

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ НА РАЗМНОЖАЮЩИЕ И ВОСПРОИЗВОДЯЩИЕ СВОЙСТВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ КЛТ-40С

Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, И.С. Мартынов, В.Н. Нестеров

Физико-технический институт ФГАОУВО "Национальный исследовательский Томский политехнический университет". 634050 г. Томск, пр. Ленина, 30



Представлена методика определения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах. Даются основные конструктивные особенности реактора, необходимые для расчета. Показано, что тип воспроизводящих нуклидов практически не влияет на формирование спектра плотности потока нейтронов. Определены вклады каждой группы нейтронов в скорость реакции деления при проектном содержании делящегося нуклида 18,6%. Получены зависимости средних значений макроскопических сечений деления, поглощения для делящихся нуклидов и радиационного захвата для воспроизводящих нуклидов от содержания делящегося нуклида в ядерном топливе. Усреднение сечений проводилось по спектру плотности потока нейтронов.

В результате получены зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива от содержания делящегося изотопа для различных топливных композиций уранового и ториевого циклов на начало кампании реакторной установки КЛТ-40С. Показано, что с точки зрения эффективного коэффициента размножения при содержании делящегося изотопа свыше 5% наилучший результат у композиции $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$, до 5% – у композиции $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$. С точки зрения коэффициента воспроизводства при содержании делящегося изотопа до 10% наилучший результат у композиции $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$, свыше 10% его значения сравнительно одинаковы для композиций $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$, $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ и $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$.

Таким образом, наиболее эффективной в начале кампании ядерного топлива является композиция $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ с содержанием нуклида ^{233}U свыше 5% за счет очень высоких значений эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Ключевые слова: реакторная установка КЛТ-40С, эффективный коэффициент размножения, коэффициент воспроизводства, урановый топливный цикл, ториевый топливный цикл.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

В силу огромной по размерам, различной по климатическим условиям и, довольно часто, труднодоступной территории Российская Федерация характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов.

© Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, И.С. Мартынов, В.Н. Нестеров, 2016

Большие территории находятся вне зоны централизованного электроснабжения, и энергообеспечение этих отдаленных регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, завоз которого связан с большими затратами, а эксплуатация наносит серьезный экологический ущерб окружающей среде [1–5].

Оценки показывают, что для удаленных труднодоступных районов ядерная энергетика представляет разумную альтернативу традиционной, базирующейся на углеводородном топливе. Сейчас существует несколько проектов (на различной стадии реализации) атомных станций, предназначенных для выработки тепловой и электрической энергии в малоосвоенных районах [6–10].

Для размещенных в отдаленных районах атомных энергоисточников одним из важных для экономичности показателей является время работы до перегрузки топлива, которое характеризуется коэффициентами размножения и воспроизводства, при этом в целях безопасности и нераспространения обогащение топлива должно быть как можно ниже.

В основе проекта разработанной в ОКБМ им. И. И. Африкантова активной зоны каскадного типа реакторной установки (РУ) КЛТ-40С лежит активная зона канального типа ледокольной РУ КЛТ-40, показавшей свою надежность [11].

РУ КЛТ-40С входит в состав плавучего энергетического блока (ПЭБ) атомной теплоэлектростанции малой мощности (АТЭС ММ), предназначенной для снабжения труднодоступных районов страны тепловой и электрической энергией.

На данный момент кампания РУ составляет 2,5 – 3 года, что отрицательно сказывается на экономических показателях АТЭС ММ. Одним из возможных решений для увеличения как глубины выгорания ядерного топлива, так и длительности кампании при проектном значении мощности реакторной установки является использование топливной композиции с высокими эффективными коэффициентом размножения нейтронов (далее – коэффициент размножения, $k_{эфф}$) и коэффициентом воспроизводства (КВ) ядерного топлива. Поэтому в работе поставлена цель разработать методику определения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах.

В статье оцениваются $k_{эфф}$ и КВ при использовании топливных композиций с различными делящимися и воспроизводящими нуклидами без изменения внешнего диаметра тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и конструкции тепловыделяющих сборок (ТВС) в целом.

ОЦЕНКА КОЭФФИЦИЕНТОВ РАЗМНОЖЕНИЯ И ВОСПРОИЗВОДСТВА ПРИ РАЗЛИЧНОМ НУКЛИДНОМ СОСТАВЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РУ КЛТ-40С

Для оценки КВ на начало кампании ядерного топлива использовалось определение коэффициента воспроизводства как отношения скорости образования делящихся ядер к скорости их выгорания [12]:

$$КВ = \bar{\Sigma}_c^B / \bar{\Sigma}_a^A, \quad (1)$$

где в числителе – усредненные по спектру значения макросечений радиационного захвата нейтронов воспроизводящими нуклидами, а в знаменателе – усредненные по спектру значения макросечений поглощения нейтронов делящимися нуклидами:

$$\bar{\Sigma}_c^B = \sum_{i=1}^I \Sigma_c^{B_i} \cdot \delta^i, \quad (2)$$

$$\bar{\Sigma}_a^A = \sum_{i=1}^I \Sigma_a^{A_i} \cdot \delta^i. \quad (3)$$

Здесь $\Sigma_c^{B_i}$, $\Sigma_a^{A_i}$ – макросечения для i -ой группы нейтронов, радиационного захвата

воспроизводящего нуклида и поглощения делящегося нуклида соответственно, см⁻¹; δ^i – доля плотности потока i -ой группы нейтронов:

$$\delta^i = \Phi_i / \sum_{k=1}^I \Phi_k. \quad (4)$$

Для оценки $k_{эфф}$ использовались соотношения

$$k_{эфф} = \overline{v_f \cdot \Sigma_f} / (\overline{\Sigma_a} + D \cdot B^2), \quad (5)$$

$$\overline{v_f \cdot \Sigma_f} = \sum_{i=1}^I v_f^i \cdot \Sigma_f^i \cdot \delta^i, \quad (6)$$

где v_f^i – среднее число нейтронов на акт деления в i -ой группе нейтронов; Σ_f^i – макроскопическое сечение деления для нейтронов i -ой группы, см⁻¹.

$$\overline{\Sigma_a} = \sum_{i=1}^I \Sigma_a^i \cdot \delta^i, \quad (7)$$

где Σ_a^i – макроскопическое сечение поглощения для нейтронов i -ой группы, см⁻¹.

$$D \cdot B^2 = \sum_{i=1}^I D^i \cdot B_i^2 \cdot \delta^i, \quad (8)$$

где D^i – коэффициент диффузии нейтронов i -ой группы, см; B_i^2 – геометрический параметр для нейтронов i -ой группы, см⁻².

Для определения δ^i с помощью многогруппового метода решалась система из односкоростных кинетических уравнений баланса нейтронов в диффузионно-возрастном приближении (стационарная задача) [13, 14]:

$$-D^i B_i^2 \Phi^i - \Sigma_a^i \Phi^i - \sum_{k=i+1}^I \Sigma_R^{i \rightarrow k} \cdot \Phi^k + \sum_{k=1}^{I-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \cdot \Phi^k + \varepsilon^i \sum_{k=1}^I v_f^k \cdot \Sigma_f^k \cdot \Phi^k = 0, \quad (9)$$

где i – номер рассматриваемой группы нейтронов (всего групп $I = 26$); k – номер группы нейтронов; Φ^i, Φ^k – плотности потоков нейтронов в группах i и k , см⁻²с⁻¹; $\Sigma_R^{i \rightarrow k}, \Sigma_R^{k \rightarrow i}$ – макроскопические сечения перехода нейтронов из i -ой в нижележащую k -ую и, соответственно, из вышележащей k -ой в рассматриваемую i -ую группу, см⁻¹; ε^i – вероятность для нейтрона деления попасть непосредственно в i -ую группу.

Система уравнений решалась итерационным способом. Для i -ой группы на j -ой итерации

$$\Phi_j^i = \frac{\varepsilon^i \cdot \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^I v_f^k \cdot \Sigma_f^k \cdot \Phi_{j-1}^k + \sum_{k=1}^{I-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \cdot \Phi_j^k}{D^i B_i^2 + \Sigma_a^i + \sum_{k=i+1}^I \Sigma_R^{i \rightarrow k} - \varepsilon^i v_f^i \cdot \Sigma_f^i}. \quad (10)$$

Для начала итерационного процесса на нулевой итерации число нейтронов, образующихся во втором поколении при делении ядер всеми нейтронами первого поколения, задавалось равным единице:

$$\sum_{k=1}^I v_f^k \cdot \Sigma_f^k \cdot \Phi^k = 1. \quad (11)$$

Тогда для плотности потока нейтронов на нулевой итерации

$$\Phi_0^i = \frac{\varepsilon^i + \sum_{k=1}^{I-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \cdot \Phi_0^k}{D^i B_i^2 + \Sigma_a^i + \sum_{k=i+1}^I \Sigma_R^{i \rightarrow k}}. \quad (12)$$

Расчет проводился для реакторной установки при рабочей температуре с учетом поправочных коэффициентов резонансной самоэкранировки в зависимости от температуры среды [14] и поправок на температуру нейтронного газа для тепловой группы [12, 15]:

$$\sigma_n = \sigma_n(293,6) \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{293,6}{T_{н.г.}}} \cdot f_n, \quad (13)$$

где $\sigma_n(293,6)$ – микроскопическое сечение n -го процесса при температуре 293,6 К; f_n – поправочный коэффициент резонансной самоэкранировки; $T_{н.г.}$ – температура нейтронного газа, К:

$$T_{н.г.} = T_0 \cdot \left(1 + 1,4 \frac{\Sigma_a(T_0)}{\xi \cdot \Sigma_{s6}} \right), \quad (14)$$

где $\Sigma_a(T_0)$ – макроскопическое сечение поглощения гомогенизированной среды активной зоны, соответствующее средней температуре среды (T_0), для тепловой группы нейтронов, см^{-1} ; $\xi \cdot \Sigma_{s6}$ – замедляющая способность среды при энергии нейтронов ~ 1 эВ, см^{-1} .

Значение средней температуры среды определяется по соотношению

$$T_0 = \sum_m T_{0m} \cdot \frac{\xi \cdot \Sigma_{s6m}}{\xi \cdot \Sigma_{s6}}, \quad (15)$$

где T_{0m} – температура m -го вещества, К; $\xi \cdot \Sigma_{s6m}$ – замедляющая способность m -го вещества, см^{-1} .

Для делящихся нуклидов (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu) в тепловой группе учитывались g -факторы Весткотта [12].

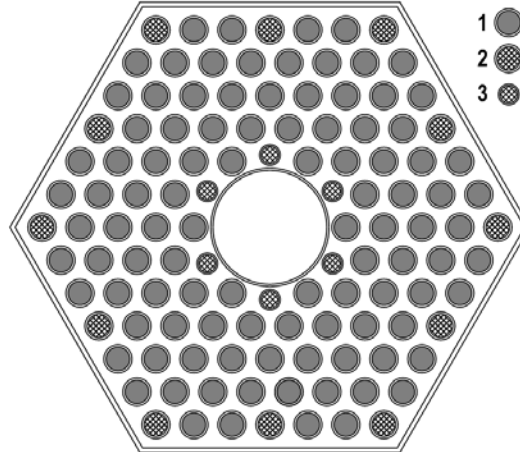


Рис. 1. Расчетная модель ТВС РУ КЛТ-40С: 1 – твэл; 2 – СВП или РИН (внешний диаметр 6,2 мм); 3 – СВП или РИН (внешний диаметр 4,6 мм)

Активная зона сформирована из 121 гексагональных ТВС, которые расположены в узлах правильной треугольной решетки с шагом 100 мм. ТВС активной зоны включает в себя 127 посадочных мест, состоит из пучка твэлов и стержневых выгорающих поглотителей (СВП), которые размещены в узлах правильной треугольной решетки с шагом 8,35 мм внутри циркониевого шестигранного чехла с размером под ключ 99 мм и толщиной 1 мм (рис. 1). В центре ТВС на месте семи центральных ячеек находится внутренний цилиндрический кожух с диаметром 26 мм и толщиной 0,5 мм, в котором перемещается поглощающий стержень кластера РО СУЗ. В кассете предусмотрены 18 ячеек, содержащих СВП на основе гадолия и рабочие источники нейтронов (РИН) из окиси

бериллия. 12 СВП или РИН вблизи межкассетного зазора имеют внешний диаметр 6,2 мм, остальные шесть СВП или РИН вблизи внутреннего кожуха характеризуются пониженным внешним диаметром – 4,6 мм. При расчете СВП и РИН не учитывались.

Внешний диаметр твэла составляет 6,2 мм, толщина оболочки твэла – 0,5 мм, материалом оболочки является сплав Э-635. В твэле размещена топливная композиция дисперсионного типа – частицы оксида топлива в силуминовой матрице (для расчета силумин представлен алюминием с 10% кремния), длина топливного столба (активной зоны) 130 см [16, 17].

При расчете активная зона представлялась набранной из эквивалентных ячеек, имеющих одинаковый состав, размеры и водно-топливное отношение. Данные для расчета сведены в табл. 1.

Таблица 1

Данные, используемые при расчете КВ РУ КЛТ-40С

Характеристика	Значение
Эквивалентный диаметр активной зоны, мм	1155
Тип топлива	Оксид в силуминовой матрице
Обогащение топлива по делящемуся нуклиду, %	18,6
Материал оболочки	Zr + 1% Nb
Давление первого контура, МПа	12,7
Температура первого контура, °С на входе в активную зону на выходе из активной зоны	316 280
Температура оболочки твэла, °С	327
Температура топлива, °С	377
Размер ТВС «под ключ», мм	97
Высота ТВС, мм	1300
Толщина гексагонального чехла, мм	1
Количество твэлов в ТВС, шт.	102
Диаметр твэла, мм	6,2
Толщина оболочки твэла, мм	0,5
Число СВП или РИН с внешним диаметром 6,2 мм	12
Число СВП или РИН с внешним диаметром 4,6 мм	6
Диаметр внутреннего цилиндрического кожуха, мм	26
Толщина внутреннего цилиндрического кожуха, мм	0,5
Диаметр топливного блока, мм	5,2
Плотность топлива в сердечнике твэла, г/см ³	4,5
Водо-урановое отношение	1,3

Были рассмотрены четыре варианта топливной композиции в силуминовой матрице: $(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$; $(^{232}\text{Th}+^{235}\text{U})\text{O}_2$; $(^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu})\text{O}_2$; $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$.

В каждом варианте принято проектное содержание делящегося нуклида 18,6 %.

На рисунке 2 представлены распределения плотностей потоков нейтронов по группам. Сечение поглощения тепловых и надтепловых нейтронов у ^{239}Pu гораздо больше, чем у ^{233}U и ^{235}U , при этом число вторичных нейтронов у плутония также велико, поэтому доля тепловых нейтронов в топливе с ^{239}Pu небольшая по сравнению с топли-

вом, содержащим изотопы урана.

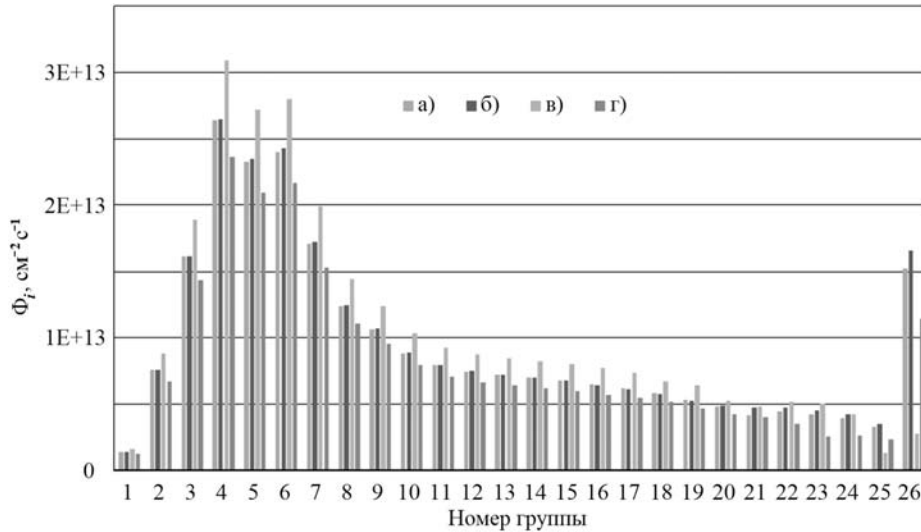


Рис. 2. Распределение плотности потока нейтронов в активной зоне по группам при проектном содержании делящегося нуклида 18,6% в абсолютных единицах: а) $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$

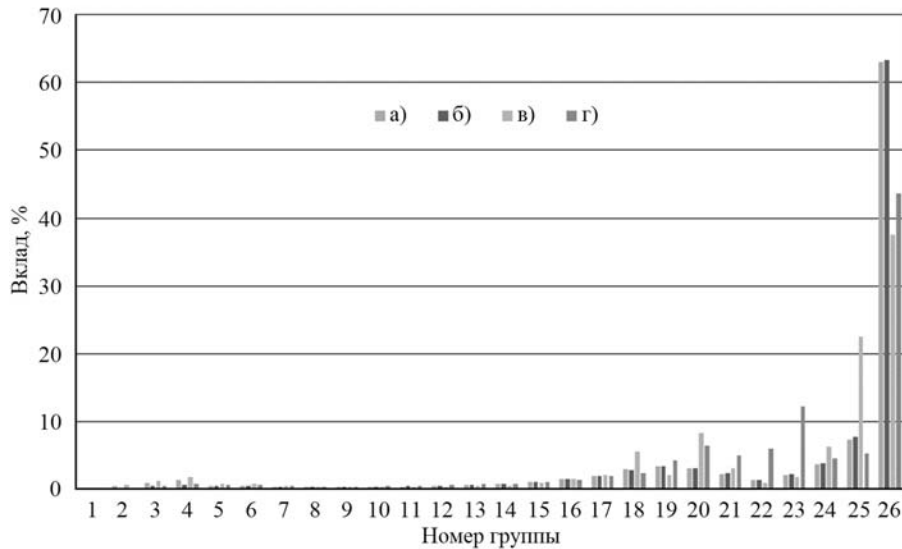


Рис. 3. Вклады i -ой группы нейтронов в скорость реакции деления при проектном содержании делящегося нуклида 18,6%: а) $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$

Из рисунка видно, что тип воспроизводящих нуклидов практически не влияет на форму распределения плотности потока нейтронов.

В силу высокого значения сечения поглощения ^{233}U в группах 22 – 26 топливо с данным нуклидом характеризуется меньшей плотностью потока нейтронов по сравнению с топливом, содержащим ^{235}U . Число вторичных нейтронов, сечение поглощения тепловых нейтронов ^{239}Pu велики, и для 25-ой группы нейтронов выше, чем для тепловой, что приводит к большим плотностям потоков нейтронов в быстрой и промежуточной областях энергии нейтронов и малым значениям плотностей потока нейтронов в 25-ой и 26-ой группах.

На рисунке 3 показан вклад каждой группы нейтронов в скорость реакции деления ядер топлива. Можно заметить, что для ^{235}U основная доля делений происходит на теп-

ловых нейтронов. Для ^{233}U и ^{239}Pu помимо деления тепловыми нейтронами достаточно высок и вклад в резонансной области энергий.

В результате расчета получены коэффициенты размножения и воспроизводства для различных вариантов топливной композиции (табл. 2) с проектным содержанием делящегося нуклида.

Таблица 2
Значения $k_{эфф}$ и КВ для различных топливных композиций РУ КЛТ-40С с одинаковым содержанием делящегося нуклида 18,6% на начало кампании ядерного топлива

Вариант топлива	$k_{эфф}$	КВ	$\Sigma_c^{воспр}, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_a^{дел}, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_f^{дел}, \text{см}^{-1}$
$^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$	1,334	0,159	0,00272	0,01724	0,01322
$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1,333	0,150	0,00261	0,01744	0,01337
$^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$	1,313	0,138	0,00267	0,01938	0,01180
$^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$	1,576	0,137	0,00253	0,01856	0,01601

При замене воспроизводящего нуклида $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$ на $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ происходит снижение показателей $k_{эфф}$ за счет того, что ^{232}Th хуже делится быстрыми нейтронами из-за более высокой, чем у ^{238}U , пороговой энергии деления. При этом КВ снижается из-за одновременного увеличения выгорания ^{235}U (рис. 4) и уменьшения радиационного захвата воспроизводящими ядрами (рис. 5).

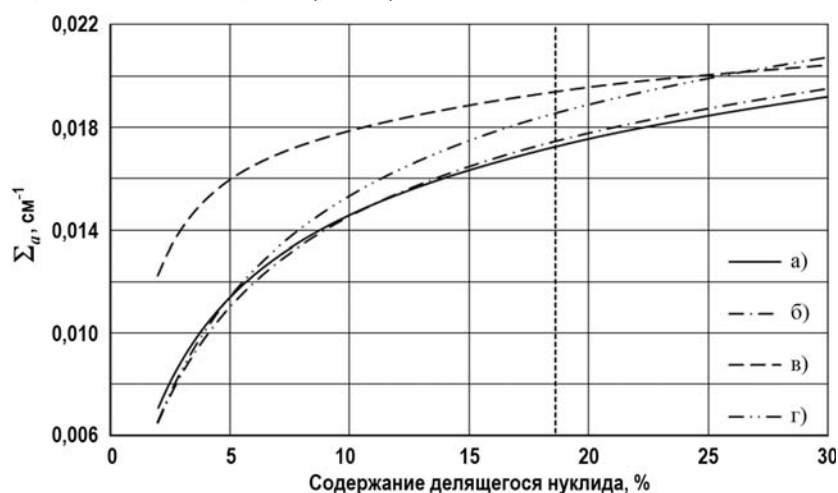


Рис. 4. Зависимость среднего макросечения поглощения делящегося нуклида от содержания делящегося нуклида: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%

У композиции $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$ самый низкий $k_{эфф}$ из представленных в силу того, что ^{239}Pu выгорает сильнее других делящихся нуклидов, при этом он обладает наименьшей эффективностью деления (σ_f/σ_a). Значение КВ сопоставимо с загрузкой $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$, так как число вторичных нейтронов при делении у ^{239}Pu большое, что положительно сказывается на скорости образования нового ^{239}Pu .

При использовании $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ значение $k_{эфф}$ наибольшее, так как у ^{233}U наибольшая скорость и эффективность деления (рис. б). При этом значение КВ наименьшее в силу большой скорости выгорания ^{233}U при низкой скорости наработки нового ^{233}U в силу жесткости спектра.

При уменьшении содержания делящегося нуклида доля тепловых нейтронов в спектре увеличивается. Сечение радиационного захвата тепловых нейтронов у тория выше,

чем у урана, поэтому наработка нового топлива из тория увеличивается быстрее. К тому же поправочные коэффициенты на резонансную самоэкранировку оказывают большее влияние на уран, уменьшая его среднее сечение радиационного захвата [18, 19].

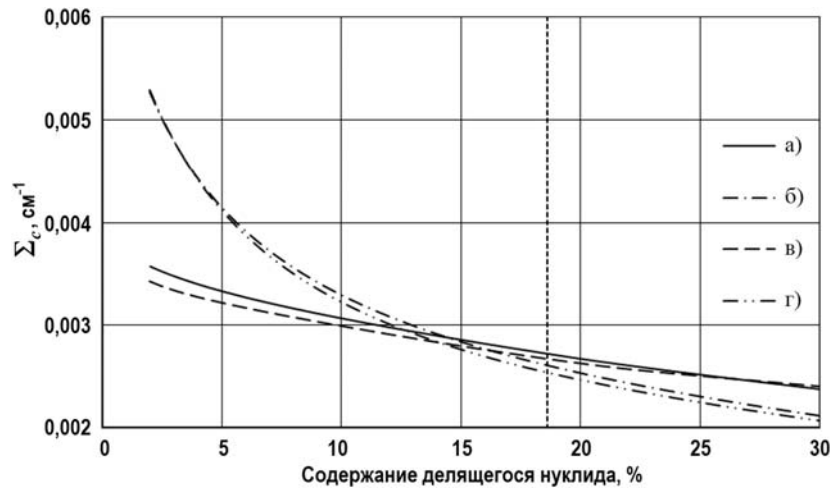


Рис. 5. Зависимость среднего макросечения радиационного захвата воспроизводящего нуклида от содержания делящегося нуклида: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%

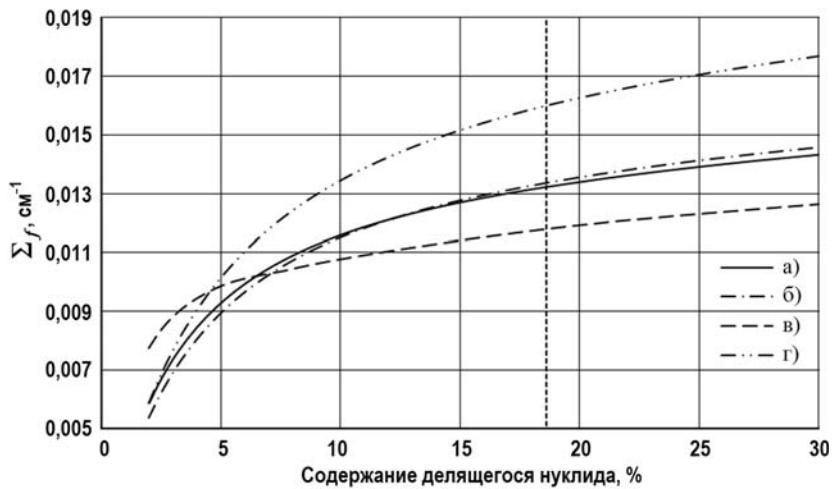


Рис. 6. Зависимость среднего макросечения деления делящегося нуклида от содержания делящегося нуклида: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%

С одной стороны, увеличение содержания делящегося нуклида повышает сечение деления, но с другой – увеличивает сечение поглощения, существенно снижая плотность потока нейтронов. В итоге рост значения макроскопического сечения деления с увеличением содержания делящегося нуклида замедляется. На рисунках 7 и 8 приведены зависимости K_B и $k_{эфф}$ от содержания делящегося нуклида соответственно.

При содержании делящегося нуклида свыше 15% K_B сравним для различных композиций, так как скорости наработки нового топлива и выгорания загруженного нуклида меняются незначительно. Заметные отличия в воспроизводящих способностях для различных вариантов топлива наблюдаются при содержании делящегося нуклида до 15%. При этом наивысшим K_B характеризуются варианты торий-уранового ядерного топливного цикла. При уменьшении содержания делящегося нуклида топлива скорости выго-

рания делящихся нуклидов ^{235}U и ^{233}U уменьшаются, а наработка нового топлива из тория увеличивается быстрее, чем из урана. Существенное влияние тория связано с увеличением доли тепловых нейтронов в спектре, а сечение радиационного захвата тепловых нейтронов у тория выше, чем у урана [20].

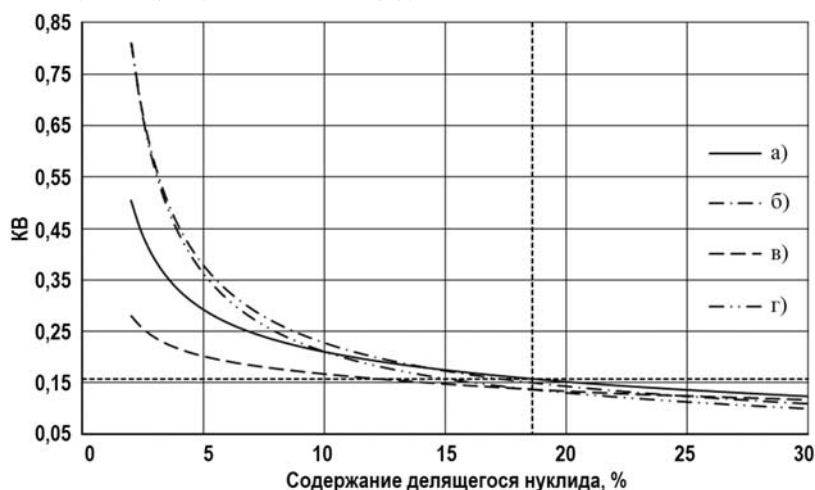


Рис. 7. Зависимость K_B от содержания делящегося нуклида для различных топливных композиций РУ КЛТ-40С на начало кампании ядерного топлива: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%; штриховая горизонталь – значение $K_B = 0,159$, соответствующее проектному типу и содержанию делящегося нуклида

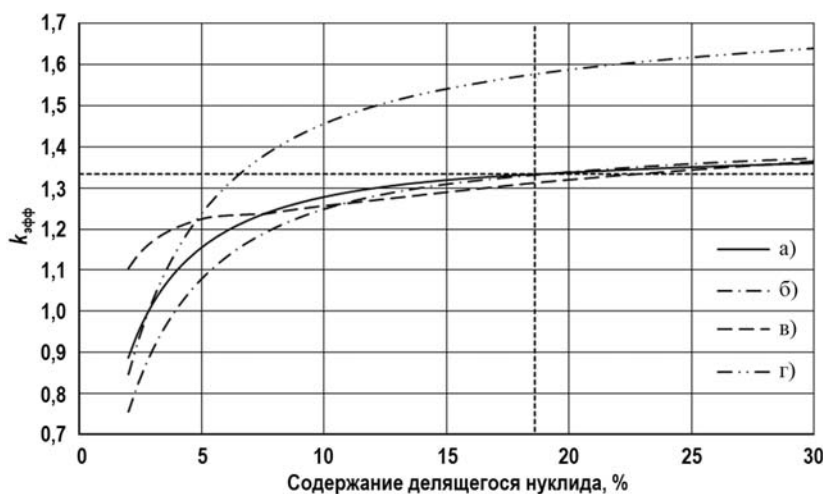


Рис. 8. Зависимость $k_{эфф}$ от содержания делящегося нуклида для различных топливных композиций РУ КЛТ-40С на начало кампании ядерного топлива: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%; штриховая горизонталь – значение $k_{эфф} = 1,33360$, соответствующее проектному типу и содержанию делящегося нуклида

При содержании делящегося нуклида свыше 10% значение $k_{эфф}$ для композиций с ^{235}U и ^{239}Pu растет незначительно с увеличением значения содержания. При снижении содержания делящегося нуклида $k_{эфф}$ уменьшается, причем для ^{239}Pu с гораздо меньшей скоростью из-за влияния g -фактора Весткотта. Для ^{233}U при увеличении его доли в топливной композиции значение $k_{эфф}$ быстро нарастает и при содержании делящегося нуклида свыше 5% становится значительно больше, чем в вариантах с ^{235}U и ^{239}Pu . Такие высокие размножающие способности ^{233}U обусловлены высокими значениями скорости и эффективности деления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана методика, позволяющая определить значения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах.

Результаты расчетов показывают, что при содержании делящегося нуклида до 10% наибольший КВ у ториевого топлива, а при большем значении содержания – у уранового. При содержании делящегося нуклида до 5% наивысшее значение $k_{эфф}$ и, следовательно, запаса реактивности у топлива $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$, но при большем значении содержания у композиции $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ $k_{эфф}$ значительно выше, чем у других композиций. Таким образом, наиболее эффективной в начале кампании ядерного топлива является топливная композиция $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ с содержанием делящегося нуклида свыше 5%.

Для более детального анализа выбора топливной композиции для РУ КЛТ-40С необходимо определить зависимости $k_{эфф}$ и КВ от времени эксплуатации ядерного топлива с определением глубины выгорания и длительности кампании ядерного топлива.

Литература

1. Алексеев П.Н., Удянский Ю.Н., Субботин С.А., Щепетина Т.Д. Задачи атомных станций малой мощности в энергообеспечении // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102. – № 4. – С. 203–208.
2. Саркисов А.А. Новое направление развития – ядерная энергетика малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – № 5. – С. 243–245.
3. Сидоренко В.А. Задачи, проблемы и возможности создания ядерной энергетической малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 246–249.
4. Андреева-Андриевская Л.Н., Кузнецов В.П. Транспортабельные ядерные энергетические установки в международном проекте ИНПРО. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 273–276.
5. Драгунов Ю.Г., Шишкин В.А., Гречко Г.И., Гольцов Е.Н. Малая ядерная энергетика: задачи и ответы. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – № 5. – С. 294–297.
6. Lee K.-H., Kim M.-G, Lee J.I., Lee P.-S. Recent advances in Ocean Nuclear Power Plants. // Energies. – 2015. – Vol. 8. – № 10. – PP. 11470–11492.
7. Ishekov A.G., Klinov D.A., Smirnova L.S., Subbotin S.A., Shchepetina T.D. Analysis of the cost-effectiveness of low-capacity nuclear power plants. // Atomic Energy – 2007. – Vol. 102. – № 6. – PP. 409–415.
8. Carelli M.D., Petrovic B., Mycoff C.W., Trueco P., Ricotti, M.E., Locatelli G. Smaller sized reactors can be economically attractive. // Societe Francaise d’Energie Nucleaire – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants – ICAPP 2007, “The Nuclear Renaissance at Work”. – 2008. – Vol. 5. – PP. 3140–3145.
9. Kostin V.I., Panov Yu.K., Polunichiev V.I., Shamanin I.E. Floating power-generating unit with a KLT-40S reactor system for desalinating sea water. // Atomic Energy. – 2007. – Vol. 102. – № 1. – PP. 31–35.
10. Belyayev V., Leontyev K. Reactor out to sea. // Nuclear Engineering International. – 2004. – Vol. 49. – № 594. – PP. 18–20.
11. Makarov V.I., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Mitenkov F.M., Panov Yu.K., Polunichiev V.I., Yakovlev O.A. Experience in building and operating reactor systems for civilian ships. // Atomic Energy – 2001. – Vol. 89. – № 3. – PP. 691–700.
12. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алтухов М.С. / Под ред. Г.А. Батя. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. – М.: Энергоиздат, 1982. – 511с.
13. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем. // Известия вузов. Физика. – 2010. – Т. 53. – № 11. – С. 10–14.
14. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964. – 139 с.
15. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора. / Под общ. ред. Н.А. Доллежала. – 2-е изд., пере-

раб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 496 с.

16. *Ватулин А.В., Ершов С. А., Кулаков Г. В., Морозов А. В.* Разработка твэлов активных зон плавучих энергоблоков (ПЭБ) и атомных станций малой мощности (АСММ): состояние и перспективы. // Доклад на VII Российской конференции по реакторному материаловедению. Дмитровград, 2003.

17. *Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A., Kononov Y.V., Morozov A.V., Sorokin V.I., Fedotov V.V., Shishin V.Y., Ovchinnikov V.A.* Particulars of the Behavior Under Irradiation of Dispersion Fuel Elements with the Uranium Dioxide + Aluminum Alloy Fuel Composition. // Atomic Energy – 2015. – Vol. 117. – № 4. – PP. 251–256.

18. *Шаманин И.В., Беденко С.В., Годовых А.В.* Влияние тонкой структуры резонансной области поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th и ^{238}U на эффективность использования ядерного топлива // Известия вузов. Физика. – 2012 – Т. 55 – №. 11/2 – С. 367–372.

19. *Шаманин И.В., Беденко С.В., Губайдулин И.М.* Внутренний блок-эффект в уран- и торийсодержащих размножающих системах // Известия вузов. Физика. – 2013 – Т. 56 – №. 11/2. – С. 59–66.

20. *Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I.* Advantages of thorium nuclear fuel for thermal-neutron reactor. // Advanced Materials Research. – 2015. – Vol. 1084. – PP. 275–279.

Поступила в редакцию 07.12.2015 г.

Авторы

Байбаков Денис Федорович, бакалавр

E-mail: bibimoogle@gmail.com;

Годовых Алексей Валерьевич, старший преподаватель

E-mail: godovukhAV@mail.ru;

Мартынов Игорь Сергеевич, магистр

E-mail: Martynov_is92@mail.ru;

Нестеров Владимир Николаевич, доцент

E-mail: nesterov@tpu.ru.

UDC 621.039.543

THE DEPENDENCE OF THE NUCLIDE COMPOSITION OF THE FUEL CORE LOADING FROM MULTIPLYING AND BREEDING PROPERTIES OF THE NUCLEAR FACILITY KLT-40S

Baybakov D.F., Godovykh A.V., Martynov I.S., Nesterov V.N.

National Research Tomsk Polytechnic University, Institute of Physics and Technologies. 30 Lenin Avenue, Tomsk, 634050 Russia

ABSTRACT

The paper describes a method of determining the effective neutron multiplication factor and the factor of reproduction of nuclear fuel for KLT-40S in the operating parameters.

The main design features of the reactor necessary for the calculation. It is shown that the type of reproducing nuclides has virtually no effect on the formation of the spectrum of the neutron flux density. The contributions of each group of neutrons in the fission reaction rate at the design fissile nuclide content of 18.6%. The dependence of the average values of the macroscopic fission cross-sections, for the absorption of fissile nuclides and radiation capture nuclides to reproduce the content of the fissile nuclide in nuclear fuel. Averaging carried out on sections of the spectrum of the neutron flux density.

As a result, obtained according to the effective neutron multiplication factor and

the coefficient of the nuclear fuel reproduction of the content of the fissile isotope for different fuel compositions of uranium and thorium cycles at the beginning of the campaign KLT-40S.

It is shown that in terms of the effective multiplication factor when the content of the fissile isotope than 5% the best result of the composition $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$, 5% – of the composition $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$.

From the point of view of the reproduction rate while the content of the fissile isotope to 10% of the best results in the composition $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$, over 10% of its value is relatively the same for compositions $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$, $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$ and $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$.

Thus, the most effective in the beginning of the campaign is the fuel composition $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$ to ^{233}U nuclide content of more than 5% due to very high values of the effective neutron multiplication factor.

Key words: KLT-40S, the effective multiplication factor, reproduction rate, the uranium fuel cycle, thorium fuel cycle.

REFERENCES

1. Alekseev P.N., Udyansky Y.N., Subbotin S.A., Shchepetina T.D. Zadachi atomnyh stancij maloj moshhnosti v jenergoobespechenii [Tasks small nuclear power plants in power supply]. *Atomnaya energiya*. 2007, v. 102, no. 4, pp. 203–208 (in Russian).
2. Sarkisov A.A. Novoe napravlenie razvitija – jadernaja jenergetika maloj moshhnosti [The new direction of development – low power nuclear power industry]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 243–245 (in Russian).
3. Sidorenko V.A. Zadachi, problemy i vozmozhnosti sozdaniya jadernoj jenergetiki maloj moshhnosti [Problems, challenges and opportunities of creating small nuclear power plants]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 246–249 (in Russian).
4. Andreeva-Andrievskaja L.N., Kuznecov V.P. Transportabel'nye jadernye jenergeticheskie ustanovki v mezhdunarodnom proekte INPRO [Transportable nuclear power plants in the international project INPRO]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 273–276 (in Russian).
5. Dragunov Ju.G., Shishkin V.A., Grechko G.I., Gol'cov E.N. Malaja jadernaja jenergetika: zada-chi i otvety [Nuclear industry of small power: challenges and responses]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 294–297 (in Russian).
6. Lee K.-H., Kim M.-G, Lee J.I., Lee P.-S. Recent advances in Ocean Nuclear Power Plants. *Energies*. 2015, v. 8, no. 10, pp. 11470–11492.
7. Ishekov A.G., Klinov D.A., Smirnova L.S., Subbotin S.A., Shchepetina T.D. Analysis of the cost-effectiveness of low-capacity nuclear power plants. *Atomic Energy*. 2007, v. 102, no. 6, pp. 409–415.
8. Carelli M.D., Petrovic B., Mycoff C.W., Trueco P., Ricotti, M.E., Locatelli G. Smaller sized reactors can be economically attractive. Societe Francaise d'Energie Nucleaire – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants – ICAPP 2007, "The Nuclear Renaissance at Work". 2008, v. 5, pp. 3140–3145.
9. Kostin V.I., Panov Yu.K., Polunichev V.I., Shamanin I.E. Floating power-generating unit with a KLT-40S reactor system for desalinating sea water. *Atomic Energy*. 2007, v. 102, no. 1, pp. 31–35.
10. Belyayev V., Leontyev K. Reactor out to sea. *Nuclear Engineering International*. 2004, v. 49, no. 594, pp. 18–20.
11. Makarov V.I., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Mitenkov F.M., Panov Yu.K., Polunichev V.I., Yakovlev O.A. Experience in building and operating reactor systems for civilian ships. *Atomic Energy*. 2001, v. 89, no. 3, pp. 691–700.
12. Bartolomej G.G., Bat' G.A., Bajbakov V.D., Altuhov M.S. Pod red. Batja G.A. Osnovy teorii i metody rascheta jadernyh jenergeticheskikh reaktorov. [Basic theory and methods for calculation of nuclear power reactors]. Moscow. Energoizdat Publ., 1982. 511 p. (in Russian).
13. Golovackij A.V., Nesterov V.N., Shamanin I.V. Organizacija iteracionnogo processa pri chislennom vosstanovlenii spektra nejtronov v razmnozhajushhej sisteme s grafitovym zamedlitem [Organization of the iterative process for the numerical reconstruction of the

spectrum of neutrons in multiplying system with graphite-moderated]. *Izvestija vuzov. Fizika*. 2010, v. 53, no. 11, pp. 10–14 (in Russian).

14. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. Gruppyve konstanty dlja raschjota jadernyh reaktorov [Group constants for calculating nuclear reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1964. 139 p. (in Russian).

15. Ganev I.H. Fizika i raschet reaktora. Under the total. Ed. Dollezhal N.A. [Physics and reactor calculation: Textbook for universities. – 2nd ed.]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1992. 496 p. (in Russian).

16. Vatulin A.V. Razrabotka aktivnyh zon plavuchih jenergoblokov (PJeB) i atomnyh stancij maloj moshhnosti (ASMM): sostojanie i perspektivy [The development of the active zones of floating power unit and the nuclear power station (LCNPP): Status and Prospects]. Dimitrograd, 7-th Russian Conference on Reactor Materials, 2003 (in Russian).

17. Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A., Konovalov Y.V., Morozov A.V., Sorokin V.I., Fedotov V.V., Shishin V.Y., Ovchinnikov V.A. Particulars of the Behavior Under Irradiation of Dispersion Fuel Elements with the Uranium Dioxide + Aluminum Alloy Fuel Composition. *Atomic Energy*. 2015, v. 117, no. 4, pp. 251–256.

18. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Godovykh A.V. Vlijanie tonkoj struktury rezonansnoj oblasti pogloshhenija nejtronov jadrami ^{232}Th i ^{238}U na jeffektivnost' ispol'zovanija jadernogo topliva [Influence of the fine structure of the resonance region of the absorption of neutrons by nuclei ^{232}Th and ^{238}U in the efficient use of fuel]. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2012, v. 55, no. 11/2, pp. 367–372 (in Russian).

19. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Gubaydulin I.M. Vnutrennij blok-jeffekt v uran- i torijsoderzhashhij razmnozhajushhij sistemah [Inner block effect in uranium and thorium breeder system]. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2013, v. 56, no. 11/2, pp. 59–66 (in Russian).

20. Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I. Advantages of thorium nuclear fuel for thermal-neutron reactor. *Advanced Materials Research*. 2015, v. 1084, pp. 275–279.

Authors

Baybakov Denis Fyodorovich, Bachelor

E-mail: bibimoogle@gmail.com;

Godovykh Alexei Valerievich, Senior Lecturer

E-mail: godovukhAV@mail.ru;

Martynov Igor' Sergeevich, Undergraduate

E-mail: Martynov_is92@mail.ru;

Nesterov Vladimir Nikolaevich, Assistant Professor

E-mail: nesterov@tpu.ru.