E-1	1,243E-1	1,287E-1	1,309E-1	1,269E-1	-2,53	-2,06	1,42	3,18
2	1,291E-1	1,311E-1	1,348E-1	1,365E-1	1,329E-1	-2,86	-1,34	1,43	2,77
3	1,391E-1	1,410E-1	1,438E-1	1,443E-1	1,421E-1	-2,09	-0,76	1,23	1,61
4	1,487E-1	1,485E-1	1,520E-1	1,523E-1	1,504E-1	-1,12	-1,27	1,10	1,29
5	1,422E-1	1,429E-1	1,461E-1	1,460E-1	1,443E-1	-1,42	-0,96	1,22	1,16
6	1,321E-1	1,328E-1	1,360E-1	1,365E-1	1,343E-1	-1,67	-1,16	1,22	1,62
7	1,201E-1	1,210E-1	1,237E-1	1,251E-1	1,225E-1	-1,96	-1,23	1,02	2,17
8	1,091E-1	1,093E-1	1,129E-1	1,132E-1	1,111E-1	-1,86	-1,61	1,60	1,87
9	1,019E-1	1,010E-1	1,054E-1	1,053E-1	1,034E-1	-1,42	-2,33	1,94	1,81
10	9,360E-2	9,443E-2	9,709E-2	9,771E-2	9,571E-2	-2,20	-1,33	1,44	2,09
11	8,718E-2	8,717E-2	8,926E-2	9,013E-2	8,844E-2	-1,42	-1,44	0,93	1,92



Таблица 5 (продолжение)

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
12	8,096E-2	8,100E-2	8,299E-2	8,474E-2	8,242E-2	-1,77	-1,72	0,69	2,81
13	7,743E-2	7,657E-2	7,900E-2	7,930E-2	7,808E-2	-0,83	-1,93	1,19	1,57
14	7,233E-2	7,215E-2	7,535E-2	7,672E-2	7,414E-2	-2,44	-2,68	1,64	3,48
15	6,882E-2	6,808E-2	7,063E-2	7,155E-2	6,977E-2	-1,36	-2,43	1,24	2,55
16	6,494E-2	6,499E-2	6,648E-2	6,747E-2	6,597E-2	-1,56	-1,48	0,78	2,27
17	6,219E-2	6,243E-2	6,556E-2	6,524E-2	6,385E-2	-2,61	-2,23	2,67	2,17
18	6,015E-2	6,024E-2	6,192E-2	6,252E-2	6,121E-2	-1,73	-1,58	1,17	2,14
19	5,798E-2	5,716E-2	5,996E-2	6,090E-2	5,900E-2	-1,72	-3,12	1,62	3,22
20	5,532E-2	5,500E-2	5,810E-2	5,873E-2	5,679E-2	-2,58	-3,15	2,31	3,42
21	5,419E-2	5,397E-2	5,618E-2	5,643E-2	5,519E-2	-1,82	-2,21	1,78	2,25
22	5,163E-2	5,308E-2	5,392E-2	5,489E-2	5,338E-2	-3,28	-0,56	1,01	2,83
23	5,119E-2	5,002E-2	5,191E-2	5,385E-2	5,174E-2	-1,07	-3,33	0,32	4,08
24	4,931E-2	4,832E-2	5,067E-2	5,186E-2	5,004E-2	-1,45	-3,44	1,25	3,64
25	4,868E-2	4,934E-2	5,013E-2	5,050E-2	4,966E-2	-1,98	-0,65	0,95	1,69
26	4,799E-2	4,719E-2	4,839E-2	4,947E-2	4,826E-2	-0,56	-2,22	0,26	2,51
27	4,614E-2	4,602E-2	4,831E-2	4,994E-2	4,760E-2	-3,08	-3,32	1,48	4,92
28	4,477E-2	4,667E-2	4,742E-2	4,882E-2	4,692E-2	-4,58	-0,53	1,06	4,05
29	4,428E-2	4,471E-2	4,597E-2	4,764E-2	4,565E-2	-3,00	-2,06	0,70	4,36
30	4,319E-2	4,522E-2	4,572E-2	4,680E-2	4,523E-2	-4,51	-0,03	1,08	3,47

Данные табл. 5 подтверждают характер расхождений, ранее продемонстрированный в табл. 4 на примере суммарных масс извлекаемых МА: библиотеки JEFF дают устойчивое отклонение реактивности «в минус» по сравнению со средним значением, тогда как ENDF – «в плюс». Это связано как с различием изотопного состава в каждом случае, так и с разными сечениями в базах. Поиск первопричины таких различий требует детальных расчётов с варьированием каждого сечения взаимодействия нейтронов с ядром, а потому является отдельным предметом для исследования и выходит за рамки данной статьи.

Если учесть, что эффективная доля запаздывающих нейтронов в расчётах колебалась около значения  $\beta_{эфф} = 5,5 \cdot 10^{-3}$ , то по данным из табл. 5 стандартное отклонение реактивности, обусловленное библиотеками оцененных ядерных данных, составляет  $\sigma_p = 0,3\beta_{эфф}$ . С учетом критерия  $3\sigma$  данный результат схож с аналогичной оценкой влияния библиотек при моделировании системы на быстрых нейтронах, где интервал значений критичности моделируемой системы составил  $\sim \beta_{эфф}$  [9].

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Из расчётов топливного цикла с рециркуляцией минорных актинидов при использовании разных библиотек оцененных ядерных данных можно сделать три важных вывода.

1. Для основных изотопов плутония  $^{239}\text{Pu} - ^{241}\text{Pu}$  влияние библиотек оцененных ядерных данных на изотопный состав не превышает 0,6%. Для МА, к сожалению, точность данных еще не достигла такого уровня, как для  $^{239}\text{Pu} - ^{241}\text{Pu}$ , а потому для минорных актинидов, которые накапливаются в ОЯТ в значимом количестве, влияние библиотек на изотопный состав увеличивается до 5% (в зависимости от изото-

па эта величина может принимать значения в интервале 0,2 – 5%). Суммарная масса накапливаемых МА – величина, более устойчивая к влиянию библиотек, и погрешность для нее не превышает 0,8%, что достаточно для хорошей оценки массовых потоков делящихся материалов в составе топливного цикла. Влияние различий сечений между библиотеками на реактивность составляет  $\sigma_p = 0,3\beta_{эфф}$  (величина того же порядка, что и физический вес одного кластера СУЗ ВВЭР-1200), что является приемлемой погрешностью при формировании критической загрузки ВВЭР на основе топлива с минорными актинидами.

2. Библиотеки от одной научной организации могут давать устойчивые отклонения от среднего значения. Этот аспект важно учитывать при выборе библиотек оцененных ядерных данных для расчетов топливных циклов с МА, поэтому рекомендуется делать расчеты с использованием библиотек от разных научных организаций и с разными наборами исходных экспериментальных данных, по которым эти библиотеки создавались.

3. Накопление значимых количеств МА в топливе приводит к уменьшению расхождений между результатами, полученными при использовании различных библиотек.

Точность имеющихся на сегодня библиотек оцененных ядерных данных позволяет решать задачи по расчету массовых потоков МА в составе ядерного топливного цикла, а также по определению динамики запаса реактивности в системах на основе ВВЭР-1000/1200/1300 по мере выгорания топлива с добавлением МА. Однако имеются задачи с расчетом коэффициентов реактивности, кинетики и динамики реактора, где существенное влияние на результат будут давать расхождения между библиотеками в ширинах и энергетических максимумах резонансов для МА, выходах осколков деления (особенно актуальна точность данных для «нейтронных ядов»  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{135m}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  – как их сечений, так и их выходов при делении тяжелых ядер), данных об эффективных долях запаздывающих нейтронов в групповом представлении и т.д. Требуемая точность расчетов необходимых функционалов зависит от поставленной задачи, а потому вывод о применимости (непригодности) существующих библиотек оцененных ядерных данных для МА может быть сделан только после изучения конкретных систем с конкретными задачами.

Приведенные в работе данные о влиянии библиотек оцененных ядерных данных на результаты расчетов выгорания топлива с минорными актинидами не опираются на эксперимент. С учетом взаимных компенсаций ошибок при расчетах, а также ранее обнаруженного эффекта [3] согласования данных между библиотеками при расхождении с экспериментом, для систем на основе РУ ВВЭР требуется проведение экспериментов по выгоранию топлива с МА с получением изотопного состава после облучения и выгрузки.

### **Дальнейшее развитие**

Нейтронно-физические расчеты не исчерпываются одним только выгоранием ядерного топлива. Расхождения между библиотеками оцененных нейтронных данных влияют на расчеты всех функционалов, потому имеет смысл изучить влияние библиотек на расчеты параметров безопасности и на результаты моделирования кинетики и динамики реакторных установок ВВЭР-1000/1200/1300, загруженных топливом с добавлением существенной доли минорных актинидов.

### **Благодарность**

Авторы статьи выражают благодарность доценту канд. физ.-мат. наук В.В. Колесову за консультации по вопросам структуры и порядка формирования библиотек оцененных ядерных данных.

### Литература

1. *International Atomic Energy Agency. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. / Proceedings of a Specialists Meeting, Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992, IAEA-TECDOC-693, IAEA, Vienna, 1993. – 128 p. Электронный ресурс: <https://www.iaea.org/publications/955/use-of-fast-reactors-for-actinide-transmutation-proceedings-of-a-specialists-meeting-obninsk-russian-federation-22-24-september-1992> (дата доступа 27.04.2023).*
2. *Колобашкин В.В., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д.* Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 384 стр.
3. *Блохин А.И., Блохин Д.А, Манохин В.Н., Митенкова Е.Ф., Новиков Н.В., Сипачев И.В., Соловьева Е.В.* Сравнительный анализ ядерных данных для задачи трансмутации актинидов. // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. – 2008. – Вып. 1-2. – С. 1-19. Электронный ресурс: <https://elibrary.ru/item.asp?id=24328743> (дата доступа 27.04.2023).
4. *McLane Victoria and Members of the Cross Section Evaluation Working Group.* ENDF/B-VI summary documentation. – National Nuclear Data Center USA, 1996. – 304 p. Электронный ресурс: <https://www-nds.iaea.org/public/documents/endl/endl201/endl-201.pdf> (дата доступа 27.04.2023).
5. *Chadwick M.B., Oblozhinsky P. et al.* ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology. // Nuclear Data Sheets. – 2006. – Vol. 107, – Iss. 12. – PP. 2931-3060. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nds.2006.11.001>.
6. *Leppaenen Jaakko.* Serpent – a Continuous-energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. User's Manual. – Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. – 164 p. Электронный ресурс: [http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent\\_manual.pdf](http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf) (дата доступа 24.04.2022).
7. *Leppaenen J., Viitanen T.* Cross section libraries for Serpent 1.1.7., Espoo. – Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2013. – 58 p.
8. *Leconte P., Antony M., Archier P., Bernard D., De Saint Jean C., Di Salvo J., Eschbach R., Geslot B., Gruel A., Tamagno P., Truchet G., Hudelot J.P.* Validation of actinide nuclear data based on reactivity worth experiments in a MOX-LWR spectrum. // Annals of Nuclear Energy. – 2020. – Vol. 139. – PP. 1-15. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107251>.
9. *Pandikumar G., Gopalakrishnan V., Mohanakrishnan P.* Impact of spread in minor actinide data from ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VI.8, JENDL-3.3 and JEFF-3.0 on an IAEA-CRP FBR benchmark for MA incineration. // Annals of Nuclear Energy. – 2008. – Vol. 35. – PP. 1519-1534. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2008.01.004>.

Поступила в редакцию 29.04.2023 г.

### Авторы

Карпович Глеб Владиславович, инженер-конструктор

E-mail: [gleb.karpovich@yandex.ru](mailto:gleb.karpovich@yandex.ru)

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, д.ф.-м.н.

E-mail: [iu.kazansky@yandex.ru](mailto:iu.kazansky@yandex.ru)

Баханцов Кирилл Алексеевич, инженер

E-mail: [bakhantsovka@oiate.ru](mailto:bakhantsovka@oiate.ru)

Исанов Кирилл Алексеевич инженер

E-mail: [isanov\\_kirill@mail.ru](mailto:isanov_kirill@mail.ru)

Кушнир Никита Олегович, лаборант-исследователь

E-mail: [kushnir\\_nikita@mail.ru](mailto:kushnir_nikita@mail.ru)

UDC 621.039.51

## Effects of Evaluated Nuclear Data Libraries on the Calculation Results for Fuel Burnup with Minor Actinides in a VVER Reactor

Karpovich G.W.\*, Kazansky Yu.A.\*\*, Bakhantsov K.A.\*\*\*, Isanov K.A.\*\*\*, Kushnir N.O.\*\*\*\*

\* Instrumental Enterprise Signal PJSC  
121 Lenin Ave., 249035 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

\*\* IATE MEPHI

1 Studgorodok, 249039 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

\*\*\* IPPE JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

\*\*\*\* Kurchatov Institute NRC

1 Acad. Kurchatov Sq., 123182 Moscow, Russia

### ABSTRACT

The paper deals with assessing the effects of the ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JEFF 3.1 and JEFF 3.1.1 nuclear data libraries on the results of calculating a number of functionals for a system based on a VVER reactor with fuel with a large fraction of minor actinides (up to 10%). Key estimates have been obtained for the errors introduced by libraries in calculations of systems with minor actinides (MA) based on a VVER-1200 reactor:

- for reactivity,  $\sigma_p = 0.3 \beta_{\text{eff}}$ ;
- for isotopic compositions with minor actinides,  $\leq 5\%$  (the error for each particular isotope is different);
- for the total mass of accumulated MAs,  $\varepsilon_m = 0.8\%$ .

Conclusions have been made with respect to the need for the further refinement of the library MA data proceeding from the nature of the calculation tasks that dictate the requirements for the accuracy of nuclear constants. It has been shown that systems based on VVER-1000/1200/3000 reactors with MAs need to be calculated using several libraries of evaluated nuclear data created at different organizations and based on the largest possible number of non-recurrent sets of experimental data.

**Key words:** minor actinides, evaluated nuclear data libraries, nuclear fuel, burnup, VVER reactor, Monte Carlo method, calculation accuracy.

Karpovich G.W., Kazansky Yu.A., Bakhantsov K.A., Isanov K.A., Kushnir N.O. Effects of Evaluated Nuclear Data Libraries on the Calculation Results for Fuel Burnup with Minor Actinides in a VVER Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 2, pp. 56-68; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.2.05> (in Russian).

### REFERENCES

1. International Atomic Energy Agency. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. *Proceedings of a Specialists Meeting, Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992*, IAEA-TECDOC-693, IAEA, Vienna, 1993, 128 p. Available at: <https://www.iaea.org/publications/955/use-of-fast-reactors-for-actinide-transmutation-proceedings-of-a-specialists-meeting-obninsk-russian-federation-22-24-september-1992> (accessed Apr. 27, 2023).
2. Kolobashkin V.V., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A., Sidorenko V.D. *Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel. Handbook*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983, 384 p. (in Russian).
3. Blokhin A.I., Blokhin D.A., Manokhin V.N., Mitenkova E.F., Novikov N.V., Sipachev I.V.,

Solovyeva E.V. Intercomparison of Actinide Nuclear Data for Transmutation. *VANT. Ser. Yadernye Konstanty*. 2008, iss. 1-2., pp. 1-19. Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=24328743> (accessed Apr. 27, 2023) (in Russian).

4. McLane Victoria and Members of the Cross Section Evaluation Working Group. *ENDF/B-VI Summary Documentation*. National Nuclear Data Center USA, 1996, 304 p. Available at: <https://www-nds.iaea.org/public/documents/endl/endl201/endl-201.pdf> (accessed Apr. 27, 2023).

5. Chadwick M.B., Oblozhinsky P. et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology. *Nuclear Data Sheets*, 2006, v. 107, iss. 12, pp. 2931-3060; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nds.2006.11.001>.

6. Leppaanen Jaakko. *Serpent – a Continuous-energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. User's Manual*. Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015, 164 p. Available at: [http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent\\_manual.pdf](http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf) (accessed Apr. 27, 2023).

7. Leppaanen J., Viitanen T. *Cross Section Libraries for Serpent 1.1.7.*, Espoo. Helsinki. VTT Technical Research Centre of Finland, 2013, 58 p.

8. Leconte P., Antony M., Archier P., Bernard D., De Saint Jean C., Di Salvo J., Eschbach R., Geslot B., Gruel A., Tamagno P., Truchet G., Hudelot J.P. Validation of Actinide Nuclear Data Based on Reactivity Worth Experiments in a MOX-LWR Spectrum. *Annals of Nuclear Energy*. 2020, v. 139, pp. 1-15; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107251>.

9. Pandikumar G., Gopalakrishnan V., Mohanakrishnan P. Impact of Spread in Minor Actinide Data from ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VI.8, JENDL-3.3 and JEFF-3.0 on an IAEA-CRP FBR Benchmark for MA Incineration. *Annals of Nuclear Energy*. 2008, v. 35, pp. 1519-1534; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2008.01.004>.

#### Authors

Gleb W. Karpovich, Design Engineer

E-mail: [gleb.karpovich@yandex.ru](mailto:gleb.karpovich@yandex.ru)

Yury A. Kazansky, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: [iu.kazansky@yandex.ru](mailto:iu.kazansky@yandex.ru)

Kirill A. Bakhantsov, Engineer

E-mail: [bakhantsovka@oiate.ru](mailto:bakhantsovka@oiate.ru)

Kirill A. Isanov, Engineer

E-mail: [isanov\\_kirill@mail.ru](mailto:isanov_kirill@mail.ru)

Nikita O. Kushnir, Assistant Researcher

E-mail: [kushnir\\_nikita@mail.ru](mailto:kushnir_nikita@mail.ru)