

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА ИЗ ТОПЛИВА С ГЛУБОКИМ ВЫГОРАНИЕМ

А.И. Дьяченко*, Н.А. Балагуров, В.В. Артисюк****

**Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

***Негосударственное образовательное учреждение «Центральный институт повышения квалификации», г. Обнинск*



Проведен анализ изотопного состава урана отработавшего топлива реактора ВВЭР-1000 с целью его возможного использования для производства свежего топлива на основе регенерированного урана. Рассмотрены вопросы оптимизации компенсации начального присутствия четных изотопов урана с приведением количественных оценок работы разделения и экономии урановых ресурсов в зависимости от глубины выгорания и степени рециклирования урана.

Ключевые слова: регенерированный уран, выгорание, качество, экономия ресурсов.

Key words: reprocessed uranium, burnup, quality, resources saving.

ВВЕДЕНИЕ

В принятой в 2010 г. Федеральной целевой программе (Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.) решение вопросов, связанных с отработавшим топливом, замыканием ядерного топливного цикла и увеличением эффективности использования урановых ресурсов, является основой роста электрогенерирующих мощностей [1].

Отработавшее топливо современных тепловых ядерных реакторов содержит значительную фракцию урана с присутствием в ней доли ^{235}U , превышающей соответствующий показатель для естественного урана. Поэтому использование регенерированного урана с самого начала развития ядерной энергетики рассматривалось в качестве перспективной опции для экономии урановых ресурсов и снижения сырьевой составляющей стоимости топлива.

На сегодняшний день в Российской Федерации накоплен значительный опыт производства и использования топлива из регенерированного урана (регенерата) как для российских реакторов ВВЭР и РБМК, так и для зарубежных PWR, BWR [2].

Выделяются следующие области для исследований и дальнейшей оптимизации связанные с использованием регенерата (в международной терминологии «reprocessed uranium», аббревиатура – REPU):

- компенсация присутствия ^{234}U , ^{236}U в начале кампании;

- дозовые характеристики топлива;
- экономика топливного цикла.

Получение обогащенного урана из регенерата приводит к накоплению значительных количеств изотопов ^{234}U и ^{236}U , вызывая необходимость компенсации их начального присутствия при загрузке такого топлива в ядерный реактор. За данным топливом закреплен термин «enriched reprocessed uranium» (ERU). Целью компенсации является обеспечение равных с топливом на основе обогащенного природного урана характеристик (глубина выгорания, размножающие свойства системы и т.д.). Изотоп ^{234}U , хотя и приводит к снижению начальной реактивности топлива, при нейтронном захвате превращается в делящийся ^{235}U . Его компенсация актуальна только для реакторов с тяжеловодным теплоносителем, у которых начальный запас реактивности мал [3]. В легководных реакторах присутствие ^{234}U приводит к некоторому увеличению продолжительности кампании или снижению необходимой компенсации ^{236}U . Присутствие изотопа ^{232}U в векторе регенерированного урана, с одной стороны, усложняет процесс обогащения и фабрикацию топлива, с другой стороны, повышает барьер против несанкционированного распространения делящихся материалов (дочерний продукт ^{228}Th приводит к образованию нелетучих фторидов, затрудняющих процесс обогащения, а ^{208}Tl дает жесткое гамма-излучение 2.614 МэВ) [4,5].

В существующем проекте АЭС-2006 предполагается увеличение глубины выгорания топлива на 180 эффективных (до 1329) суток за счет увеличения начального обогащения на 0.52% (до 4.788%). При увеличении выгорания растет вклад в энерговыделение от нарабатываемого плутония. Как следствие, увеличивается содержание невыгоревшего делящегося изотопа урана ^{235}U в конце кампании. Однако растет и содержание четных изотопов урана, что влияет на необходимый объем материала подпитки, количество работы разделения (EPP), требуемой для фабрикация топлива на основе REPU.

Целью работы является анализ нуклидного состава отработавшего топлива ядерного реактора (ОЯТ) ВВЭР-1000, его возможное использование для производства ERU-топлива, оптимизация компенсации начального присутствия четных изотопов урана, количественные оценки работы разделения и экономии урановых ресурсов в зависимости от глубины выгорания и степени рециклирования урана.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА

Рассматривается нуклидный состав ОЯТ ВВЭР-1000 и его возможное использование для производства ERU-топлива. Моделирование нуклидного состава проводилось с использованием программного комплекса SCALE 5.0 [6]. Были задействованы контрольные модули SAS2 и TRITON этого комплекса, позволяющие производить расчеты изотопного состава облученного топлива в зависимости от глубины выгорания и времени выдержки и анализ критичности. Необходимым этапом работы явился бенчмаркинг на имеющихся экспериментальных данных. Для этого проводились расчеты в ячеечном приближении для составов и конфигураций, характерных для реакторов ВВЭР и PWR (табл. 1.).

В таблице 2 приведены рассчитанные нуклидные составы ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и PWR 14x14 в сравнении с экспериментальными данными [7,8]. Наибольшее соответствие изменения изотопного вектора урана с экспериментальными данными наблюдалось в случае расчета элементарной ячейки при помощи контрольного модуля TRITON, который был выбран для проведения оптимизационных расчетов REPU-топлива.

Таблица 1

Спецификация ячеек ВВЭР-1000 и PWR 14x14

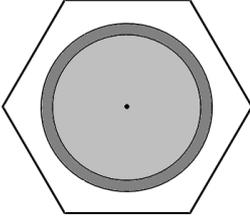
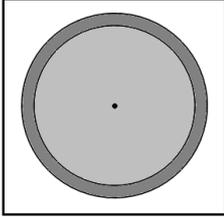
	Элементарная ячейка ВВЭР-1000	Элементарная ячейка PWR-14x14
		
Шаг решетки	1,275	1,5586
Наружный диаметр топливной таблетки	0,772	0,9563
Наружный диаметр оболочки	0,91694	1,118
Начальное обогащение	4.4%	3%
Глубина выгорания	44.8 GWd\TM	44.34 GWd\TM

Таблица 2

Сравнение расчетов SCALE 5.0 с экспериментальными данными

Nuclide	ВВЭР-1000			PWR 14x14		
	Exp [6] кг/т U ₀	Div. SAS2	Div. TRITON	Exp [7] мг/г UO ₂	Div. SAS2	Div. TRITON
²³⁴ U	0.24	-7,63	-7,28	0,12	-4,58	0,90
²³⁵ U	10.22	-4,45	4,21	3.54	-11,75	-8,20
²³⁶ U	6.12	-11,26	-10,8	3.69	2,63	1,73
²³⁸ U	923.00	-2,50	-0,08	824.90	-0,69	-0,06
²³⁸ Pu	0.32	-18,05	-3,83	0.27	15,51	-11,06
²³⁹ Pu	6.39	7,52	16,43	4.36	-1,26	1,02
²⁴⁰ Pu	2.73	0,51	5,38	2.54	-3,93	-4,85
²⁴¹ Pu	1.75	-14,42	-5,94	1.02	4,02	-2,57
²⁴² Pu	0.74	1,06	-2,60	0.84	17,67	1,81

КОЭФФИЦИЕНТ КОМПЕНСАЦИИ ²³⁶U

Коэффициенты компенсации четных изотопов урана вводятся для формирования эквивалентных параметров ERU-топлива по сравнению с традиционным обогащенным топливом, произведенным из естественного урана (ENU – enriched natural uranium). Как отмечалось ранее, для легководных реакторов компенсируется ²³⁶U. На рисунке 1 показана схема рециклирования урана, принятая для анализа в данной работе. Отработавшее ENU-топливо после выдержки в бассейне-охладителе (5 лет) поступает на завод по переработке ОЯТ. Выделенный уран REPU дообогащается до требуемого уровня с учетом присутствия ²³⁶U и направляется

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

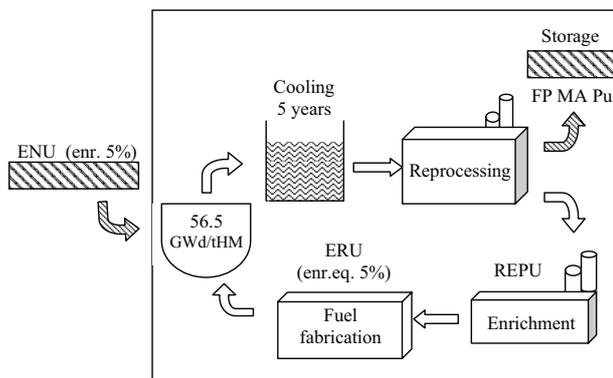


Рис.1. Топливный цикл ВВЭР с топливом на основе регенерированного урана

на фабрику ядерного топлива ERU. Снаряженные таким топливом сборки загружаются в активную зону реактора.

В данной работе начальное обогащение ENU принято равным 5%. Соответствующее ему эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU топливе рассчитывалось по следующей формуле

$$^{235}\text{U}_{\text{ERU}} (\%) = ^{235}\text{U}_{\text{N}} (\%) + k \cdot ^{236}\text{U}_{\text{ERU}} (\%), \quad (1)$$

где $^{235}\text{U}_{\text{ERU}}$ – эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU-топливе; $^{235}\text{U}_{\text{N}}$ – содержание ^{235}U в топливе ENU (фиксировано на уровне 5%); $^{236}\text{U}_{\text{ERU}}$ – содержание изотопа ^{236}U в ERU; k – коэффициент компенсации начального присутствия изотопа ^{236}U .

В практике оптимизации топлива на основе REPU коэффициент k принят равным 0.2 для реакторов РБМК, 0.3 – для ВВЭР и 0.33 – для PWR [2], соответствующим первому циклу ERU. Одной из целей данной статьи является анализ устойчивости этих коэффициентов к увеличению числа рециклов регенерированного урана (результаты представлены в табл. 3 и на рис. 2). Видно, что значения коэффициентов компенсации последовательно уменьшаются с ростом числа рециклов. Их определение проводилось посредством подбора. Выбран критерий подбора, соответствующий одинаковым глубинам выгорания для REPU- и ENU-топлива при фиксированном значении k_{eff} на конец кампании топлива ($k_{\text{eff}} = 0.9$).

При моделировании рециклинга важным являлось определение содержания ^{236}U в векторе ERU, на которое влияют два фактора: его накопление на конец кампании предыдущего цикла и его увеличение в процессе обогащения REPU. Эффект обогащения оценивается по формуле

$$\text{even } ^{236}\text{U}_{\text{ERU}} (\%) = \frac{^{235}\text{U}_{\text{ERU}} (\%)}{^{235}\text{U}_{\text{REPU}} (\%)} \cdot K \cdot \text{even } ^{236}\text{U}_{\text{REPU}} (\%), \quad (2)$$

Таблица 3

Изменение изотопного вектора урана

Изотоп	Номер цикла									
	0		1		2		3		4	
	ВОС	ЕОС	ВОС	ЕОС	ВОС	ЕОС	ВОС	ЕОС	ВОС	ЕОС
^{234}U	0,04	$1,17 \cdot 10^{-2}$	$2,53 \cdot 10^{-2}$	$1,80 \cdot 10^{-2}$	$3,98 \cdot 10^{-2}$	$3,03 \cdot 10^{-2}$	$6,55 \cdot 10^{-2}$	$5,26 \cdot 10^{-2}$	$1,09 \cdot 10^{-1}$	$9,40 \cdot 10^{-2}$
^{235}U	5	1,15	5,37	1,44	5,95	2,01	6,92	3,32	8,62	6,48
^{236}U	–	$7,26 \cdot 10^{-1}$	1,23	2,08	3,16	4,80	6,40	$1,05 \cdot 10^{-1}$	$1,21 \cdot 10^{-1}$	$2,27 \cdot 10^{-1}$
k-calc	0		0,33		0,33		0,25		0,2	

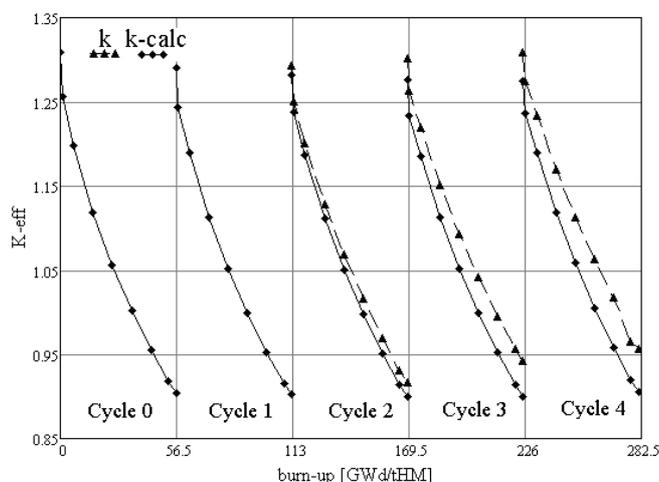


Рис. 2. Поведение K_{eff} при рециклировании урана (расчетная глубина выгорания 56,5 GWd/tHM; нулевой цикл – выгорание природного урана)

где $^{even}U_{ERU}$ – содержание четного изотопа урана в ERU-топливе; $^{235}U_{ERU}$ – содержание изотопа ^{235}U в ERU топливе; $^{235}U_{REPU}$ – содержание изотопа ^{235}U в REPU предыдущего цикла регенерирования; K – коэффициент, характеризующий относительное изменение концентрации изотопов урана при обогащении в сравнении с коэффициентом обогащения ^{235}U ; $^{even}U_{REPU}$ – содержание четного изотопа урана в REPU предыдущего цикла.

Для изотопа ^{236}U коэффициент K принят равным 0.7 (для ^{234}U – 1.17) в соответствии с данными работы [9]. Хотя присутствие урана ^{234}U не компенсируется, с ростом числа рециклов влияние этого изотопа на коэффициент размножения нейтронов будет возрастать. Поэтому в работе также оценивалось его присутствие в урановом векторе. Количество ^{232}U в процессе обогащения возрастает более интенсивно, чем ^{234}U . В работе эта проблема не рассматривалась. Ее кардинальное решение возможно, например, применением технологии «несущего газа» [10]. Согласно спецификациям, ориентированным на возможность использования существующего оборудования для переработки природного урана, это ограничение установлено на уровне 0.2 ppm (принято в данной работе) [2].

В таблице 3 показано содержание изотопов ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U в урановом векторе необлученного топлива на начало кампании (beginning of cycle – BOC) и отработавшего – на конец кампании (end of cycle – EOC). Нулевому циклу соответствует топливо из ENU-урана обогащением 5%. В последующих циклах рассматривалось топливо на основе ERU, нуклидный состав которого рассчитывался с использованием уравнений (1), (2). Расчетная глубина выгорания зафиксирована на уровне 56,5 GWd/tHM для всех циклов. Как показано в табл. 3, наряду со значительным увеличением количества четных изотопов урана присутствие ^{235}U в отработавшем топливе также возрастает, повышая тем самым его привлекательность в качестве сырья для производства ERU.

Рисунок 2 иллюстрирует поведения k_{eff} в зависимости от номера цикла для двух опций оценки компенсации четных изотопов: k , фиксированный на уровне 0.33, и $k-calc$, рассчитанный по описанной выше методике. Из рисунка видно, что при фиксированном k размножающие свойства топлива заметно улучшаются с ростом числа рециклов. Достижения референтной глубины выгорания (56.5 GWd/tHM) возможно при меньших коэффициентах компенсации четных изотопов, численные значения которых приведены в табл. 3.

КАЧЕСТВО РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

Как отмечалось выше, увеличение начального обогащения и глубины выгорания приводит к увеличению вклада в энерговыделение от нарабатываемого плутония и доли невыгоревшего ^{235}U в урановом векторе на конец кампании топлива (рис. 3, 4).

Качество ERU принято характеризовать с помощью следующего соотношения [11]:

$$G_{\text{п}} = \frac{[^{235}\text{U}_{\text{REPU}}] - [^{235}\text{U}_0]}{[^{235}\text{U}_{\text{ERU}}] + k \times K \times [^{236}\text{U}_{\text{REPU}}] - [^{235}\text{U}_0]}, \quad (3)$$

где $^{235}\text{U}_{\text{REPU}}$ – концентрация ^{235}U в REPU; $^{235}\text{U}_0$ – содержание ^{235}U в природном уране; $^{235}\text{U}_{\text{ERU}}$ – эффективная концентрация урана в продукте (ERU); $^{236}\text{U}_{\text{REPU}}$ – концентрация ^{236}U в REPU; коэффициенты k и K описаны в формулах (1), (2).

По смыслу формула (3) дает оценку доли ERU, которую можно выделить в виде

продукта на обогатительной стадии из сырьевого материала – регенерированного урана REPU. Такая оценка зависит от количества невыгоревшего ^{235}U и концентрации четных изотопов, накапливаемых в отработавшем топливе. В таблице 4 показано изменение процентного соотношения ^{235}U и ^{236}U на конец кампании ($k_{\text{eff}} = 0.9$) в зависимости от начального обогащения топлива.

Произведенные оценки показали, что повышение процентного содержания ^{235}U в отработавшем топливе (несмотря на возрастающие концентрации ^{236}U) приводит к увеличению качества регенерированного урана для дальнейшего использования его как топлива тепловых реакторов. На рисунках 5, 6 показана зависимость качества регенерированного урана для различных начальных обогащений ядерного топлива и циклов регенерирования урана (изотопный состав в табл. 3) соответственно.

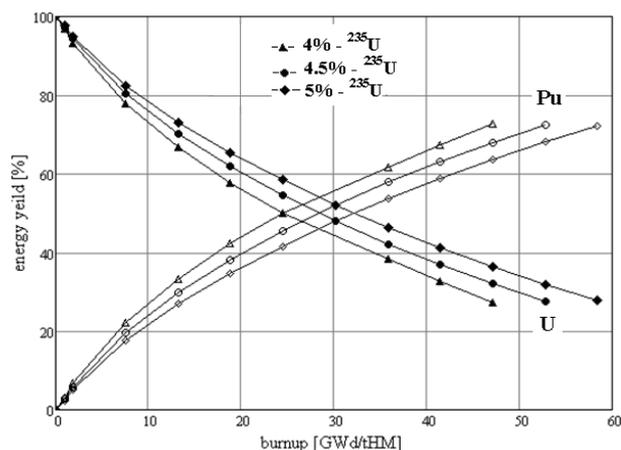


Рис. 3. Вклад в энерговыделение урана и плутония в зависимости от глубины выгорания и начального обогащения (ЕОС $k_{\text{eff}} = 0.9$)

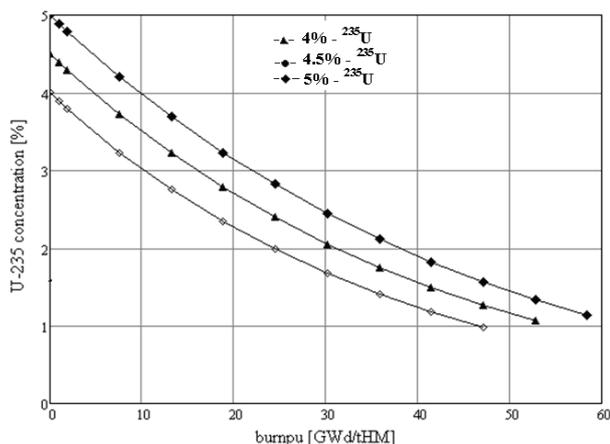


Рис. 4. Изменения концентрации изотопа ^{235}U в зависимости от глубины выгорания и начального обогащения ЯТ (ЕОС $k_{\text{eff}} = 0.9$)

Таблица 4

Изменение содержания изотопов ^{235}U и ^{236}U в ОЯТ ВВЭР-1000 (%)

Начальное обогащение (% ^{235}U)	3.5	4	4.5	5	5.5	6	6.5	7
Глубина выгорания (GWd/tHM)	41.47	45.62	52.78	56.55	62.21	66.35	71.25	75.40
Изотоп	Содержание изотопов урана в ОЯТ (%)							
^{235}U	0.87	1.00	1.08	1.16	1.23	1.34	1.43	1.54
^{236}U	0.48	0.55	0.65	0.73	0.82	0.90	1.00	1.09

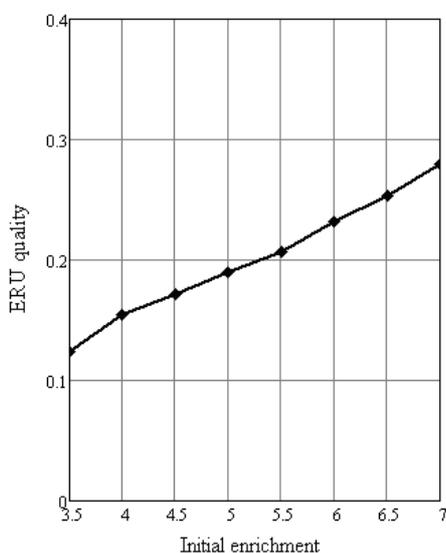


Рис. 5. Зависимость качества REPU от начального обогащения топлива реактора ВВЭР-1000 ($k = 0.33$)

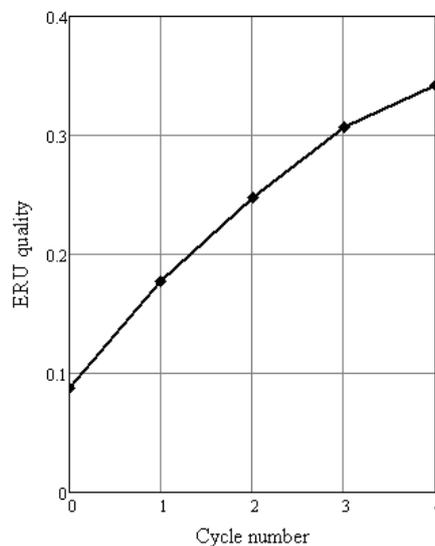


Рис. 6. Зависимость качества REPU от рецикла топлива реактора ВВЭР-1000 ($k = 0.33$)

ЭКОНОМИЯ РЕСУРСОВ УРАНА

Как было показано, повышенное начальное содержание ^{235}U в REPU, по сравнению с природным ураном, приводит к снижению необходимого числа единиц работы разделения по обогащению REPU и требуемого количества материала подпитки. В таблице 5 даны оценки работы разделения (ЕРР) для обогащения 1 кг REPU урана из отработавшего ENU-топлива и рециклированного урана. Количественные оценки ЕРР производились на основании модели разделительного каскада, подробно описанной в [12]. Обогащение подпитки соответствует расчетным содержаниям ^{235}U (табл. 3, 4). Обогащение отвала принималось постоянной величиной (0.3).

Стоимости U_3O_8 , ЕРР и перевода оксида урана в форму гексафторида принимались равными среднему значению цен, определенных на спотовом рынке урана за период времени с августа 2010 г. по апрель 2011 [13].

Оценки стоимости производства 1 кг обогащенного урана производились на основании уравнения

$$C_U = Ff \cdot (C_{U_3O_8} + C_{conv}) + EPP \cdot C_{EPP}, \quad (4)$$

где C_U – стоимость 1 кг урана требуемого обогащения; Ff – необходимый объем подпитки; $C_{U_3O_8}$ – стоимость килограмма урана в форме U_3O_8 ; C_{conv} – стоимость перевода U_3O_8 в форму UF_6 ; EPP – необходимое число EPP для производства 1 кг урана требуемого обогащения; C_{EPP} – стоимость одной EPP.

Как видно из табл. 5, первый цикл регенерирования урана в независимости от начального обогащения и глубины выгорания позволяет сэкономить порядка 17 – 18% урана от полной загрузки АЗ (активная зона) реактора для фабрикации топлива эквивалентного обогащения. В случае последующей регенерации REPU показатель сохранения урановых ресурсов возрастает и для четвертого цикла регенерирования составляет порядка 35% от полной загрузки АЗ. Увеличение начального обогащения топлив и последующее использование регенерированного урана таких топлив позволяет значительным образом уменьшить сырьевую составляющую стоимости топлива.

Таблица 5

Производство 1 кг обогащенного урана

	Номер рецикла							
	0	1	2	3	4			
Подпитка	11,60	5,48	4,35	3,69	2,72			
Обогащение подпитки	0,71	1,15	1,44	2,01	3,32			
Отвал	0,3							
EPP	7,20	5,22	4,12	4,03	3,28			
Экономия урана (% от полной загрузки)	0	17,2	22,9	27,1	36,7			
Экономия \$/кг топлива	0	1110	1429	1530	1773			
	Начальное обогащение							
	3,5	4	4,5	5	5,5	6	6,5	7
Подпитка	5,82	5,47	5,58	5,66	5,80	5,68	5,69	5,60
Обогащение подпитки	0,87	1,00	1,08	1,16	1,23	1,34	1,43	1,54
Отвал	0,3							
EPP	3,77	4,05	4,5	4,93	5,37	5,627	5,94	6,16
Экономия урана (% от полной загрузки)	17	18,2	17,9	17,6	17,2	17,6	17,5	17,8
Экономия \$/кг топлива	239	524	726	937	1141	1411	1655	1930
Стоимость UOX – 55\$/lb, EPP – 155 \$/кг, Перевод (U_3O_8 в UF_6) – 10\$/кг								

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Повышенное содержание ^{235}U для обеспечения глубоких выгораний приводит к увеличению вклада в энерговыработку нарабатываемого плутония и, как следствие, содержания ^{235}U в ОЯТ, повышая тем самым качество регенерированного урана для дальнейшего его использования. С увеличением номера последующего рецикла изменение содержания четных изотопов позволяет значительно уменьшить (более чем на 30%) коэффициент компенсации начального присутствия ^{236}U и тем самым улучшить качество такого REPU. Использование регенерированного урана естественно снижает расход сырьевых ресурсов и EPP. Так, например, использование REPU отработавшего ENU-топлива позволяет сэкономить порядка 17% от полной загрузке АЗ топливом эквивалентного обогащения и уменьшить работу разделения более чем в два раза. Последующие рециклы урана также приводят к уменьшению количества EPP и требуемой подпитки урана.

Литература

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» Доступна на сайте http://www.businesspravo.ru/Docum/DocumShow_DocumID_163706.html
2. IAEA-TECDOC-CD-1630 «Use of Reprocessed Uranium»/Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Vienna (August, 2007).
3. *Ellis R.J.* Prospects of Using Reprocessed Uranium in CANDU Reactors, in the US GNEP Program. – Oak Ridge National Laboratory, PO Box, Oak Ridge, TN 37831-6172. 2008.
4. *Kang J., von Hippel F.N.* U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233 in Spent Fuel // Science & Global Security. – 2001. – V. 9. – P. 1-32.
5. *Крючков Э., Апсэ В., Глебов В., Краснобаев А., Шмелев А.* Обогащенный уран с добавлением изотопа ^{232}U : защищенность от несанкционированного распространения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007.
6. *Bowman S.M.* Overview of the SCALE Code System // Trans. Am. Nucl. Soc. – 2007. № 97. Nov. 11-15. – P. 589-591.
7. *Tataurov A., Kvator V.* R&D Report. Calculated-experimental studying nuclide composition of SNF from VVER-440, VVER-1000, and RBMK-1000. – RNC «КИ», 2002 (in Russian).
8. *DeHart, M.D.* OECD/NEA Burnup Credit Computational Criticality Benchmark, Phase I-B Results / M.D. DeHart, M.C. Brady, C.V. Parks // NEA/NSC/DOC (96) 06. – P. 118.
9. *Durante P.* Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group/TopFuel97. BNES. 1997.
10. *Соснин Л.Ю., Чельцов А.Н., Прусаков В.Н., Утробин Д.В.* Влияние постороннего компонента на процесс центрифужного выделения ^{232}U при переработке отработанного ядерного топлива. – РНЦ «Курчатовский Институт», Институт молекулярной физики, 2004.
11. *Волк В., Хаперская А.* Возврат урана из отработавшего топлива РБМК в ядерный топливный цикл // Атомная энергия. 2010. – Т. 109. – Вып. 1.
12. *Kemp R.S.* Gas Centrifuge Theory and Development: A Review of U.S. Programs // Science and Global Security. – 2009. – 17:1-19.
13. http://www.uxc.com/review/uxc_Prices.aspx.

Поступила в редакцию 16.08.2011

УДК 623.454.86

Integrated Approach to Proliferation Risk Assessment Based on Multiple Objective Analysis Framework \A.A. Andrianov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 4 tables, 6 illustrations. – References, 7 titles.

The approach to the assessment of proliferation risk using the methods of multi-criteria decision making and multi-objective optimization are presented. The approach allows taking into account the specific features of the national nuclear infrastructure, and possible proliferator strategies (motivations, intentions, and capabilities). Simple examples of applying the approach are shown.

УДК 621.039.543.4

On the Issues of Uranium Reprocessed from High Burnup Fuels \A.I. Dyachenko, N.A. Balagurov, V.V. Artisyuk; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 5 tables, 6 illustrations. – References, 13 titles.

The present paper focuses on analysis of nuclide composition in spent fuel of VVER-1000 from the view point of uranium reprocessing. The consideration is given to even uranium isotopes compensation, savings of separate work units, associated saving of uranium resources and economics.

УДК 621.039.84

Control Uniform Distribution of Plutonium by Fuel Pin Length BN-800 \M.I. Stasevich, E.V. Skachkov, V.V. Kadilin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

In this paper, was considered a method of determining the mass of plutonium and getter (additive in the form of uranium metal) in a fragment of a fuel pin reactor BN-800 10 mm by mathematical modeling, the method based on measuring the intrinsic emission of granulated MOX fuel. There were researched the influence of the presence of a getter, the vibrations of the inner radius and thickness of the cladding, the determination of the mass of plutonium.

УДК 621.039.548

Residual Resource Estimation of the Fuel Pins Cover of Austenitic Stainless Steel ChS-68 of the Reactor BN-600 \K.V. Miturev, I.I. Konovalov, V.V. Popov, S.M. Ganina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 1 table, 7 illustrations. – References, 14 titles.

It have been done calculation of swelling austenitic stainless steel ЧС-68 and diameter profiles of fuel pins cladding from this steel, passed operation in an active zone of reactor BN-600, having reached the values of a damaging dose exceeding the regular in work. Comparison of calculations with the experimental data [1] received on irradiated fuel pins, has shown that at carrying out of calculations of a residual resource it is necessary to consider the ovality factor.

УДК 621.039.53

Computational Analysis and Estimation of LWR Cladding Radioactivity \A.V. Korzunin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

Time evolution of specific radioactivity and gamma watts for four types of zirconium based structural materials light elements activation products were estimated. Some chemical elemental analysis was performed. The advantages of zirconium purification after irradiation were shown.

УДК 621.039.37

Training for Faculty Training and Retraining INPE NRNU MEPhI \V.V. Tkachenko, S.P. Saakyan; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 7 pages.

The history of the organization and formation of In-Services Training Department of the INPE NRNU MEPhI. The functioning of the faculty to train specialists for the nuclear industry of additional professional education programs. It is shown that the most popular are retraining programs in «Operation of Nuclear Power Plants», to maintain the skills of managers and specialists of NPP, as well as training in various areas of nuclear energy profile.