

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РЕАКТОРА СВБР-100 ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

А.И. Дьяченко*, М.И. Федоров**, С.В. Соловьев**, Н.А. Балагуров*,
В.А. Артисюк*

** Негосударственное образовательное учреждение дополнительного профессионального образования «Центральный институт повышения квалификации Госкорпорации «Росатом».*

249031, Обнинск, Калужской обл., ул. Курчатова, 21

*** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ».*

249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1



Проводится анализ возможного использования регенерированного урана для формирования барьеров против несанкционированного распространения делящихся материалов топливного цикла реактора СВБР-100. Показаны особенности использования регенерированного урана в качестве топлива быстрого реактора, даны количественные оценки компенсации начального присутствия изотопа ^{236}U . Произведены количественные оценки требуемого начального присутствия изотопа ^{236}U для повышения защищенности плутония против несанкционированного распространения.

Ключевые слова: РУ СВБР-100, нераспространение, регенерированный уран, денатурирование.

ВВЕДЕНИЕ

Среди факторов, сдерживающих развитие ядерной энергетики, основными являются проблемы топливообеспечения, обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и риски несанкционированного распространения ядерных делящихся материалов (ЯДМ), пригодных для производства взрывных устройств. С целью решения ключевых проблем в России был предпринят ряд шагов по созданию новой технологической платформы отрасли. Так в 2010 г. была принята ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения», направленная на замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и увеличение эффективности использования урановых ресурсов [1]. В рамках реализации целевой программы в 2011 г. вышел консолидированный проект «Прорыв», объединивший основные положения ФЦП по замыканию ЯТЦ, быстрым технологиям, в том числе по вводу в эксплуатацию быстрых реакторов (БН-1200, БРЕСТ-300, СВБР-75/100), а также технологическому усилению режима нераспространения [2].

Наряду с перечисленными положениями проекта повышение конкурентоспособности АЭС на базе быстрых реакторов является важным фактором его реа-

лизации. Данное требование может быть удовлетворено с вводом в эксплуатацию инновационной реакторной установки (РУ) СВБР-75/100, предназначенной для производства перегретого пара. Применение эвтектического сплава свинец-висмут, как показано в работе [3], позволяет значительно упростить и удешевить РУ без снижения требований безопасности. Сравнительно меньшие стоимость капитальных затрат, пропускная способность электрической сети, по сравнению с реакторами большой мощности, позволяют удовлетворить требования электрогенерации территорий с недостаточно развитой инфраструктурой.

Однако значительное количество нарабатываемого плутония оружейного качества и высокое начальное обогащение ядерного топлива (среднее обогащение 16.5%) реактора СВБР-75/100 приводит к снижению защищенности топливного цикла такого реактора с точки зрения несанкционированного распространения ЯДМ [4]. Традиционно снижение привлекательности делящегося материала основано на денатурации, под которой понимается прежде всего изотопная защита ключевых оружейных материалов. Для плутония денатурация подразумевает увеличение в его изотопном векторе доли четных изотопов ^{238}Pu и ^{240}Pu , повышающих внутреннее энерговыделение (изотоп ^{238}Pu), и нейтронный источник спонтанного деления (характерно для обоих изотопов). Увеличение доли четных изотопов $^{238,240}\text{Pu}$ в плутониевом векторе возможно через рециклирование урана, нептуния и трансплутониевых (ТПУ) элементов [5]. В настоящее время не существует развитой технологии фабрикации оксидного топлива с начальным допингом ТПУ или нептуния, поэтому использование регенерированного урана (регенерата) для формирования барьеров защищенности топливного цикла реактора СВБР-75/100 представляется наиболее реалистичным и позволяет удовлетворить требованиям к расширенному использованию ресурсов урана и усилению режима нераспространения.

Наряду с денатурированием нарабатываемого в СВБР-75/100 плутония использование регенерата урана повышает защищенность свежего топлива через присутствие четных изотопов урана $^{232,236}\text{U}$. Наличие изотопа ^{232}U в векторе регенерированного урана и его дочерних продуктах распада (^{228}Th) приводит к образованию нелетучих фторидов, затрудняющих процесс обогащения, и формированию жесткого гамма-излучения (^{208}Tl дает жесткое гамма-излучение с энергией 2.614 МэВ) [6,7]. Близость атомных масс изотопов ^{235}U и ^{236}U (1 а.е.м.) приводит к значительному затруднению разделения изотопов урана и повышению требуемого количества единиц работы разделения (ЕРР) для наработки материала оружейного качества (энергетического качества порядка 15% [8]), тем самым уменьшая привлекательность такого материала с точки зрения его немирного использования.

Целью работы является анализ нуклидного состава отработавшего топлива реактора СВБР-75/100, повышение барьеров против несанкционированного распространения ЯДМ топливного цикла реактора СВБР-75/100, а также исследование возможности применения в качестве топлива такого реактора регенерированного урана с повышенным начальным содержанием изотопа ^{236}U .

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА

В работе рассматривается нуклидный состав ОЯТ СВБР-75/100, проводится оценка привлекательности нарабатываемого в активной зоне (АЗ) плутония с точки зрения несанкционированного распространения и возможности оптимизации топливного цикла реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана. Моделирование нуклидного состава проводилось с использованием контрольного модуля TRITON программного комплекса SCALE 5.0, позволяющего производить как расчеты изотопного состава облученного топлива в зависимости от глубины выгорания и времени

выдержки, так и анализ критичности [9]. Необходимым этапом работы являлся бенчмаркинг программного комплекса SCALE 5.0 на представленных в литературе данных изотопного состава ОЯТ СВБР-75/100 [4]. С этой целью были произведены расчеты характеристик отработавшего топлива реактора СВБР-75/100 в ячеечном приближении. Спецификация элементарной ячейки, используемая в расчетах, представлена в табл. 1.

Спецификация элементарной ячейки реактора СВБР-75/100

Таблица 1

Параметр	Значение	
Обогащение по урану-235% (среднее)	16.5	
Плотность топливной композиции, г/см ³	10.6	
Наружный диаметр топливной таблетки, см	1.12	
Наружный диаметр оболочки, см	1.2	
Шаг решетки, см	1.35	
Глубина выгорания, ГВт-сут/тТМ	64	
Температура топлива, К	1274	
Температура оболочки твэлов, К	793	
Температура теплоносителя, К	763	
Состав стали ЭЛ823, %	Fe	85
	Cr	12
	Si	3
Состав теплоносителя, %	Pb	44.5
	Bi	55.5

Сравнение расчетов SCALE 5.0 и РЕАКТОР-ГП

Таблица 2

Изотоп	РЕАКТОР-ГП [кг] [4]	SCALE-5.0 [г/тТМ]	Div. [%]
²³⁴ U	9.85E+00	8.441E+02	21.26
²³⁵ U	9.41E+02	1.004E+05	1.95
²³⁶ U	1.18E+02	1.289E+04	-0.39
²³⁸ U	7.22E+03	7.796E+05	0.79
²³⁸ Pu	8.14E-01	8.396E+01	5.23
²³⁹ Pu	3.31E+02	3.596E+04	0.19
²⁴⁰ Pu	1.64E+01	1.834E+03	-2.74
²⁴¹ Pu	5.3E-01	5.469E+01	5.19
²⁴² Pu	1.37E-02	1.351E+00	9.39

В таблице 2 приведен рассчитанный при помощи SCALE нуклидный состав урана и трансурановых элементов ОЯТ реактора СВБР-75/100 в сравнении с данными, полученными с использованием комплекса программ РЕАКТОР-ГП [10]. Количественные характеристики тяжелых атомов отработавшего топлива находятся в достаточно близком соответствии и не превышают 6% для ключевых изотопов урана и плутония. Значительное расхождение полученного с использованием SCALE количества изотопа ²³⁴U в отработавшем топливе обусловлено различием его начального при-

сутствия в свежем урановом топливе, используемом в расчетных моделях (в [4] представлено среднее обогащение UOX-топлива по изотопу ^{235}U) и топливе, моделируемом при помощи SCALE. Содержание изотопа ^{234}U в векторе обогащенного уранового топлива зависит от скоростей его обогащения, различных для существующих типов обогатительных каскадов [11].

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПА УРАНА ^{236}U НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВА СВБР-100

Обогащение регенерированного урана приводит к накоплению значительных количеств изотопов ^{234}U и ^{236}U , вызывая необходимость компенсации их начального присутствия при загрузке такого топлива в ядерный реактор. Изотоп ^{234}U , хотя и приводит к снижению начальной реактивности топлива, при нейтронном захвате переходит в делящийся ^{235}U . Компенсация ^{234}U актуальна только для тяжеловодных реакторов, отличительной особенностью которых является малый запас реактивности [12]. Для остальных типов реакторов в достижении эквивалентных характеристик топлива на основе регенерата и природного урана наиболее важным является влияние изотопа ^{236}U , так как его сечение захвата нейтронов несколько выше по сравнению с сечением изотопа ^{238}U (табл. 3). Расчеты изменения изотопного вектора урана проводились с использованием методики, подробно описанной в работе [8].

Таблица 3

Сечения захвата ^{236}U и ^{238}U для различных энергий нейтронов

Изотоп	0.0253-эВ	Res.Int.	1МэВ
^{236}U	5.123 (b)	353.4 (b)	0.149 (b)
^{238}U	2.683 (b)	275.6 (b)	0.136 (b)

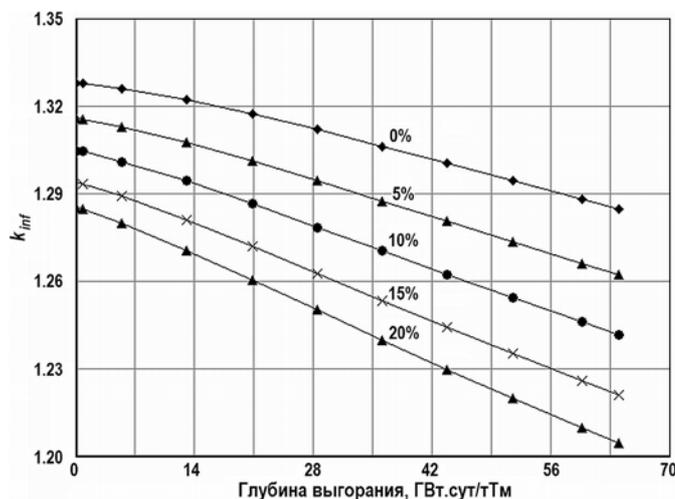


Рис. 1. Зависимость k_{inf} от глубины выгорания (без компенсации ^{236}U) СВБР-75/100

На рисунке 1 показана зависимость коэффициента размножения нейтронов k_{eff} от глубины выгорания уран-оксидного топлива реактора СВБР-75/100 при различном начальном допинге изотопа ^{236}U . Его наличие в свежем топливе приводит к незначительному изменению k_{eff} в начале кампании реактора. Одной из целей работы является анализ коэффициентов компенсации K начального присутствия изотопа ^{236}U для формирования топлива эквивалентного обогащения. Коэффициент компенсации изотопа ^{236}U вводится для формирования эквивалентных параметров ERU-топлива (enriched reprocessed uranium) по сравнению с традиционным обогащен-

ным топливом, произведенным из естественного урана. Как и в работе [8], эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU-топливе рассчитывалось по формуле

$$^{235}\text{U}_{\text{ERU}}(\%) = ^{235}\text{U}_{\text{ENU}}(\%) + K \times ^{236}\text{U}_{\text{ERU}}(\%), \quad (1)$$

где $^{235}\text{U}_{\text{ERU}}(\%)$ – эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU-топливе; $^{235}\text{U}_{\text{ENU}}(\%)$ – содержание ^{235}U в ENU-топливе (enriched uranium); K – коэффициент компенсации начального присутствия изотопа ^{236}U ; $^{236}\text{U}_{\text{ERU}}(\%)$ – содержание изотопа ^{236}U в ERU-топливе.

В данной работе для анализа компенсации ^{236}U авторами был выбран критерий подбора коэффициента, соответствующий одинаковым глубинам выгорания ERU- и ENU-топлив при фиксированном значении k_{inf} на начало кампании топлива ($k_{\text{inf}} = 1.33$). Выбор критерия обусловлен наличием значительного запаса реактивности при достижении референтной глубины выгорания (64 ГВт·сут/тТМ).

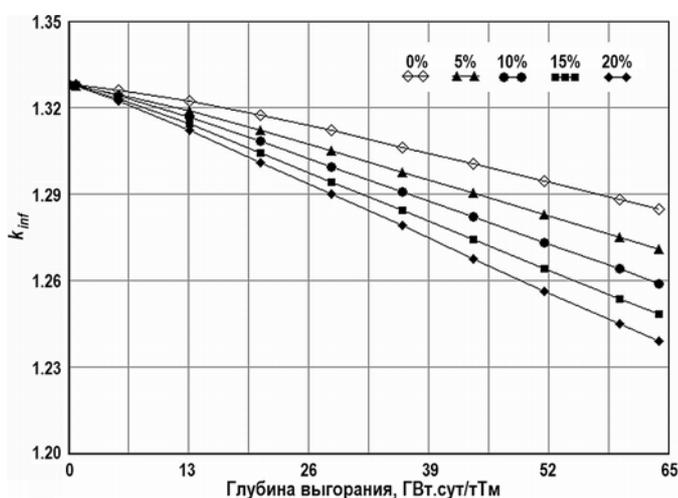


Рис. 2. Зависимость K от начального присутствия изотопа ^{236}U в свежем топливе СВБР-75/100

Влияние начального присутствия изотопа урана ^{236}U в свежем топливе на коэффициент компенсации приведен на рис. 2. Повышение содержания изотопа урана ^{236}U в векторе регенерированного урана приводит к снижению требуемого коэффициента компенсации. Так, например, для формирования топлива эквивалентного обогащения из регенерата с содержанием 5% ^{236}U коэффициент компенсации равен $K=0.073$, в то время как для 20% $K=0.065$, что приводит к увеличению начального обогащения топлива на 0.7 и 1.3% соответственно. Таким образом, перевод реактора СВБР-75/100 на регенерат урана не потребует повышения среднего обогащения топлива по изотопу урана ^{235}U более 20%, что является одним из критериев МАГАТЭ защищенности топливного цикла. При повышении начального присутствия изотопа урана ^{236}U более 50% в свежем топливе коэффициент компенсации K практически не изменяется и остается на уровне $K = 0.062$.

Однако замещение фертильного изотопа ^{238}U изотопом урана ^{236}U в свежем топливе снижает наработку вторичного топлива, что приводит к изменению k_{inf} в конце кампании ядерного топлива. На рисунке 3 показана зависимость коэффициента размножения нейтронов для ENU-топлив с компенсацией изотопа урана ^{236}U . Присутствие 20% ^{236}U в свежем топливе снижает k_{inf} в конце кампании на 0.08 относительных единиц, что не является критичным и может быть скомпенсировано движением органов регулирования реактора [4]. Следует отметить, что замещение изотопа урана ^{238}U изотопом ^{236}U оказывает влияние на коэффициенты реактивности

реактора, однако вопрос безопасности использования регенерированного урана с повышенным содержанием изотопа ^{236}U не является предметом исследований, проводимых в рамках данной работы.

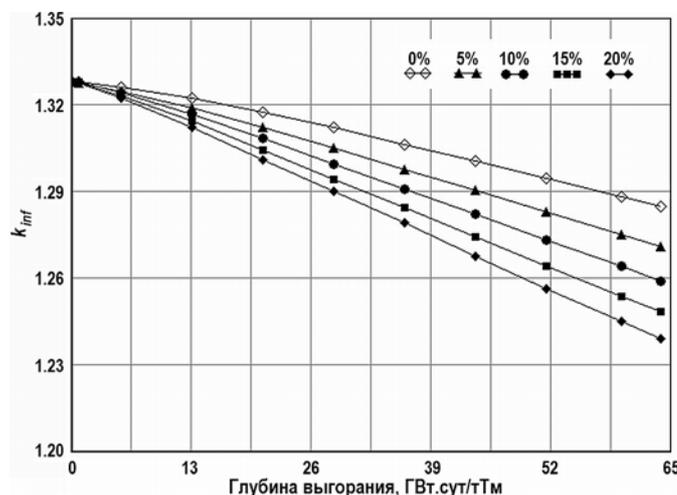


Рис. 3. Зависимость k_{inf} от глубины выгорания (с компенсацией ^{236}U) в СВБР-75/100

СНИЖЕНИЕ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ НАРАБАТЫВАЕМОГО ПЛУТОНИЯ

Сниженное содержание фертильного изотопа ^{238}U в топливе на основе регенерированного урана и вовлечение в цепочку превращения ^{236}U приводит к значительному изменению количества нарабатываемого в ОЯТ плутония (показано в значимых количествах (ЗК), для плутония – 8 кг) и повышению доли четного изотопа ^{238}Pu в плутониевом векторе (рис. 4.)

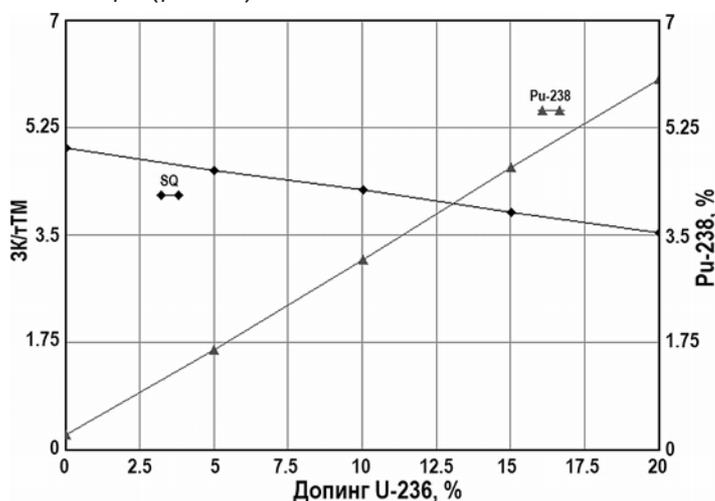


Рис. 4. Изменение наработки плутония (ЗК) и повышение доли изотопа ^{238}Pu в векторе плутония в зависимости от начального присутствия ^{236}U в топливе СВБР-75/100

Подробно механизм наработки плутония, в том числе четных изотопов ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , в случае допинга ^{236}U представлен в работе [5]. Нашей задачей является анализ изотопного вектора ERU-топлива, в частности, необходимого количества изотопа урана ^{236}U , достаточного для наработки непривлекательного для переключения плутония. В таблице 4 показано изменение изотопного вектора нарабатываемого плутония при достижении референтной глубины выгорания топлива в

зависимости от начального содержания ^{236}U . Начальный допинг более 20% ^{236}U , согласно критерию защищенности плутония (присутствие изотопа ^{238}Pu более 6% в плутониевом векторе), приводит к невозможности использования такого материала для производства взрывного устройства (повышенное энерговыделение такого материала приведет к расплавлению окружающей заряд бризантной взрывчатки [5]).

Таблица 4

Изменение изотопного вектора Pu в зависимости от начального допинга ^{236}U

Изотоп	Начальное содержание ^{236}U в топливе					
	0%	5%	10%	15%	20%	25%
^{238}Pu	0.21	1.51	2.86	4.28	5.81	7.48
^{239}Pu	94.84	93.8	92.7	91.5	90.18	88.71
^{240}Pu	4.83	4.58	4.34	4.13	3.93	3.73
^{241}Pu	0.11	0.10	0.095	0.088	0.081	0.07
^{242}Pu	3.53E-3	3.12E-3	2.77E-3	2.92E-3	2.21E-3	1.97E-3
Pu_{tot} , кг/тТМ	38	35.1	32.4	29.8	27.3	24.8

Замещение изотопа ^{238}U изотопом ^{236}U в векторе регенерированного урана приводит к снижению общего количества нарабатываемого в ходе компании топлива плутония. Как можно видеть (табл. 4, рис. 4), присутствие 10 и 25% ^{236}U в свежем топливе снижает наработку плутония на 15 и 35% соответственно.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА СВБР-75/100

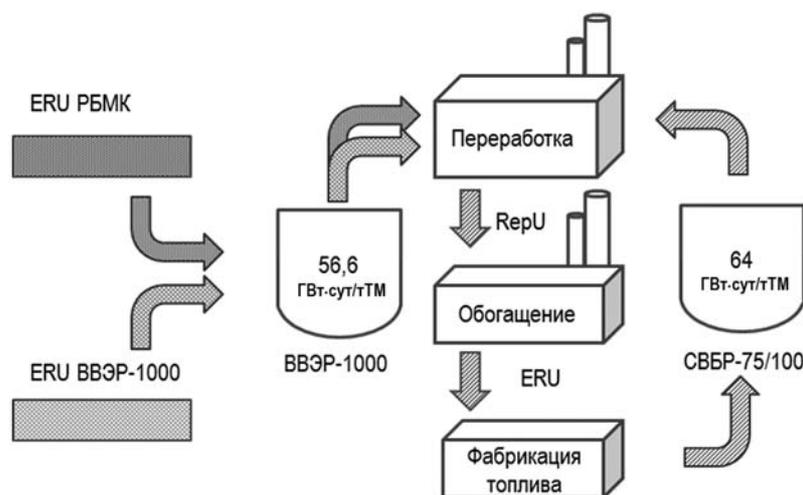


Рис. 5. Топливный цикл реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана

Начальное присутствие 20% и более изотопа ^{236}U в векторе свежего топлива реактора СВБР-75/100 приводит к наработке защищенного плутония. Однако непосредственное выделение и последующий допинг изотопа ^{236}U к материалу свежего топлива крайне сложен. Для формирования топливного цикла повышенной защищенности реактора СВБР-75/100 были произведены оценки стратегий использования регенерированного урана реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 с последующим вовлечением такого урана в качестве материала топлива реактора СВБР-75/100. На рисунке 5 приведен возможный топливный цикл реактора СВБР.

На первой стадии рециклирования регенерированный уран отработавшего топли-

ва ВВЭР-1000 и РБМК-1000 используется в качестве свежего топлива реактора ВВЭР-1000 с эквивалентным обогащением по изотопу урана ^{235}U 5% (ERU 5%). После облучения (вторая стадия рециклирования) такой материал поступает последовательно на заводы по переработке ядерного топлива, обогащения урана и фабрикации ЯТ реактора СВБР. В таблице 4 приведены нуклидные составы ERU-топлива на основе регенерированного урана реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, а также изотопный вектор свежего уранового топлива СВБР-75/100.

Из таблицы 5 видно, что вовлечение регенерированного урана из отработавшего топлива реактора РБМК-1000 и его последовательное использование в качестве свежего топлива ВВЭР-1000, СВБР-75/100 приводит к значительному увеличению доли изотопа ^{236}U в ERU-топливе.

Таблица 5

Изотопный состав ERU реакторов ВВЭР-1000 и СВБР-75/100

Изотоп	ОЯТ ВВЭР-1000		ОЯТ РБМК-1000	
	ВВЭР-1000	СВБР-75/100	ВВЭР-1000	СВБР-75/100
^{234}U	2,53E-02	2,43E-1	1,76E-01	3,22E-01
^{235}U	5,37E+00	17,65E+00	6,12E+00	18,57E+00
^{236}U	1,23E+00	17,85E+00	4,31E+00	31,88E+00
* Изотопный вектор отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, применяемый в расчетах, представлен в работе [12]				

Таким образом, формирование ядерного топливного цикла реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана ОЯТ РБМК-1000 позволит значительно уменьшить привлекательность делящихся материалов такого топливного цикла с точки зрения несанкционированного распространения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для топливного цикла реактора СВБР-75/100 показана возможность использования регенерированного урана с повышенным содержанием изотопа ^{236}U в качестве ядерного топлива. Для проведения нейтронно-физических расчетов и определения нуклидного состава отработавшего топлива реактора СВБР-75/100 была проведена валидация программного комплекса SCALE 5.0 на бенчмарке по выгоранию ядерного топлива СВБР-75/100.

В результате выполнения работы было показано, что вовлечение в топливный цикл быстрого реактора регенерированного урана с повышенным содержанием четных изотопов слабо влияет на размножающие свойства такого топлива и не приводит к необходимости компенсации их начального присутствия. Повышенное содержание изотопа ^{236}U позволяет количественно снизить наработку плутония и повысить внутренние барьеры защищенности через увеличение четных изотопов в плутониевом векторе. Формирование топливного цикла реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана реактора РБМК-1000 позволит значительно снизить привлекательность делящихся материалов такого топливного цикла с точки зрения их несанкционированного распространения.

Литература

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года» Доступна на сайте http://www.businesspravo.ru/Docum/DocumShow_DocumID_163706.html
2. Адамов Е.О. Прорыв в ядерной энергетике: ЗЯТЦ с реакторами с естественной безопасностью – материалы «Атомэкспо -2012» Доступны на сайте <http://2012.atomexpo.ru/>

material2012/06.06.2012

3. Рыжов С.Б., Сптанов В.С., Климов Н.Н., Зродников А.В., Тошинский Г.И., Комлев О.Г. Инновационный проект реакторной установки СВБР-100. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Безопасность АЭС. 2009, вып. 24. С. 5-7.

4. Воронков А.В., Сычугов Е.П., Дедуль А.В., Кальченко В.В., Николаев А.А., Ракишун Е.В. Расчет кампании реактора СВБР-100 с учетом движения органов регулирования и компенсации // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Безопасность АЭС. 2009, вып. 24. С. 38-43.

5. Kessler G. Plutonium Denaturing by ^{238}Pu . *Nuclear Science and Engineering*. Vol. 155, No. 1, January 2007, PP. 53-73.

6. Kang J., von Hippel F. N. U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233. *Spent Fuel Science & Global Security*. Vol. 9. PP 1-32. 2001.

7. Крючков Э., Ансэ В., Глебов В, Краснобаев А., Шмелев А. Обогащенный уран с добавлением изотопа ^{232}U : защищенность от несанкционированного распространения // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. №4. С. 93.

8. Дьяченко А., Балагуров Н., Артисюк В. Использование регенерированного урана топлива с глубоким выгоранием // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012. № 1. С. 135

9. Bowman S.M. Overview of the SCALE Code System / S.M. Bowman // *Trans. Am. Nucl. Soc.* – 2007. № 97. Nov. 11–15. – PP. 589–591.

10. Воронков А.В., Головкин С.Л. Системное обеспечение комплекса программ «Реактор-ГП» // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Безопасность АЭС. 2009. Вып. 24. С. 19-29.

11. Durante Pierre. Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group. *TopFuel'97*. BNES. 1997.

12. Ellis Ronald 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.*

13. Tataurov A., Kvator V. R&D Report. Calculated-experimental studying nuclide composition of SNF from VVER-440, VVER-1000, and RBMK-1000. RNC «KI», 2002 (in Russian).

Поступила в редакцию 21.01.2014 г.

Авторы

Дьяченко Антон Игоревич, ведущий специалист,
E-mail: dyachenkoai@mail.ru

Федоров Михаил Игоревич, аспирант
E-mail: fedorovmikhail@bk.ru

Соловьев Сергей Валерьевич, аспирант
E-mail: sv_solovyev@mail.ru

Балагуров Николай Андрианович, эксперт, канд. техн. наук
E-mail: nbalagurov@yandex.ru

Артисюк Владимир Васильевич, проректор по международной деятельности,
директор департамента международной деятельности, доктор техн. наук
E-mail: artisyuk@scicet.ru

UDC 621.039.543.4

**CALCULATIONAL STUDIES FOR SECURITY JUSTIFICATION
OF SVBR-100 REACTOR FUEL CYCLE
BASED ON REPROCESSED URANIUM**Dyachenko A.I. *, Fyodorov M.I. **, Solovyev S.V. **, Balagurov N.A. *, Artisyuk V.V. *

* Rosatom Central Institute for Continuing Education and Training,
21, Kurchatov str., Obninsk, Kaluga reg., 249031 Russia

** Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear
University "MEPHI". 1, Studgorodok str., Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

It has been of general practice for several decades to use reprocessed uranium (RepU) in existing nuclear power reactors to save uranium resources. However, the effect of reprocessing on the fuel cycle economy is still under discussion. Nowadays the major issues concerning the use of reprocessed uranium are specific measures necessary to compensate the presence of even Uranium isotopes ^{234}U and ^{236}U (neutron poisons) in loading fuel and ^{232}U isotope decay chain products (^{208}Tl – intensive gamma ray emitter with energy 2.614 MeV). In general, the presence of even Uranium isotopes leads to increased SWU demands and increased cost of U_3O_8 transformation into uranium hexafluoride, UF_6 . Recent trends in fuel cycle development are focusing the saving of uranium resources, closing of nuclear fuel cycle and therefore an additional feasibility study for uranium reprocessing is necessarily required. Another feature of reprocessed uranium use is the possibility to increase the barrier against proliferation. The present paper deals with the possible use of reprocessed uranium to form barriers against proliferation of fissile materials in SVBR-100 fuel cycle. The features of the reprocessed uranium use in fast reactors are shown, quantitative estimates of the compensation of the initial presence of ^{236}U isotope are given. Quantitative estimates of the required initial presence of ^{236}U isotope in order to reduce the attractiveness of plutonium from the view point of proliferation are made. Quantitative estimates of possible using of reprocessed uranium from spent nuclear fuel of VVER-1000 and RBMK-1000 reactors.

Keywords: SVBR-100, nonproliferation, reprocessed uranium, denaturation.

REFERENCES

1. Federal target program «Nuclear power technologies of new generation in 2010-2015 and until 2020». Available at: http://www.businesspravo.ru/Docum/DocumShow_DocumID_163706.html (in Russian).
2. Adamov E. Breakthrough in Nuclear Energy: CNFC with natural safety – «Atomexpo -2012». Available at: <http://2012.atomexpo.ru/material2012/06.06.2012> (in Russian).
3. Ryzhov S.B., Stepanov V.S., Klimov N.N., Zrodnikov A.V., Toshinskiy G.I., Komlev O.G. Innovative design of SVBR-100 reactor. *Problems of Atomic Science and Technology. NPP Safety*. 2009, iss. 24, pp. 5-7 (in Russian)
4. Voronkov A.V., Sychugova E.P., Dedul A.V., Kalchenko V.V., Nikolaev A.A., Rakshun E.V. SVBR-100 reactor life-time calculation considering control and burn-up compensation RODS movement *Problems of Atomic Science and Technology. NPP Safety*. 2009, iss. 24, pp. 38-43 (in Russian).
5. Kessler G. Plutonium Denaturing by ^{238}Pu . *Nuclear Science and Engineering*, v. 155, no. 1, January 2007, pp. 53-73.
6. Kang J., von Hippel F.N. U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233. *Spent Fuel Science & Global Security*. 2001, v. 9, pp. 1-32.

7. Kryuchkov E., Apse V., Glebov V., Krasnobaev A., Shmelev A. Obogashchennyj uran s dobavleniem izotopa ^{232}U : zashchishchennost' ot nesanktsionirovannogo rasprostraneniya. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 4, p. 93 (in Russian).
8. Dyachenko A., Balagurov N., Artisyuk V. On the Issues of Uranium Reprocessed from High Burnup Fuels. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, p. 135 (in Russian).
9. Bowman S.M. Overview of the SCALE Code System. Ed. S.M. Bowman. *Trans. Am. Nucl. Soc.* – 2007, no. 7, Nov. 11–15, pp. 589–591.
10. Voronkov A.V., Golovkov S.L. System facilities of REACTOR-GP code package. *Problems of Atomic Science and Technology. NPP Safety.*, 2009, iss. 24, pp. 19-29 (in Russian).
11. Durante Pierre. Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group. TopFuel'97. BNES. 1997.
12. Ellis Ronald 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.*
13. Tataurov A., Kvator V. R&D Report. Calculated-experimental studying nuclide composition of SNF from VVER-440, VVER-1000, and RBMK-1000. RNC «KI» Publ., 2002 (in Russian).

Authors

D'yachenko Anton Igorevich, Specialist of International Training Center

E-mail: dyachenkoai@mail.ru

Fedorov Mikhail Igorevich, Postgraduate Student

E-mail: fedorovmikhail@bk.ru

Solovyev Sergey Valer'evich, Postgraduate Student

E-mail: sv_solovyev@mail.ru

Balagurov Nikolay Andrianovich, Expert, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: nbalagurov @yandex.com

Artisyuk Vladimir Vasil'evich, Vice-Rector CICE&T, Director of International Training Center, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: artisyuk@scicet.ru