

## МЕТОДИКА ЭКВИВАЛЕНТИРОВАНИЯ ПЛУТОНИЯ РАЗЛИЧНОГО ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К СИСТЕМНЫМ ИССЛЕДОВАНИЯМ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

**Е.М. Яценко, А.Н. Чебесков, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников**  
*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Предлагается упрощенная методика корректировки начального обогащения, основанная на эквивалентировании изотопов урана, плутония, америция, нептуния, юрия по загрузке. Разработанная методика, обладая приемлемой точностью, позволяет не только корректировать обогащение, но и понизить степень неопределенности при проведении системных исследований атомной энергетике с учетом динамики изменения изотопного состава топлива при его многократном рецикле в быстрых реакторах.

**Ключевые слова:** изотопный состав плутония, быстрый реактор, обогащение топлива, плутониевый эквивалент, реактивность, длительность цикла.

**Key words:** plutonium isotopic composition, fast reactor, fuel enrichment, plutonium equivalent, reactivity, operation time.

### ВВЕДЕНИЕ

Ввод первых реакторов на быстрых нейтронах будет осуществляться на плутонии, полученном в тепловых ядерных реакторах. В строящемся в России реакторе БН-800 также будет использоваться плутоний оружейного качества, освобождаемый по программе утилизации плутония. Для ввода одного блока быстрого энергетического реактора мощностью порядка 1000 МВт потребуется плутоний, накопленный в отработавшем в течение года топливе нескольких блоков тепловых реакторов или одного блока в течение всего его срока службы. Как правило, такой плутоний отличается изотопным составом из-за разной глубины выгорания и разного времени выдержки. Поэтому даже в одном блоке быстрого реактора придется использовать плутоний разного изотопного состава. В силу этого при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива необходимо всякий раз устанавливать взаимно однозначное соответствие между изотопным составом плутония и его содержанием в свежем топливе (начальным обогащением) с помощью проведения сложных нейтронно-физических расчетов по корректировке начального обогащения при изменении изотопного состава топлива.

Изотопный состав плутония, который может использоваться в качестве горючего для запуска реакторов на быстрых нейтронах, зависит от источника получения плутония. Возможны три такие источника: тепловые энергетические реакторы, энергетические реакторы на быстрых нейтронах и плутоний, заявленный как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны [1]. Плутоний, полученный в тепловых ядерных реакторах и в активных зонах быстрых реакторов, будет содержать заметное (до 40% и более) количество высших изотопов (плутония-240, -241, -242, включая и плутоний-238). Избыточный плутоний, заявленный как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны [1], характеризуется, в основном, небольшим содержанием высших изотопов плутония, менее 10% от общего количества.

Количество высших изотопов в плутонии зависит от типа реактора-наработчика, истории облучения топлива в реакторе и времени выдержки облученного топлива до переработки и выделения плутония. Кроме того, изотопный состав плутония меняется со временем его хранения. При рециклировании плутония в тепловых реакторах доля высших изотопов в плутонии увеличивается. В быстрых реакторах при рециклировании плутония доля высших изотопов уменьшается, и устанавливается равновесное состояние.

При подпитке быстрого реактора плутонием с изменяющимся изотопным составом необходимо производить корректировку начальных обогащений смешанного уран-плутониевого топлива при его изготовлении. В противном случае в ТВС, изготовленных из разных партий плутония, энерговыделение может отличаться до ~30%, а отклонение от критического состояния реактора может достигать  $\pm 5\%$   $\Delta k/k$  [2, 3]. С увеличением количества высших изотопов плутония в смешанном топливе увеличиваются начальные обогащения и загрузка быстрого реактора. При этом начальные обогащения топлива и загрузка реактора могут изменяться в пределах до ~30% отн. при изменении изотопного состава плутония [2, 3]. Такой подход существенным образом усложняет технологию изготовления топлива и проведение системных расчетов баланса топливного цикла.

Поэтому возникла необходимость в упрощенной методике корректировки начального обогащения. Такая методика впервые была предложена американскими учеными Бейкером и Окрентом и основывалась на расчете коэффициентов реактивности по  $K_{эфф}$  в однокрупном приближении [4, 5]. Такой подход позволил сравнительно простым способом находить взаимно однозначное соответствие между изотопным составом плутония и начальным обогащением уран-плутониевого топлива, не производя сложных и затратных по времени нейтронно-физических расчетов реактора. Данная методика использовалась А.Н. Чебесковым применительно к быстрому реактору БН-800, и была включена в технологический процесс изготовления МОХ-топлива на нереализованном заводе Комплекс-300 [2, 6]. Несколько позже В.С. Каграманян, использовав системный подход, расширил и усовершенствовал эту методику, что позволило применять ее не к отдельным реакторам, а к системе ядерной энергетики в целом [3]. Усовершенствование методики корректировки начального обогащения заключалось в расчетах в однокрупном приближении коэффициентов реактивности с учетом выгорания, что позволило увеличить точность оценок величин начального обогащения.

Следует отметить, что сохранение реактивности реактора (сохранение величины  $K_{эфф}$ ) на середину цикла, строго говоря, не гарантирует сохранение длительности цикла ( $K_{эфф}$  на конец цикла), запаса реактивности ( $K_{эфф}$  на начало цикла), распределения мощности и других характеристик реактора. Поэтому величины изменений этих характеристик и их допустимость должны проверяться отдельно.

Вследствие расширения программного обеспечения и разработки программ, позволяющих точно рассчитать коэффициенты реактивности, появилась возможность усовершенствовать существующую ранее методику корректировки начального обогащения.

В работе рассматривается усовершенствованная методика корректировки начального обогащения топлива. Ее отличие заключается в том, что расчеты проводились в многогрупповом приближении с учетом младших актинидов (МА) с использованием программы RZA [7], позволяющей в двумерной геометрии  $(r, z)$  в режиме стационарных перегрузок рассчитать коэффициенты реактивности. Также появилась возможность сравнить точный и приближенный расчеты. Методика основывается на сохранении реактивности реактора в режиме стационарных перегрузок при изменении изотопного состава плутония. При этом сумма тяжелых ядер в топливе сохраняется постоянной. Изменение количества любого изотопа в топливной композиции выражается через соответствующее изменение количества плутония-239, эквивалентное по влиянию на рассматриваемый функционал. При этом необходимое содержание плутония в топливе определяется из условия сохранения плутониевого эквивалента топлива, т.е. эквивалентного (по влиянию на рассматриваемый функционал реактора) количества плутония-239. Поэтому определим плутониевый эквивалент нуклида  $AХ$  в зоне профилирования реактора  $m$  как количество  $^{239}\text{Pu}$ , которое, будучи размещенным в зоне  $m$ , эквивалентно по влиянию на длительность цикла реактора 1 кг данного нуклида в этой зоне

$$EAX_m = \frac{\partial T_c}{\partial MAX_m} / \frac{\partial T_c}{\partial MZ9PU_m}. \text{ При этом, строго говоря, для сохранения массы ТА бу-}$$

дем считать, что добавление (изъятие) некоторой массы нуклида  $AХ$  или  $^{239}\text{Pu}$  сопровождается изъятием (добавлением) такой же массы  $^{238}\text{U}$ .

В рассматриваемом варианте методика эквивалентирования позволяет сохранить длительность цикла реактора, что эквивалентно сохранению  $K_{эфф}$  реактора на конец цикла. Кроме того, сохраняется масса тяжелых атомов (ТА) в топливной композиции при изменении в ней количества плутония или при введении в нее младших актинидов. При этом увеличение массы какого-либо нуклида сопровождается уменьшением массы урана, что учитывается при расчете плутониевого эквивалента. Также следует отметить, что расчеты проводились в области линейной зависимости  $K_{эфф}$  от изменения массы нуклида в топливе.

### **МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ПЛУТОНИЯ В НАЧАЛЬНОЙ ЗАГРУЗКЕ ТОПЛИВА, ОСНОВАННАЯ НА ПОНЯТИИ ПЛУТОНИЕВОГО ЭКВИВАЛЕНТА**

Будем считать, что топливо реактора содержит в общем случае плутоний, уран и МА. При этом известен базовый состав топлива, обеспечивающий заданную длительность цикла реактора  $T_{c0}$  (эффективное время работы реактора на номинальной мощности между перегрузками), т.е. известны массовые проценты плутония, урана и МА в топливе, а также изотопный состав плутония, урана и нуклидный состав МА. Принимаем, что массовая доля и нуклидный состав МА известны (заданы), а суммарная масса тяжелых атомов в топливе сохраняется при изменении его состава. Требуется определить массовый процент плутония в топливе другого состава, в котором изотопные составы и содержания указанных компонент отличаются от базового.

Предположим, что длительность цикла реактора является функцией многих переменных и зависит от масс урана, плутония и МА, взятых со складов и находящихся в топливе на момент загрузки в реактор, как  $T(MUAX, MPAX, MMAH)$ .

Разложив выражение для длительности цикла реактора в ряд Тейлора в зависимости от масс нуклидов в зоне  $m$  и предположив, что при относительно небольших изменениях изотопного состава можно ограничиться членами первого порядка, получим

$$T_c = T_{c0} + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MPAX_m} \Delta(MPAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MUAX_m} \Delta(MUAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MMAX_m} \Delta(MMAX_m).$$

$MZAX_m$  – массы нуклидов  $AX$ , взятых со складов плутония ( $Z=P$ ), урана ( $Z=U$ ) и МА ( $Z=M$ ) и находящихся в топливе на момент загрузки в реактор;  $\sum_{AX}$  – суммирование по всем нуклидам ( $TA$ ), взятым с данного склада, за исключением  $^{238}U$ .

Из условия сохранения длительности цикла можно записать

$$\sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MPAX_m} \Delta(MPAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MUAX_m} \Delta(MUAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MMAX_m} \Delta(MMAX_m) = 0.$$

Поделив теперь обе части полученного уравнения на  $\frac{\partial T_c}{\partial MP39Pu}$  и записав  $\Delta(MZAXR_m)$  в виде  $\Delta(MZAXR_m) = MZAX_m - MZAX_{m0}$ , получим

$$\sum_{AX} EAX_m \cdot MPAX_m + \sum_{AX} EAX_m \cdot MUAX_m + \sum_{AX} EAX_m \cdot MMAX_m = \sum_{AX} EAX_m \cdot MAX_{m0},$$

где  $EAX_m = \frac{\partial T_c}{\partial MAX_m} / \frac{\partial T_c}{\partial M39Pu}$  – плутониевый эквивалент нуклида  $AX$  в зоне  $m$

(предварительно рассчитывается для реактора с базовым составом и задается,  $m = 1, 2, \dots, M$ );  $MAX_{m0}$  – масса нуклида  $AX$  в зоне  $m$  базового варианта реактора.

Поделим левую и правую части уравнения на массу  $TA$  в зоне  $m$  и умножим на 100, а также представим каждый член в виде

$$\sum_{AX} \frac{MZAX_m}{MTA_m} \cdot 100 \cdot \frac{\sum_{AX} EAX_m \cdot MZAX_m}{\sum_{AX} MZAX_m}.$$

Получим

$$PP_m \cdot EP_m + PU_m \cdot EU_m + PM_m \cdot EM_m = E_{0m},$$

где  $PZ_m = \frac{\sum_{AX} MZAX_m}{MTA_m} \cdot 100$  – массовый % плутония ( $Z = P$ ), урана ( $Z = U$ ) и МА ( $Z = M$ )

в тяжелом металле зоны  $m$ .

$$EZ_m = \frac{\sum_{AX} EAX_m \cdot MZAX_m}{\sum_{AX} MZAX_m} \text{ – плутониевый эквивалент 1 кг компоненты } Z.$$

$E_{0m} = \frac{100}{MTA_m} \cdot \sum_{AX} EAX_m \cdot MAX_{m0}$  – плутониевый эквивалент топлива зоны  $m$  с базовым составом, умноженный на 100 (предварительно рассчитывается и задается,  $m = 1, 2, \dots, M$ ).

Принимая во внимание, что из условия сохранения массы  $TA$

$$PU_m = (100 - PP_m - PM_m),$$

уравнение можно переписать в следующем виде:

$$PP_m \cdot EP_m + (100 - PP_m - PM_m) \cdot EU_m + PM_m \cdot EM_m = E_{0m}.$$

Используя это уравнение, получим следующее выражение для содержания (в % вес.) плутония:

$$PP_m = \frac{E_{0m} - (100 - PM_m) \cdot EU_m - PM_m \cdot EM_m}{EP_m - EU_m},$$

$$EZ_m = \frac{\sum_{AX} EAX_m \cdot MZAX_m}{\sum_{AX} MZAX_m}, \quad Z = \{U, P\}.$$

### ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ РАСЧЕТА ПОТРЕБЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА РЕАКТОРАМИ БН ПО МЕТОДИКЕ ПЛУТОНИЕВОГО ЭКВИВАЛЕНТА БЕЗ УЧЕТА МА

Оценка точности методики плутониевого эквивалента по загрузке была выполнена на примере расчета годового потребления плутония различного изотопного состава реактором БН-800, имеющим трехзонную активную зону с длительностью цикла 3528 эффективных часов и трехгодичный топливный цикл ТВС [8]. Использовались три состава плутония: базовый состав без учета МА, который представляет собой типичный референсный изотопный состав энергетического плутония, содержащегося в ОЯТ легководных реакторов, плутоний «оружейного качества» с высоким содержанием Pu-239 («чистый плутоний») и рециклированный плутоний, который представляет собой плутоний, выгруженный из реактора ВВЭР с урановым оксидным топливом и прошедший однократный рецикл в составе MOX-топлива («грязный плутоний») [9, 10].

Составы «чистого плутония» и «грязного плутония» приведены в табл. 1. Здесь же приведен базовый состав плутония, с которым проводились расчеты реактора БН-800 [9, 10].

Таблица 1

**Изотопный состав плутония, % масс.**

Изотоп	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
Pu-238	0,02	0,5	1,9
Pu-239	93,94	60,0	43,2
Pu-240	5,81	24,5	28,5
Pu-241	0,18	10,9	16,2
Pu-242	0,03	4,1	9,4
Am-241	0,02	–	0,8

Как видно из таблицы, «чистый плутоний» и «грязный плутоний» отличаются от базового в различные стороны по содержанию высших изотопов, т.е. в данной работе был рассмотрен широкий диапазон изменения изотопного состава.

В качестве иллюстрационного варианта по программе RZA [7] в двумерной геометрии (r, z) для реактора БН-800 с базовым составом плутония были посчитаны плутониевые эквиваленты по загрузке для различных нуклидов. Результаты расчета плутониевых эквивалентов по загрузке по зонам профилирования реактора БН-800 представлены в табл. 2.

Следует отметить, что ежегодный расход плутония базового состава при работе одного реактора БН-800 в стационарном режиме составляет 1821 кг.

Таблица 2

**Плутониевые эквиваленты по загрузке нуклидов в реакторе БН-800**

Нуклид	Номер зоны	Плутониевый эквивалент	Нуклид	Номер зоны	Плутониевый эквивалент
U-234	1	0,050	Am-241	1	-0,066
	2	0,057		2	-0,045
	3	0,053		3	-0,052
U-235	1	0,805	Am-242m	1	2,107
	2	0,818		2	2,261
	3	0,811		3	2,550
U-236	1	-0,077	Am-243	1	-0,0279
	2	-0,049		2	0,0652
	3	-0,017		3	0,0619
Pu-238	1	0,694	Cm-242	1	0,499
	2	0,679		2	0,495
	3	0,677		3	0,465
Pu-239	1	1	Cm-244	1	0,481
	2	1		2	0,468
	3	1		3	0,421
Pu-240	1	0,274	Cm-245	1	2,0506
	2	0,269		2	2,0613
	3	0,234		3	2,0266
Pu-241	1	1,219	Cm-246	1	0,162
	2	1,266		2	0,195
	3	1,297		3	0,193
Pu-242	1	0,055	Np-237	1	0,0493
	2	0,086		2	0,0615
	3	0,098		3	0,0852

С использованием плутониевых эквивалентов, приведенных в табл. 2, в соответствии с методикой определения содержания плутония в начальной загрузке топлива определены ежегодные загрузки реактора БН-800 с плутонием различного состава, соответствующие загрузкам плутония базового состава.

При этом считается, что сырьевым материалом в топливной композиции во всех случаях является обедненный уран с содержанием  $^{235}\text{U}$ , равным 0,4%. Для оценки погрешности в этих загрузках с помощью расчетов по программе RZA были вычислены точные значения загрузок, обеспечивающие указанную длительность цикла.

Таким образом, загрузка, вычисленная по предложенной методике, для «чистого плутония» и «грязного плутония» составила 1535,7 и 2012,5 кг, в то время как загрузка, полученная из детальных нейтронно-физических расчетов, составила 1535,5 и 2012,2 кг соответственно.

Как видно из полученных результатов, ежегодный расход плутония, вычисленный с помощью методики плутониевого эквивалента, во всех рассмотренных случаях

очень хорошо согласуется с более точными расчетами (максимальная погрешность не превышает 0,2%) для широкого диапазона изменения изотопного состава.

В данной работе были оценены другие функционалы реактора, такие как величина  $K_{эфф}$  и распределение мощности.

В таблице 3 приведены величины  $K_{эфф}$  реактора, полученные по программе RZA при использовании плутония разного изотопного состава в свежем топливе.

Таблица 3

**Величины  $K_{эфф}$**

	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
$K_{эфф}$ на начало цикла / $\Delta\rho$ %	1,0437 / 0,0940	1,0427	1,0435 / 0,0720
$K_{эфф}$ на конец цикла / $\Delta\rho$ %	1,0134 / -0,0014	1,0134	1,0134 / -0,0016

Из таблицы видно, что величины  $K_{эфф}$  в конце цикла реакторов с плутонием оружейного качества и плутонием ВВЭР практически совпадают с величиной  $K_{эфф}$  реактора с плутонием базового состава, что свидетельствует о достаточной точности выведения  $K_{эфф}$  на требуемое значение. При этом максимальное изменение запаса реактивности на начало цикла по сравнению в базовым реактором, равное  $\Delta\rho = [(K_i - K_0)/K_0 K_i] \cdot 100\%$  для реакторов с плутонием оружейного качества и с плутонием ВВЭР, не превышает 0,1%, т.е. запас реактивности, который должен быть скомпенсирован стержнями СУЗ, практически не изменяется. Здесь  $K_i - K_{эфф}$  реактора с плутонием, отличным от базового,  $K_0 - K_{эфф}$  реактора с базовым составом.

На рисунке 1 приведены проинтегрированные по высоте распределения мощности по радиусу активной зоны на начало и конец цикла для всех случаев загрузки.

Из рисунка видно, что радиальные распределения мощности в реакторе с плутонием различного состава также практически совпадают.

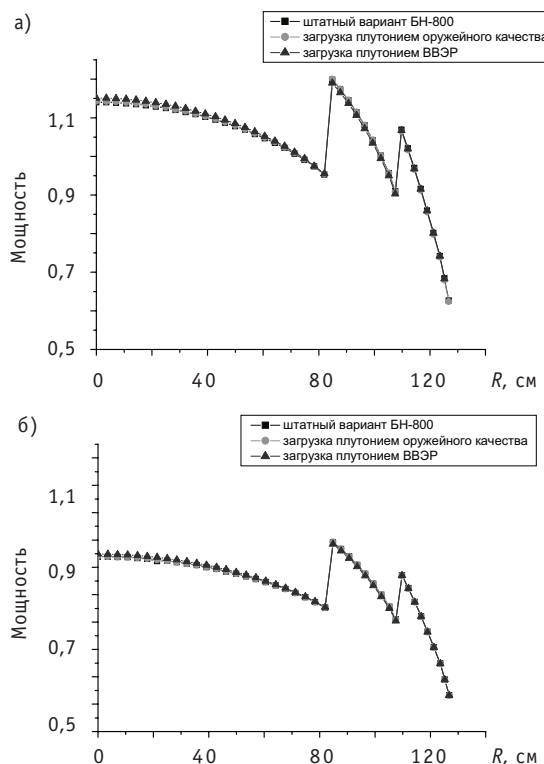


Рис. 1. Распределение мощности: а) на начало цикла; б) на конец цикла

**ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ РАСЧЕТА ПОТРЕБЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА РЕАКТОРАМИ БН ПО МЕТОДИКЕ ПЛУТОНИЕВОГО ЭКВИВАЛЕНТА В ПРИСУТСТВИИ МА**

Рассмотрен вариант присутствия МА в начальной загрузке реактора в количестве 5% от полной массы ТА.

Были рассмотрены два состава МА. Один соответствует актинидам, нарабатываемым реактором БН-800, и получен с помощью расчетов по программе RZA, а

Таблица 4

**Изотопный состав МА, % вес.**

Элемент	БН-800	ВВЭР-1000 на урановом топливе
Np-237	3,08	52,49
Am-241	85,84	32,84
Am-242m	0,15	0,041
Am-243	10,17	11,41
Cm-242	0,002	0,0033
Cm-243	0,017	0,0306
Cm-244	0,7	2,99
Cm-245	0,04	0,192
Cm-246	0,001	0,00311

второй – актинидам, нарабатываемым в реакторе ВВЭР-1000 на урановом топливе [10]. Составы МА с учетом четырехлетней выдержки облученного топлива до переработки представлены в табл. 4.

С помощью плутониевых эквивалентов и в соответствии с методикой определения содержания плутония в начальной загрузке топлива были определены приближенные ежегодные загрузки реактора БН-800 в присутствии МА двух типов и точные значения загрузок, обеспечивающие указанную длительность цикла.

Загрузки «чистым плутонием» и «грязным плутонием» в присутствии МА, нарабатываемых в реакторе БН, вычисленные с помощью детальных нейтронно-физических расчетов, составили 1551,0 и 2024,3 кг соответственно, в то время как загрузки, определенные с помощью предложенной методики, составили 1552,6 и 2037,8 кг соответственно.

Полученные с помощью детальных нейтронно-физических расчетов загрузки «чистым плутонием» и «грязным плутонием» в присутствии МА, нарабатываемых в реакторе ВВЭР на урановом топливе составили 1535,1 и 2041,6 кг соответственно, в то время как загрузки, определенные с помощью предложенной методики, составили 1523,1 и 1999,1 кг соответственно.

Из полученных результатов видно, что в присутствии собственных МА в топливе реактора БН-800 в количестве 5% от массы ТА согласие между приближенными и точными значениями загрузок для обоих крайних составов плутония остается хорошим (расхождение не превышает 1%). Добавление в топливо такого же количества МА, выгруженных из реактора ВВЭР-1000 на урановом топливе, несколько ухудшает согласие. Максимальная ошибка в загрузке составляет 2,1%. При необходимости уменьшение погрешности может быть достигнуто использованием в качестве базового состава топлива с присутствием определенного количества МА.

В таблицах 5 и 6 приведены величины  $K_{эфф}$  реактора, полученные по программе RZA для базовой и уточненных загрузок с плутонием другого состава в присутствии МА различных составов.

Как видно из результатов, приведенных в табл. 5 и 6, в присутствии актинидов в топливе запас реактивности в начале цикла по сравнению с базовым вариантом реактора уменьшается на (0,3–1,2)% в зависимости от состава актинидов и плутония, что создает более благоприятные условия для компенсации избыточной реактивности стержнями СУЗ.



Таблица 5

**Величины  $K_{эфф}$  в присутствии 5% МА, нарабатываемых в реакторе БН-800**

	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
$K_{эфф}$ на начало цикла/ $\Delta\rho$ %	1,0356/ -0,662	1,0427	1,0356/ -0,662
$K_{эфф}$ на конец цикла/ $\Delta\rho$ %	1,0134/ 0,0032	1,0134	1,0135/ 0,0037

Таблица 6

**Величины  $K_{эфф}$  в присутствии 5% МА, нарабатываемых в реакторе ВВЭР-1000**

	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
$K_{эфф}$ на начало цикла/ $\Delta\rho$ %	1,0350/ -0,716	1,0427	1,0393/ -0,319
$K_{эфф}$ на конец цикла/ $\Delta\rho$ %	1,0134/ -0,003	1,0134	1,0137/ 0,028

На рисунках 2 и 3 приведены проинтегрированные по высоте распределения мощности по радиусу активной зоны на начало и конец цикла для различных вариантов загрузок в присутствии актинидов, нарабатываемых в реакторе БН-800 и ВВЭР-1000.

Из рисунков 2 и 3 видно, что радиальные распределения мощности в реакторе с плутонием различного состава в присутствии в топливе МА в количестве 5 % от массы ТА имеют небольшие отличия в центре активной зоны. Максимальные отличия от базового варианта составляют -1,1% +1,9%. При этом максимальные значения мощности, которые реализуются на внутренней границе средней зоны профилирования, практически совпадают для всех составов загружаемого топлива.

**ВЫВОДЫ**

1. На основании нейтронно-физических расчетов в многогрупповом приближении разработана методика упрощенной корректировки начального обогащения плутониевого топлива при изменении его изотопного состава с учетом не только основных изотопов плутония, но и младших актинидов.

2. Предложенная методика, основанная на использовании рассчитанных коэффициентов эквивалентирования, позволяет довольно быстро и с приемлемой точностью корректировать обогащение по плутонию в свежем топливе быстрого ре-

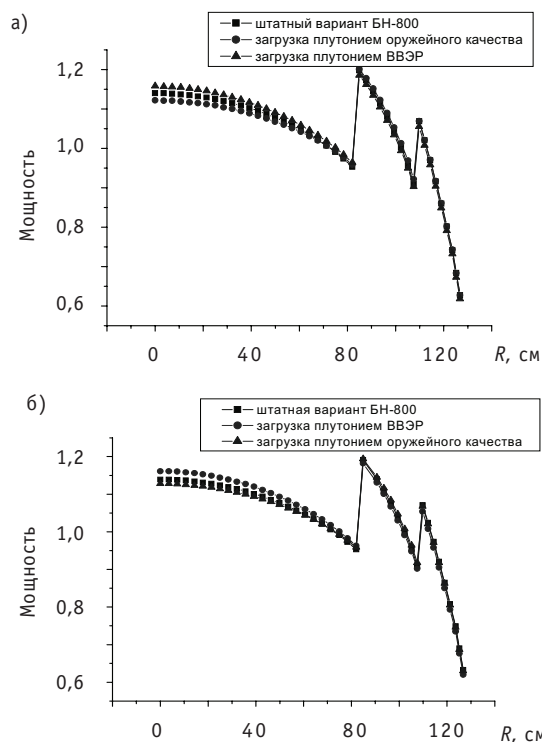


Рис. 2. Распределение мощности в присутствии актинидов, нарабатываемых в реакторе БН-800: а) на начало цикла; б) на конец цикла

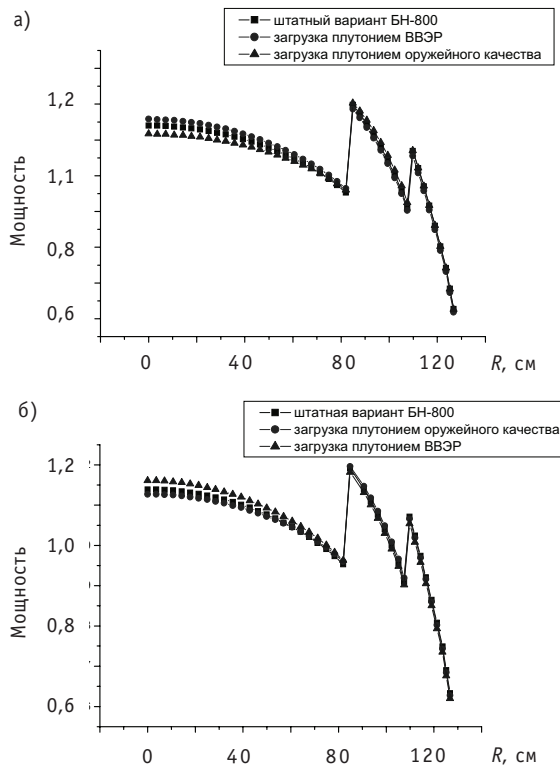


Рис. 3. Распределение мощности, в присутствии актинидов, нарабатываемых в реакторе ВВЭР-1000: а) на начало цикла; б) на конец цикла

младших актинидов, нарабатываемых в реакторах БН, расхождение по рассчитанной массе загружаемого плутония остается в пределах 1%, а для младших актинидов, нарабатываемых в реакторах ВВЭР, – около 2%. Таким образом, полученные расхождения по рассчитанной массе обеспечивают достаточную точность для проведения системных исследований. Что касается корректировки начального обогащения загружаемого топлива в случае введения в его состав младших актинидов, нарабатываемых в реакторах ВВЭР, необходимы дополнительные исследования для повышения точности предложенной расчетной методики.

### Литература

1. Соглашение между Правительством Российской Федерации и Правительством Соединенных Штатов Америки «Об утилизации плутония, заявленного как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны, обращении с ним и сотрудничестве в этой области» от 1 сентября 2000 г.
2. Чебесков А.Н., Матвеев В.И., Колосков Б.В. Характеристики быстрого реактора-бридера при использовании плутония из тепловых реакторов/III Семинар по проблемам физики ядерных реакторов, «Волга-1979». – Москва, 1979. – С.25.
3. Каграманян В.С. Энергетическая ценность изотопов плутония в топливном балансе системы быстрых реакторов/Сб. тез. V Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. – Москва, 1987.
4. Baker A.R. and Ross R.W. Comparison of the value of plutonium and uranium isotopes in fast reactors // ANL-6792. – 1963. – С. 329.
5. Okrent A.R. and Ross R.W. Comparison of the value of plutonium and uranium isotopes in fast reactors // ANL-6792. – 1963. – С.329.

актора в зависимости от изотопного состава загружаемого топлива и применять рассчитанные коэффициенты эквивалентирования в системных исследованиях ЯЭ.

3. Расчетные оценки, сделанные по данной методике для реактора БН-800, показали, что при изменении состава загружаемого топлива в широком диапазоне, когда доля высших изотопов плутония меняется от 6 до 57%, расхождение по рассчитанной массе загружаемого плутония не превышает 1% по сравнению с точным нейтронно-физическим расчетом реактора. Запас реактивности реактора на начало цикла и распределение мощности в активной зоне практически не изменяются по сравнению с аналогичными характеристиками для реактора с базовым составом плутония.

4. В случае введения в состав загружаемого топлива количества младших актинидов до 5% от полной массы тяжелых атомов для

6. *Chebeskov A.N., Matveev V.I., Koloskov B.V.* Physics Features of Fast Reactor while Fed by Plutonium Produced in Thermal Reactors/In Proc. of the Intern: Conference on the Physics of Reactors, «Physor90». – Marcel, France, 1990.

7. *Артемьев Н.И. и др.* RZA-комплекс программ многогруппового двумерного расчета в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания/Препринт ФЭИ-1679. – Обнинск, 1985.

8. Fast reactor database / IAEA-TECDOC-866. – Vienna, Austria, February 1996.

9. Criteria for safe storage of plutonium metals and oxides / DOE-STG-3013-94, December, 1994.

10. *Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П.* Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 575 с.

Поступила в редакцию 14.09.2011

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039.5: 621.362

*Indirect Method of Determining the Efficiency of a Thermionic Reactor for Space* | A.I. Brezhnev, E.G. Vinogradov, V.A. Linnik, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, Yu.S. Yuryev, V.I. Yarygin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

The method of determining the efficiency of the space nuclear thermionic power plant by the set of current-voltage characteristics without the direct measurement of the reactor thermal power, yet with fixing the relative thermal power for various current-voltage characteristics is described.

### УДК 621.039.51

*On ADS Subcritical Reactor Operation in the Reactivity Modulation Mode* | A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, A.I. Brezhnev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 7 pages, 2 tables, 9 illustrations. – References, 18 titles.

In the present paper consideration is given to the possibility of applying a pulsed reactor as a neutron-breeding target for accelerator-driven systems. It is assumed that such a reactor operates in the reactivity modulation mode similar to that of the IBR-2 reactor. In theory, it enables energy requirements for the accelerator beam to be reduced, while at the same time enhancing the safety of installations of this type.

### УДК 621.039.51

*Analysis of the BOR-60 Cells Utilization to Carry out Experiments* | I.Yu. Zhemkov, Yu.V. Naboishchikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 12 illustrations. – References, 6 titles.

The efficiency of BOR-60 core cells and blanket utilization to carry out experiments was analyzed for the 40-year operating period. Reactor cells that are used the most often to carry out experiments as well as the parameters influencing their attractiveness were identified.

### УДК 621.039.543.6

*Methodology of Conversion of Plutonium of Various Isotopic Compositions to the Equivalent Plutonium as Applied to System Studies in Nuclear Power* | E.M. Yatsenko, A.N. Chebeskov, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

In this work the simplified methodology of correction of the initial enrichment, based on plutonium equivalent of uranium, plutonium, americium, neptunium, curium isotopes on loading is offered. The developed methodology, possessing comprehensible accuracy, allows not only to correct enrichment, but also to lower uncertainty degree at carrying out of system researches of atomic engineering taking into account dynamics of change of fuel isotopic composition at its multiple recycle in fast reactors.

### УДК 621.039.51

*Software Analysis of in-core monitoring system and reporting on the state of the reactor core of VVER-1000 KARUND* | R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 13 titles.

On the basis of algorithms [2], [3] developed a software system KARUND whose function is to monitor the state of the measuring system of RMC, software in-core monitoring system, core VVER-1000 reactor, and visual representation in the form of information to the operator. Completed description of the main modes of operation of the program and. Partially, describes the interface software system KARUND and some results.

### УДК 621.039.58

*Lifetime NPP Equipment Management Under Ageing by System Analysis Procedures* | O.M. Gulina, N.L. Salnikov, V.P. Politukov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 1 illustration. – References, 6 titles.