

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК РЕМИКС-ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛЕ В РЕАКТОРАХ ВВЭР

**В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова,
В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков**

ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского, Обнинск



Выполнены расчетные исследования состава топлива в реакторе ВВЭР-1000 при многократном рецикле плутония и урана с подпиткой 20% ураном (РЕМИКС-топливо). Даны результаты расчета потребления природного урана, работы разделения, накопления младших актинидов и мощности дозы от ТВС со свежим топливом. Выполнено сравнение реакторов ВВЭР-1000 с различными видами топлива (UO_2 , РЕМИКС и МОКС-топливо) по указанным характеристикам.

Ключевые слова: МОКС-топливо, РЕМИКС-топливо, легководный реактор ВВЭР, топливный цикл, уран, плутоний, активная зона, рециклирование урана, рециклирование плутония, изотопный состав, ОЯТ.

Key words: MOX-fuel, REMIX-fuel, light water reactor VVER, fuel cycle, uranium, plutonium, core, uranium recycling, plutonium recycling, isotopic composition, SNF.

ВВЕДЕНИЕ

Использование МОКС или РЕМИКС-топлива в легководных реакторах типа ВВЭР (PWR) является средством замыкания топливного цикла, интерес к которому растет в связи с накоплением отработавшего топлива этих реакторов.

Альтернативой МОКС-топливу, при получении которого выделенный из ОЯТ плутоний смешивается с обедненным или регенерированным ураном, может служить РЕМИКС-топливо (Regenerated Mixture of U-, Pu-oxides) на основе уран-плутониевого регенерата, который выделяется из ОЯТ, очищается от других актинидов и продуктов деления и смешивается с обогащенным ураном (топливо подпитки) для обеспечения необходимого энергопотенциала (см., например [1,2]). Предполагается при этом, что вследствие относительно низкого содержания плутония в таком топливе, возможна 100%-ая загрузка им активной зоны реактора ВВЭР-1000. При многократном рециклировании и включении в РЕМИКС-топливо всего выгружаемого плутония такое топливо может полностью избавить от накопления плутония и сильно сократить накопление регенерированного урана.

В работе [3] рассмотрено влияние на физические характеристики реактора ВВЭР-1000 полной замены в активной зоне уранового топлива на регенерированное уран-плутониевое и показано, что после двукратного рециклирования расчетные характеристики загрузки с таким топливом не выходят за пределы проектных ограничений активной зоны реактора ВВЭР-1000.

© **В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова,
В.Е. Коробицын, А.Ю. Пузаков, 2013**

Вместе с тем известно [4], что рециклирование плутония приведет к увеличению его содержания в топливе и ухудшению его изотопного состава (увеличению доли четных изотопов). Это, в свою очередь, приведет к ухудшению радиационных характеристик ТВС со свежим топливом. Рециклирование урана приведет к накоплению ^{232}U , что также приведет к ухудшению радиационных характеристик свежего топлива. Кроме того, ухудшение изотопного состава плутония и урана (увеличение содержания ^{236}U) приведет к увеличению образования младших актинидов (нептуния, америция и кюрия). Поэтому представляется целесообразным оценить изменение нуклидного состава рассматриваемого уран-плутониевого топлива при многократном рециклировании и его влияние на указанные выше характеристики. Представляется также целесообразным сравнить характеристики топливных циклов реакторов ВВЭР с топливами различного состава.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РЕМИКС-ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛИРОВАНИИ

Рассмотрим изменение нуклидного состава уран-плутониевого топлива в процессе многократного рециклирования в реакторе ВВЭР-1000. Количество ТВС активной зоны с РЕМИКС-топливом, кратность перегрузок и выгорание в будем считать такими же, как в референтной урановой активной зоне со средним по ТВС обогащением 4,33% [3] и выгоранием 49,2 МВт·сут/кг.

В работе [3] при формировании активной зоны с РЕМИКС-топливом массовая доля уран-плутониевого регенерата и высокообогащенного урана при их смешивании были приняты равными 0,8 и 0,2, соответственно. Сохранение энергопотенциала топлива достигалось подбором обогащения урана в топливе подпитки, которое составило в среднем по ТВС для топлива первого рецикла 17,1%.

В отличие от работы [3] в наших расчетах в качестве топлива подпитки использовался уран постоянного состава с максимально возможным разрешенным для использования в гражданских целях 20%-ным обогащением. Кроме того, принималось, что весь плутоний (с учетом потери 0,1%) извлекается из регенерата и в виде двуокиси поступает в свежее топливо следующего рецикла. Обеспечение необходимого энергопотенциала топлива достигалось подбором массовой доли топлива подпитки. При этом массовая доля подпитки в топливе первого рецикла составила 16,1%.

Так же, как и в работе [3], предполагалось, что время выдержки ОЯТ после облучения до переработки составляет 5 лет. Время от выделения уран-плутониевого регенерата до погрузки его в составе топлива в реактор принималось равным одному году.

Расчет ТВС с урановым и уран-плутониевым топливом в процессе выгорания производился с использованием программы WIMS-ABBN [5], представляющей собой модифицированную версию программы WIMS-D4 [6], а также программ AVERAGE и CREDE [7]. Считалось что для сохранения энергопотенциала ТВС достаточно выполнения условия сохранения средней по ТВС величины K_{inf} на конец цикла реактора, где K_{inf} – коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, состоящей из ТВС данного типа.

На рисунке 1 показаны зависимости обогащения по ^{235}U (кривая 1) и по сумме делящихся изотопов урана и плутония (кривая 2) от количества рециклов. Для сравнения нанесены также значения (точки % и %), взятые из работы [3].

Следует отметить, что в работе [3] рассмотрено изменение физических характеристик реактора лишь при двукратном рециклировании топлива и показано, что при этом не требуется каких-либо изменений конструкции реактора. Обоснование физических характеристик реактора в случае многократного рецикла топлива требует отдельного рассмотрения.

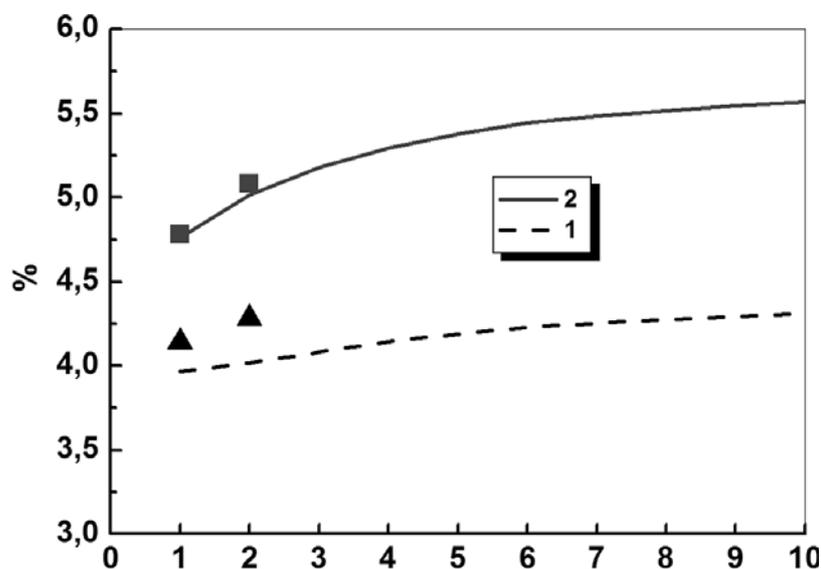


Рис. 1. Обогащение топлива (% по массе) от номера рецикла

На рисунке 2 приведены уменьшение относительно уранового топлива расхода природного урана (1) и работы разделения (2). При расчетной оценке этих характеристик содержание ^{235}U в отвальном уране принималось равным 0,2%.

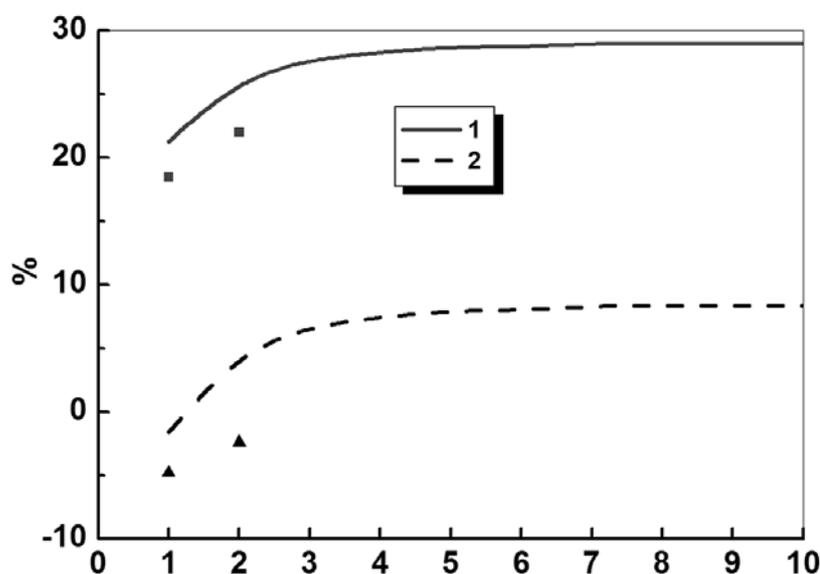


Рис. 2. Уменьшение расхода природного урана (1) и работы разделения (2) относительно уранового топлива

Потребление природного урана при использовании уран-плутониевого регенерата уменьшается по сравнению с урановым топливом на 21% в первом рецикле и на 29% в стационарном состоянии. При этом количество работы разделения сокращается незначительно (до 8% в стационарном состоянии).

Следует отметить, что некоторые отличия приводимых на рис. 1 и 2 результатов от данных работы [3] объясняются возвратом всего плутония в топливо и несколько большим обогащением топлива подпитки в наших расчетах. Последнее позволяет несколько увеличить количество регенерата в свежем топливе за счет уменьшения количества

^{238}U , вводимого с топливом подпитки. Увеличение количества плутония приводит к уменьшению обогащения топлива ^{235}U , требующегося для сохранения энергопотенциала, что и следует из результатов расчета, приведенных на рис. 1. Суммарное количество делящихся изотопов урана и плутония при этом остается одинаковым, что также видно из рис. 1.

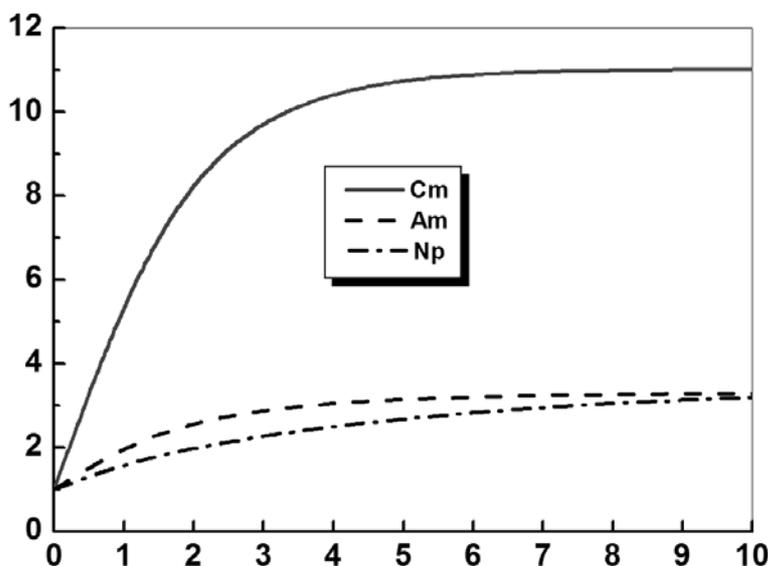


Рис. 3. Относительное увеличение выгрузки Np, Am и Cm по сравнению с реактором на урановом топливе

На рисунке 3 демонстрируется относительное увеличение выгрузки Np, Am и Cm по сравнению с урановым топливом (после 5 лет выдержки). Из рисунка видно, что выгрузка нептуния и америция увеличивается примерно в три раза, а выгрузка кюрия — в 10 раз.

Мощность эквивалентной дозы от незащищенной свежей ТВС с РЕМИКС-топливом 10-ого рецикла представлена в табл. 1. Вклад в мощность дозы от ^{232}U и продуктов его распада показаны в табл. 2. Расчеты мощностей источников нейтронного и фотонного излучений проводились по программе CARE [8], а мощности доз — по программе DORT [9] в (r, z) -геометрии в P3S16-приближении с использованием системы констант БНАБ-93/CONSYST [10, 11].

Таблица 1

Суммарная мощность дозы нейтронного и фотонного излучения от свежей ТВС с РЕМИКС-топливом 10-го рецикла

Расстояние от поверхности ТВС, см	0	50	100	200
Суммарная мощность дозы, мкЗв/ч	2390	331	168	67.9

На рисунке 4 представлено содержание ^{232}U в уране свежего топлива в зависимости от количества рециклов. Сам ^{232}U вносит малый вклад в мощность γ -излучения, основной вклад в мощность дозы вносят продукты его распада. Поэтому мощность дозы зависит от времени после химической очистки урана (в нашем случае — после регенерации топлива).

По данным работы [12] мощность дозы на расстоянии 1 м от незащищенных ТВС реактора ВВЭР-1000 с UO_2 и МОКС-топливом энергетического состава равна 2,6 и 120 мкЗв/ч соответственно.

Таблица 2

Вклад в мощность дозы (мкЗв/ч) от ^{232}U и продуктов его распада в зависимости от времени после выделения U-Pu регенерата для топлива 10-го рецикла

Расстояние от поверхности ТВС, см		0	50	100	200
Время после выделения U-Pu регенерата, лет	0.5	529	71.3	35.9	14.7
	1.0	972	131	66	27
	10	2940	397	200	81.8

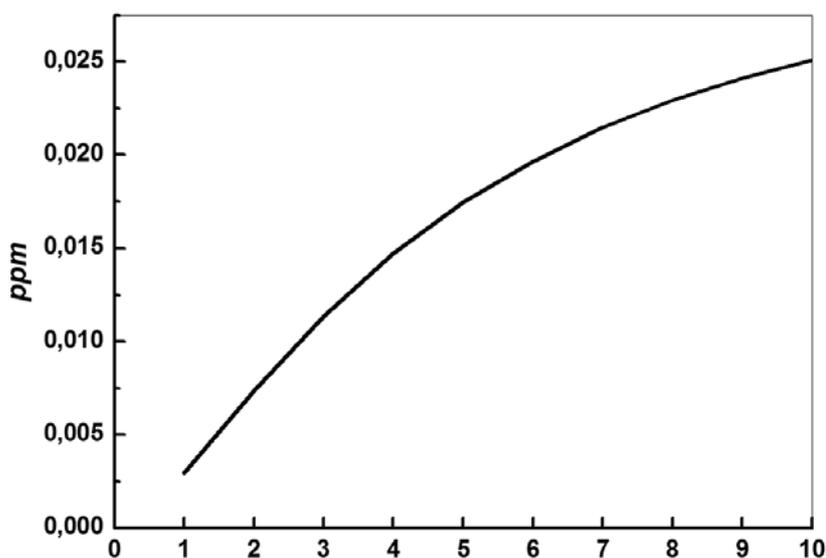


Рис. 4. Содержание ^{232}U в уране свежего топлива

Поскольку мощность дозы от ^{232}U пропорциональна его содержанию в ТВС, из приведенных данных следует, что мощность дозы от свежей ТВС с РЕМИКС-топливом будет сильно зависеть от количества рециклов и времени после выделения регенерата. Для топлива первого рецикла мощность дозы меньше мощности дозы от ТВС с МОКС-топливом. При многократном рециклировании мощность дозы от ТВС с РЕМИКС-топливом превосходит мощность дозы от ТВС с МОКС-топливом. Представленные результаты расчетов показывают, что мощность дозы от ТВС с РЕМИКС-топливом сравнима с мощностью дозы от ТВС с МОКС-топливом и многократно превосходит мощность дозы от урановой ТВС.

СРАВНЕНИЕ НЕКОТОРЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ СИСТЕМ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 С ТОПЛИВОМ РАЗЛИЧНОГО ТИПА

Сравним некоторые характеристики систем реакторов ВВЭР-1000 с различными видами топлива. Рассмотрим три варианта:

- 1) все реакторы работают на урановом топливе (референсная урановая а.з.);
- 2) все реакторы работают на топливе из регенерата урана и плутония – РЕМИКС-топливе – с составом, соответствующим стационарному состоянию, достигаемому в процессе многократного рециклирования урана и плутония;
- 3) ряд реакторов работает на урановом топливе (такие же, как в варианте 1), а остальные – с частичной (33%) загрузкой МОКС-топлива. Урановое топливо в этом варианте имеет обогащение 4,1%. Содержание делящихся изотопов плутония в МОКС-топли-

ве составляет 3,87%. Содержание U235 – 0.2%. Выгорание в урановых- и МОКС-ТВС составляет 41,9 и 39,1 МВтЧсут/кг соответственно[12].

Полное количество реакторов во всех вариантах будем считать одинаковым и постоянным во времени. Все реакторы работают в стационарном режиме перегрузок. Соотношение между количеством реакторов на уране и с частичной загрузкой МОКС-топлива в третьем варианте определяется из условия, что количество делящегося плутония, выделяемого из всех отработавших урановых ТВС всех реакторов, равно количеству делящегося плутония, загружаемого во все ТВС с МОКС-топливом.

Данные по составу загружаемого и выгружаемого топлива реактора ВВЭР-1000 с частичной загрузкой (33%) реакторного плутония возьмем из расчетов РНЦ КИ, результаты которых приведены в работе [13]. Выдержка топлива в этих расчетах предполагалась равной 4 годам.

Приближенно будем считать, что стационарный состав топлива во втором варианте соответствует десятому рециклу.

Определяемое из условия баланса делящихся изотопов плутония, выгружаемого из урановых ТВС и загружаемого в ТВС с МОКС-топливом, количество реакторов с частичной загрузкой МОКС-топливом в третьем варианте составляет 70% от количества урановых реакторов или около 40% от общего количества.

В таблице 3 представлены относительные данные по потреблению природного урана и работе разделения в рассматриваемых вариантах.

Таблица 3

Относительные значения потребления природного урана и работы разделения

Номер варианта	Потребление природного урана	Работа разделения
1	1.00	1.00
2	0.71	0.92
3	0.86	0.86

В варианте № 1 если ОТВС не перерабатываются, то все они поступают в хранилище. Если ОТВС перерабатываются, то регенерированный уран, плутоний и МА в полном объеме поступают на склады.

В варианте № 2 все ОТВС перерабатываются и в хранилище не поступают. Регенерированный плутоний полностью, а регенерированный уран почти на 90% используются при изготовлении свежего топлива. На склады поступает лишь около 10% урана и все наработанные МА. При этом, как указано выше, наработка МА сильно увеличивается по сравнению с вариантом № 1.

В варианте № 3 количество выгружаемого плутония сокращается по сравнению с вариантом № 1 на 40%, причем он размещается в количестве отработавших ТВС с МОКС-топливом примерно в шесть раз меньше. Эти ТВС должны быть переработаны, и выделенный плутоний использован для изготовления топлива для реакторов на быстрых нейтронах.

Накопление нептуния в этом варианте даже несколько снизится по сравнению с системой, состоящей из урановых реакторов, а накопление америция и кюрия возрастет соответственно в 1,4 и 2 раза. Сравнение накопления МА во втором и третьем вариантах показывает, что в сбалансированной системе, состоящей из урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива, накопление нептуния, америция и кюрия будет в 3, 2 и 5 раз, соответственно, меньшим, чем в сис-

теме с таким же количеством реакторов с РЕМИКС-топливом. Следует отметить, что приведенные оценки сделаны в предположении, что плутоний, выгружаемый из реакторов в варианте № 1, и плутоний, выгружаемый из ТВС с МОКС-топливом в варианте № 3, после указанных времен выдержки выделяются и поступают в быстрые реакторы. Если плутоний не поступает в быстрые реакторы и присутствующий в нем Pu^{241} распадается полностью, накопление америция в варианте № 1 станет примерно таким же, как в варианте № 2, а в варианте № 3 будет примерно на 10% меньше, чем в варианте № 2.

Как показано выше, мощность дозы от ТВС с топливом на основе уран-плутониевого регенерата изменяется в зависимости от времени выдержки после выделения уран-плутониевого регенерата и номера рецикла. Однако в любом случае можно считать, по-видимому, что радиационные характеристики этих ТВС сравнимы с характеристиками МОКС-ТВС и обе эти ТВС являются высокофоновыми по сравнению с низкофоновой урановой ТВС.

При этом важно отметить, что в системе реакторов с уран-плутониевым регенератом (вариант 2) все ТВС содержат плутоний и должны изготавливаться по более дорогой технологии. Кроме того, повышенная мощность излучения затрудняет обращение с ними. В одинаковой по количеству реакторов системе, состоящей из урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топливом (вариант 3), доля таких ТВС составляет лишь 1/6 часть, а остальные ТВС – низкофоновые урановые ТВС.

В связи с этим следует отметить, что стоимости изготовления ТВС с МОКС-топливом и РЕМИКС-топливом, по-видимому окажутся близкими. В то же время известно, что стоимость изготовления МОКС ТВС на основе высокофонового плутония существенно выше стоимости изготовления ТВС на основе уранового топлива. По данным зарубежных источников (см., например, [14]) стоимость изготовления ТВС с МОКС-топливом превосходит стоимость изготовления урановых ТВС по крайней мере в пять раз.

Предварительное рассмотрение затрат на свежее ядерное топливо показало следующее. Затраты на топливо складываются из следующих составляющих: затрат на покупку природного урана, его конверсию в гексафторид урана для последующего обогащения, собственно обогащение, изготовление ТВС.

Стоимость плутония, идущего на изготовление МОКС ТВС, можно принять равной нулю, поскольку затраты на его выделения входят в затраты на переработку ОЯТ, которая предусматривается как в технологии МОКС-топлива, так и в технологии РЕМИКС-топлива. Стоимости изготовления ТВС с МОКС-топливом и РЕМИКС-топливом, по-видимому, окажутся близкими. В то же время известно, что стоимость изготовления МОКС ТВС на основе высокофонового плутония существенно выше стоимости изготовления ТВС на основе уранового топлива. По данным зарубежных источников (см., например, [9]) стоимость изготовления ТВС с МОКС-топливом превосходит стоимость изготовления урановых ТВС по крайней мере в пять раз.

Как видно из табл. 2, вариант использования РЕМИКС-топлива (вариант 2) дает большую экономию в природном уране по сравнению с вариантом использования МОКС-топлива, в то время как более заметная экономия работы разделения имеет место для варианта МОКС-топлива.

Однако главный вклад в экономию затрат на топливо в варианте 3 дает существенное (в шесть раз, см. выше) сокращение количества достаточно дорогих ТВС, содержащих высокофоновый плутоний.

Относительные величины затрат на топливо для трех рассмотренных вариан-

тов даются в табл. 4.

Таблица 4

Относительные затраты на топливо

Затраты	Вариант № 1 (UOX)	Вариант № 2 (REMIX)	Вариант № 3 (МОХ)
Природный уран	0.45	0.32	0.41
Конверсия	0.09	0.06	0.08
Обогащение	0.13	0.12	0.12
Изготовление ТВС	0.33	1.60	0.59
Полные затраты	1.0	2.1	1.2

Из представленных результатов следует, что соотношение затрат на топливо, приходящихся на единицу мощности для рассмотренных вариантов, выглядит следующим образом:

$$UOX : REMIX : MOX = 1 : 2,1 : 1,2.$$

Затраты на заключительную стадию топливного цикла здесь не учитывались. Однако учет их, по-видимому, приведет к еще более сильному проигрышу варианта с РЕМИКС-топливом вследствие большего объема плутонийсодержащего топлива, для которого требуется более дорогая технология переработки ОЯТ[9].

Из приведенных выше результатов сравнения можно сделать заключение, что вследствие большей стоимости топливной составляющей и большего накопления малых актинидов использование РЕМИКС-топлива в реакторах ВВЭР представляется менее привлекательным по сравнению с МОКС-топливом.

Литература

1. Федоров Ю.С., Бибичев Б.А., Зильберман Б.Я., Кудрявцев Е.Г. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах. / Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 2. С. 136-141.
2. Fedorov Yu.S., Kudryavtsev E.G., Bibichev B.A. et al. Use of regenerated uranium and plutonium in VVER reactors. – In Proc. of Intern. Conf. Global’2005, Tsukuba, Japan. Oct. 9-13, 2005, paper 124, p. 5.
3. Павловичев А.М., Павлов В.И., Семченков Ю.М. и др. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония. / Атомная энергия, 2006, т. 101, вып. 6. С. 407-413.
4. Nuclear Science. Physics of Plutonium Recycling. Volume VI. Multiple Pu Recycling in Advanced PWRs. NEA OECD, 2002. ISBN: 92-64-19957-8. Page 9.
5. Nikolaev M., Tsiboulia A., Zherdev G. et al. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar. Obninsk, April 24-25, 1995.
6. Askew J.R., Fayers E.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS: J. Brit. Nucl. Soc., 5, 564 (1966).
7. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide-Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. v.3 – Calculations Performed in the Russian Federation. ORNL/TM-13603/V3. p. 6-8, 1998.
8. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. Препринт ФЭИ-

2431, Обнинск, 1995.

9. DOORS -3.2: One-, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/ Photon Transport Code System, RSIC Computer Code Collection CCC-650 / Oak Ridge National Laboratory, 1997.

10. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. // Сб. ВАИТ. Серия Ядерные константы. Вып. 1, с. 59-98. М., 1996.

11. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ – 2828, Обнинск, 2000.

12. Павловичев А.М., Павлов В.И., Стырин Ю.А. и др. Проект МНТЦ-1443. Системный анализ сценариев утилизации оружейного и энергетического плутония в ядерном топливном цикле России с учетом факторов экономики, нераспространения, экологии. Исходные данные по ядерным реакторам для системного анализа. Часть I. С. 70-91. Москва. 2001.

13. Там же, с. 134-136.

14. *Shropshire D.E. et al.* Advanced Fuel Cycle Cost Basis, INL/EXT-07-1207 Rev.1. 2008.

<http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3915965.pdf>.

Поступила в редакцию 31.07.2013

УДК 621.039.052

Numerical simulation of the coolant flow in the porous body model of a fast breeder reactor \ Leskin S.T., Slobodchuk V.I., Shelegov A.S., Yaurov S.V., Chistozvonova E.A., Sorokin A.P., Opanasenko A.N., Kalyakin S.G., Zaryugin D.G.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages, 8 illustrations. – References, 5 titles.

The results of numerical simulation of the coolant flow in the model of a fast breeder reactor are presented. 3D-model of an experimental facility is developed and the simulation is carried out with ANSYS CFD code. The porous body approach is used for simulation of complicated elements of the reactor model such as heat exchangers, reactor core. The numerical results of thermohydraulic characteristics for the case of the coolant forced circulation as well as for the case of emergency cooling are presented. The numerical results are in qualitative agreement with the experimental data. The performance capability of a passive emergency cooling system with self-contained heat exchangers is confirmed.

УДК 53.072.8

Conception design of intensive nonreactor neutron source based on hydrogen ion accelerator \ Kononov O.E., Kononov V.N., Bokhovko M.V., Gremiachkin D.E.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 7 illustrations. – References, 3 titles.

Creation of intensive neutron source for various types of neutron therapy is discussed. The way to generate intensive neutron beams and they ability is described. Shown that accelerator with 3 MeV beam energy it is possible to create neutron facility for oncology clinic.

УДК 621.039.526.034+621.039.546.8:536.24

Experimental analysis of flowrates distribution features in double-loop reactor channels \ Avdeev E.F., Chusov I.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 7 pages, 5 illustrations. – References, 5 titles.

Experimental data on the flowrate distribution in working channels dummies of «Research reactor model» experimental facility with double-loop configuration are provided. The procedures of experiments performance and received experimental data processing are provided in detail. Based on the fulfilled experiments, the conclusion was made on applicability of the obtained data for the reactor plant safety analysis.

УДК 532.5

The equations and algorithms for the calculation of temperature fields of shells of revolution in aerodynamic flow considering dependence of its material properties on the temperature \ Rozman L.S.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 6 titles.

Due to the rapid development of space exploration programs using rockets with nuclear facilities there was a necessity to quickly and efficiently calculate temperature fields of head part of missile to ensure safe transport of nuclear installations to orbit. We consider the formulation and solving algorithms of the non-stationary problem for calculation of temperature fields of shell of revolution in high-temperature aerodynamic flow with known temperature. We propose and consider the physical model and calculation of temperature fields in the frontal part and in circle sections of the shell of revolution. The proposed physical model of shell heat transfer with the ablation of material will predict the ability to perform the targeting of the shell by calculating the temperature fields and the total thickness of entrained layers for different possible values of the parameters defining the ablation parameters for shell material.

УДК 621.039.516

The comparison analyses of VVER REMIX-fuel characteristics when multiple recycling were made \ Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobitsyn V.E., Puzakov A.Yu.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica»

(Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 9 titles.

The calculation studies on VVER-1000 fuel composition when multiple plutonium and uranium recycling along with medium enriched uranium feeding (REMIX-fuel) were made. The calculation results of natural uranium consumption, separation work, minor actinide accumulation, and the dose rates of FAs with fresh fuel are given. A comparison between VVER-1000 types reactors fuelled with different fuels (UO_2 , REMIX, MOX) on characteristics indicated above was performed.

УДК 621.039.54

Investigations on justification and development of concept of direct-steam NPP with water cooled reactor at supercritical parameters with fast resonance spectrum \ Glebov A.P., Klushin A.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 10 pages, 8 tables, 2 illustrations. – References, 10 titles.

The features of experimental reactor WWER-SCD-30 cooled by water of supercritical parameters ($P = 25$ MPa, $t = 540$ °C), with power of 30 MWt are considered. This reactor is characterized by fast resonance neutron spectrum and two-pass coolant flow scheme. Physical characteristics of WWER-SCD-30 calculated for three types of fuel are given. The first of them is based on UO_2 with ~ 20 % enrichment. The two other fuel types are from depleted uranium enriched by weapon or commercial plutonium. Application of small fuel assemblies without sheath that consist of ~ 19 fuel pins in each is provided. Calculated data on fuel cycles with these fuel types including values of K_{ef} and maximum power density distribution form factor K_q – on fuel assembly and K_v – throughout the reactor core volume in dependence of burning up duration are presented. The heat removal scheme of NPP with WWER-SCD-30 reactor is discussed. The maximum temperature on the fuel pin cladding is not higher than 620 °C.

УДК 621.039.516

Stochastic theory for zero-power nuclear reactors. Part 1. Physical and mathematical models \ Volkov Yu.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages. – References, 16 titles.

Stochastic theory built for zero-power nuclear reactors. The equations were obtained for the multidimensional generating and characteristic functions describing the probabilistic behavior in time branching process with several types of particles and migration. Branching process is a mathematical model of in neutron multiplication assumed in a nuclear reactor with an external neutron source.

УДК 621.039.55

Calculations in support of MIR research reactor conversion to low-enriched fuel \ Izhutov A.L., Maynskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Fedoseev V.E.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 5 tables, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The paper presents the results of the calculations in support of MIR reactor conversion to low-enriched uranium fuel (LEU fuel). There were two LEU fuel types with 19.7% enrichment studied based on uranium dioxide and U9%Mo alloy. The neutron-physical and thermal-hydraulic calculations show that there is a slight decrease (4-6%) of fast neutron fluence on the experimental fuel element claddings during the conversion as well as a significant decrease of the annual consumption of FAs (30-33%) and ^{235}U (8-12%). However, the total uranium consumption increases by approximately 4 times. The results also show that the conversion to LEU fuel does not degrade the safe operation criteria (performance of the control and safety rods, departure from nuclear boiling, heat exchange crisis, etc.). It is concluded that the conversion of the MIR research reactor to LEU-fuel is feasible in principle with insignificant changes of the reactor experimental capabilities.