



УДК 621.039.58

ВОЗМОЖНЫЙ ПОДХОД К ИЗМЕНЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ И ПРЕДЕЛОВ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТВЭЛОВ СУЩЕСТВУЮЩИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ПО ДЕФЕКТАМ ТИПА ГАЗОВОЙ НЕПЛОТНОСТИ В СВЯЗИ С ПЕРЕХОДОМ НА ДРУГИЕ ТИПЫ ТОПЛИВА

Строганов А.А., к.ф.-м.н., Курьиндин А.В., Аникин А.Ю., Дедова И.В.
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

В данной статье предложен подход к оценке необходимости и величины изменения количественных значений эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации повреждения твэлов по дефектам типа газовой неплотности в связи с переходом на другие типы топлива. В качестве примера рассмотрены особенности применения предложенного подхода к изменению упомянутых выше пределов при переходе с уран оксидного на МОКС-топливо и на смешанное уран-плутониевое нитридное топливо.

► **Ключевые слова:** *предел, предел безопасной эксплуатации, поврежденный твэл, МОКС-топливо, нитридное топливо.*

THE POSSIBLE APPROACH TO CHANGING OF FUEL RODS DAMAGE OPERATING AND SAFETY LIMITS OF EXISTING REACTORS IN NUMBER OF GAS LEAKING FUEL RODS DUE TO THE CHANGE TO OTHER SORT OF FUEL

Stroganov A.A., Ph.D., Kuryndin A.V., Anikin A.U., Dedova I.V.
(«SEC NRS»)

This paper presents the possible approach to the estimation of necessity and the magnitude of changing of operational and safety limits in number of gas leaking fuel rods due to the change to other sort of fuel. The details of offered approach' application to the estimation of mentioned limits due to the change from ordinary uranium-oxide fuel to MOX-fuel and mixed uranium-plutonium nitride fuel are considered as an example.

► **Key words:** *operational limit, safety limit, damaged fuel rod, MOX-fuel, nitride fuel.*

Одним из основных требований, предъявляемых к активной зоне (АЗ) реактора, является непревышение при нормальной эксплуатации (НЭ), нарушениях нормальной эксплуатации (ННЭ), включая проектные аварии, эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации повреждения твэлов по дефектам типа газовой неплотности, установленных в НП-082-07 [1].

В данной работе предложен подход к оценке необходимости и величины изменения количественных значений эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации по количеству твэлов с дефектами типа газовой неплотности оболочки, установленных в [1] для керамического оксидного уранового ядерного топлива (ЯТ), в связи с переходом на другие типы ЯТ (например карбидное, нитридное, смешанное уран-плутониевое оксидное ЯТ (МОКС) и т. д.).

Пределы повреждения твэлов установлены в [1], в первую очередь, с целью обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды и подтверждены многолетним опытом эксплуатации атомных электрических станций (АЭС) с реакторными установками (РУ) типа ВВЭР и БН. В связи с этим авторами предлагается при переходе на другие типы ЯТ выполнять коррек-

тировку указанных в [1] значений пределов повреждения твэлов на основе требования неизменности (неувеличения) радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

При возникновении дефектов твэлов типа газовой неплотности механизм поступления радионуклидов из облученного топлива в теплоноситель определяется (упрощенно) следующими процессами: диффузия газообразных, летучих и легкоплавких продуктов деления (ПД) из топливной матрицы (преимущественно – из узких микрообластей в матрице, представляющих собой границы между зернами; собственно из зерен – на порядки меньше) в пространство под оболочку твэлов, диффузия этих нуклидов из-под оболочки через неплотности в ней в теплоноситель. Посредством такого механизма в теплоноситель могут поступать в основном ПД. Альфа-активные радионуклиды, то есть исключительно различные изотопы актинидов, не являющиеся ПД, иммобилизованы в топливной матрице и не могут в значимых количествах попасть в теплоноситель посредством диффузии в топливе и через оболочку твэлов [2].

На рис. 1 схематически представлен процесс распространения радионуклидов через физические барьеры на пути в окружающую среду.



Рис. 1. Распространение *i*-го радионуклида в окружающую среду

В общем виде активность *i*-го радионуклида, образованного в ЯТ при его эксплуатации в активной зоне РУ и попавшего из ЯТ в теплоноситель первого контура и далее в окружающую среду, может быть представлена следующим соотношением:

$$A_i(t) = A_i^0(t) \cdot N_{\text{ДефТвэл}} \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot k_{2i} \cdot \dots \cdot k_{ni}, \quad (1)$$

где $A_i^0(t)$ – активность *i*-го радионуклида в топливе; $N_{\text{ДефТвэл}}$ – количество дефектных твэлов; $k_{0i} \dots k_{ni}$ – коэффициенты, характеризующие долю активности *i*-го радионуклида, «проникшей» через соответствующий физический барьер, при этом k_{0i} – коэффициент, характеризующий выход *i*-го радионуклида из топливной матрицы, а k_{1i} – коэффициент,

характеризующий его выход из-под оболочки твэла в теплоноситель первого контура.

Коэффициенты $k_{2p} \dots k_{ni}$, характеризующие долю активности i -го радионуклида, «проникшей» через другие физические барьеры, определяются, в основном, допустимыми протечками теплоносителя из первого контура во второй, выбросами с эжекторов турбин и т. д. Поскольку все рассуждения настоящей работы относятся только к случаю, когда конструкция энергоблока (включая РУ) при переходе на другие виды топлива не меняется, можно с достаточным основанием принять, что коэффициенты $k_{2p} \dots k_{ni}$ практически не зависят от вида радионуклида и химического соединения, в которое он включен. В связи с этим далее эти коэффициенты будут использоваться без индекса радионуклида (k_2, \dots, k_n). Очевидно также, что изменение таких характеристик ЯТ, как нуклидный состав делящихся нуклидов (например, при переходе с уранового на смешанное уран-плутониевое ЯТ) или тип топливной матрицы (вследствие перехода с оксидного ЯТ на нитридное, карбидное и т. п.), на существующих энергоблоках не приведет к изменению коэффициентов k_2, \dots, k_n , используемых в формуле (1).

Отметим, что, в отличие от коэффициентов k_2, \dots, k_n , в общем случае априори нельзя исключить зависимость от вида радионуклида коэффициентов k_{oi} и, возможно, k_{li} . Поэтому в дальнейшем изложении для сохранения общности подхода будем предполагать наличие указанной зависимости.

С учетом изложенного выше оценить количество газонеплотных твэлов, при котором радиационное воздействие энергоблока на персонал и население при использовании нового типа ЯТ будет идентично воздействию того же энергоблока, работающего на обычном уран-оксидном топливе, можно с помощью следующего балансного отношения:

$$N_{NEW} = N_{OLD} \cdot \frac{\sum_i A_i^{0,OLD} \cdot k_{oi} \cdot k_{li} \cdot D_i}{\sum_i A_i^{0,NEW} \cdot k_{oi} \cdot k_{li} \cdot D_i}, \quad (2)$$

где N_{NEW} – количество газонеплотных твэлов при использовании нового типа ЯТ; N_{OLD} – количество газонеплотных твэлов при использовании уран-оксидного ЯТ (т. е. значения соответствующих пределов из [1]); $A_i^{0,NEW}$ – активность i -го радионуклида в новом типе ЯТ; $A_i^{0,OLD}$ – актив-

ность i -го радионуклида в уран-оксидном ЯТ; k_{oi} и k_{li} – коэффициенты из формулы (1); D_i – коэффициент, характеризующий радиационное воздействие i -го радионуклида на человека (полная гамма-постоянная [3], или дозовые коэффициенты этого радионуклида за счет: облучения от радиоактивного облака [4]; перорального поступления с пищей; ингаляции [5]).

В связи с тем, что мощность дозы на определенном расстоянии от трубопровода прямо пропорциональна произведению кумулятивного выхода (η_i) i -го радионуклида на его полную гамма-постоянную (G_i) [3] и обратно пропорциональна периоду полураспада ($T_{1/2}^i$) i -го радионуклида, для оценки изменения радиационного воздействия на персонал при переходе с UO_2 на МОКС-топливо достаточно оценить отношение:

$$K_\gamma = \frac{\sum_i \eta_i^{U235} \cdot G_i \cdot k_{oi} \cdot k_{li} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}{\sum_i \eta_i^{Pu239} \cdot G_i \cdot k_{oi} \cdot k_{li} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}, \quad (3)$$

где η_i – кумулятивный выход i -го радионуклида; G_i – полная гамма-постоянная i -го радионуклида [3]; $T_{1/2}^i$ – период полураспада i -го радионуклида; $F_{rd/b}^i$ – функция, учитывающая радиоактивный распад i -го радионуклида и скорость его выгорания в активной зоне РУ. Для наиболее простого случая накопления и выгорания i -го радионуклида «осколочного» (а не «осколочно-активационного») происхождения в активной зоне РУ без радиального профилирования, т.е. состоящей из одинаковых ТВС, $F_{rd/b}^i$ определяется выражением:

$$F_{rd/b}^i = 1 - \exp \left[- \left(\frac{0,639}{T_{1/2}^i} \cdot t_k + \langle \varphi_n(E) \cdot \sigma_b^i(E) \rangle \right) \right], \quad (4)$$

где t_k – время кампании топлива в активной зоне РУ; $\langle \varphi_n(E) \cdot \sigma_b^i(E) \rangle$ – интеграл выгорания i -го радионуклида.

Изменение радиационного воздействия на население при переходе с уран-оксидного на МОКС-топливо за счет облучения от радиоактивного облака (K_e), а также поступления продуктов деления в организм человека с пищей (K_{II}) и при дыхании (K_{III}) можно оценить аналогичным образом

по отношениям 5, 6 и 7 соответственно:

$$K_e = \frac{\sum_i \eta_i^{U235} \cdot \varepsilon_\gamma^i \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}{\sum_i \eta_i^{Pu239} \cdot \varepsilon_\gamma^i \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}, \quad (5)$$

$$K_{II} = \frac{\sum_i \eta_i^{U235} \cdot \varepsilon_{II}^i \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}{\sum_i \eta_i^{Pu239} \cdot \varepsilon_{II}^i \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}, \quad (6)$$

$$K_{III} = \frac{\sum_i \eta_i^{U235} \cdot \varepsilon_{III}^i \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}{\sum_i \eta_i^{Pu239} \cdot \varepsilon_{III}^i \cdot k_{0i} \cdot k_{1i} \cdot \frac{F_{rd/b}^i}{T_{1/2}^i}}, \quad (7)$$

где ε_γ^i – дозовый коэффициент отдельного радионуклида за счет облучения от радиоактивного облака [4]; ε_{II}^i – дозовый коэффициент отдельного радионуклида при пероральном поступлении с пищей [5]; ε_{III}^i – дозовый коэффициент отдельного радионуклида при ингаляции [5].

С учетом известных физических закономерностей при переходе с уранового на смешанное уран-плутониевое ЯТ без изменения типа топливной матрицы (например при переходе с UO_2 на МОКС-топливо) необходимость и величина корректировки пределов повреждения твэлов будут определяться

только различием кумулятивных выходов различных ПД при делении ^{235}U и ^{239}Pu .

В [2] отмечалось, что в случае перехода с уран-оксидного (UO_2) на смешанное уран-плутониевое оксидное топливо ($(U,Pu)O_2$) коэффициенты k_{0i} и k_{1i} , совместно характеризующие выход ПД из топливной матрицы в теплоноситель первого контура, можно считать постоянными. В таком случае изменение радиационного воздействия будет полностью обусловлено изменением выхода ПД вследствие изменения состава делящихся нуклидов.

Приведенные в [6] данные по кумулятивным выходам ПД при делении ^{235}U и ^{239}Pu нейтронами с энергиями, характерными для тепловых и быстрых реакторов, представлены на рис. 2, 3.

Выполненные авторами с использованием данных [6] предварительные оценки необходимой корректировки пределов повреждения твэлов при переводе РУ энергоблока АЭС с уран-оксидного на МОКС-топливо показали, что эта корректировка будет незначительной (до нескольких десятков процентов). Есть достаточные основания ожидать такой же результат и для перехода с уранового на уран-плутониевое топливо для одинаковой топливной матрицы (нитридной, карбидной). Важно, что во всех случаях указанная корректировка должна быть проведена в сторону ужесточения пределов повреждения твэлов.

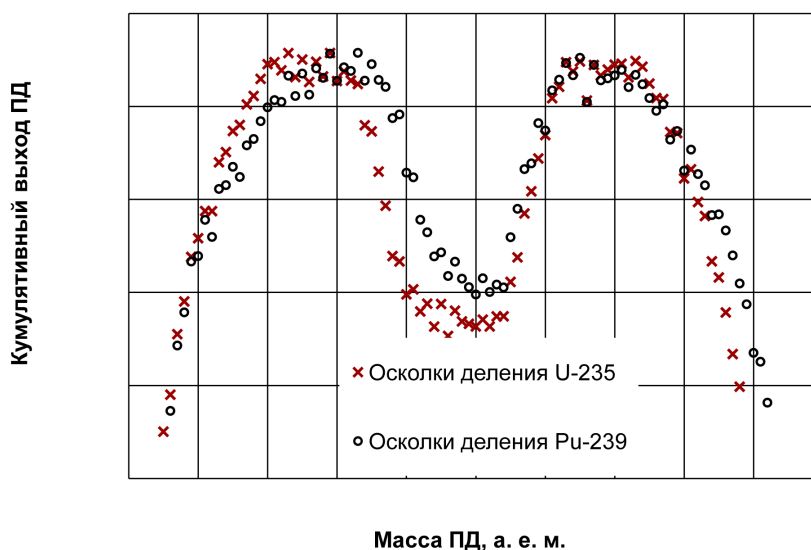


Рис. 2. Кумулятивные выходы ПД при делении ^{235}U и ^{239}Pu тепловыми нейтронами

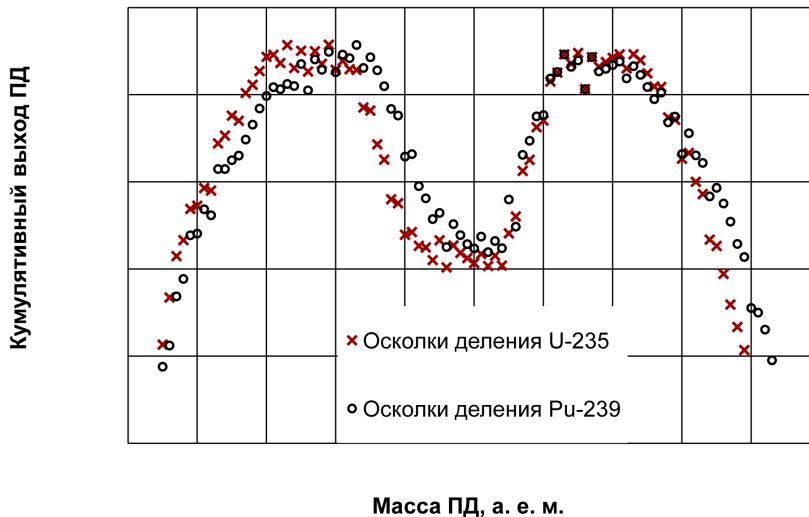


Рис. 3. Кумулятивные выходы ПД при делении ^{235}U и ^{239}Pu промежуточными нейтронами

Однако в случае перехода от оксидного ЯТ на принципиально другие (с изменением топливной матрицы) типы ЯТ, например нитрид урана (UN) или карбид урана (UC), коэффициенты k_{0i} и k_{1i} могут существенно измениться (с соответствующим изменением выхода газообразных продуктов деления (ГПД) из топливной матрицы), и оценить такие изменения, и, соответственно, изменения значений пределов повреждения твэлов, возможно только на основе экспериментальных данных. В настоящей работе оценка изменений пределов повреждения твэлов при переходе от уран-оксидного к смешанному уран-плутониевому нитриднему ЯТ проводилась на основе результатов исследований характеристик разных типов топлива, включая нитридное, приведенных в [2], [7].

В результате испытаний моноснитрида урана в реакторе БР-10 было установлено, что на выход ГПД существенное влияние оказывают такие факторы, как:

- содержание в ЯТ примесей кислорода и углерода (например, газовыделение из UN, содержащего 0,4 – 0,5% масс. кислорода и 0,35 – 0,45% масс. углерода, при глубине выгорания 8 – 9% тяжелых атомов (т.а.) и температуре 900 °С составило ~25%, в то время как выход ГПД из ЯТ с содержанием кислорода и углерода 0,1 – 0,15% масс. не превышает 20 – 22%);

- исходная структура топливной таблетки и ее изменение при облучении (при пористости 18% и более газовыделение из нитриднему ЯТ резко возрастает, что объясняется наличием при такой пористости большого количества сообщающихся пор,

через которые газ уходит из топлива);
– температура ЯТ [7].

Зависимость выхода газообразных продуктов деления из нитриднему ЯТ от выгорания в интервале температур 1000 °С < T < 1600 °С описывается следующей формулой [2]:

$$F = 3,055 \cdot B^{0,92} \cdot \exp\left(-\frac{4130}{R \cdot T}\right), \quad (8)$$

где F – газовыделение, %; $R=1,89$ кал./((моль·К) – универсальная газовая постоянная; T – температура, К; B – выгорание, %.

Задаваемая формулой (7) зависимость газовыделения из нитриднему ЯТ от глубины его выгорания при температуре ЯТ 1596 °С представлена на рис. 4. На том же рисунке для сравнения представлена зависимость газовыделения из оксидного ЯТ от выгорания при различных температурах [2]. Из представленных зависимостей следует, что при прочих равных условиях выход ГПД из нитриднему ЯТ значительно меньше, чем из оксидного.

Следует отметить, что теплопроводность нитриднему ЯТ существенно выше (в ~ 4 раза), чем оксидного (так, при температуре 800 °С $\lambda(\text{UN})=20$ Вт/м·К, $\lambda((\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2})\text{N})=17$ Вт/м·К, $\lambda(\text{UO}_2)=4,5$ Вт/м·К). Более того, теплопроводность моноснитрида урана повышается с возрастанием температуры. В связи с этим при одинаковом уровне мощности РУ и, соответственно, энергонапряженности АЗ, температура сердечника нитриднему топлива будет ниже, чем оксидного ЯТ.

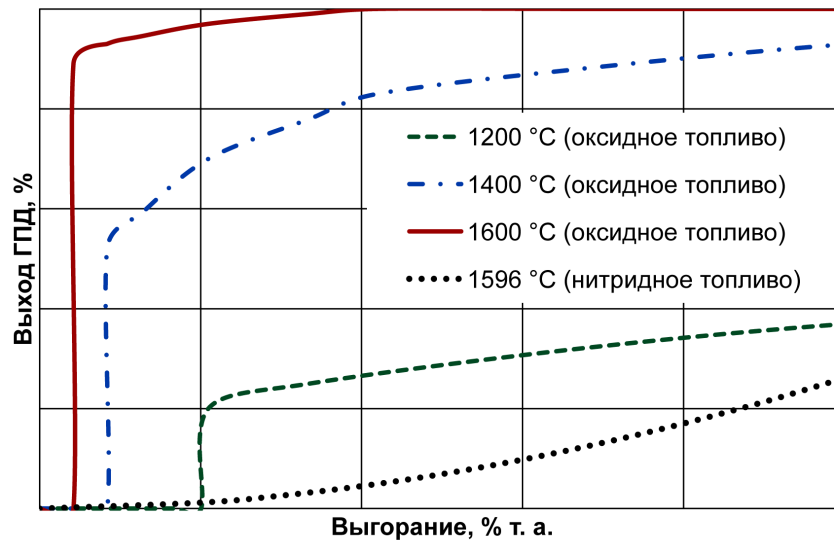


Рис. 4. Зависимость выхода ГПД из нитридного и оксидного топлива от выгорания при различных температурах

В связи с тем, что значение температуры топлива зависит от многих параметров, в том числе от диаметра топливной таблетки, наличия или отсутствия центрального отверстия и т. д., оценить разницу температур оксидного и нитридного топлива в общем виде не представляется возможным. Поэтому при оценке изменения выхода ГПД консервативно предполагалось, что температуры оксидного и нитридного топлива равны.

Согласно представленным на рис. 4 зависимостям, при глубине выгорания до 10 % т. а. выход ГПД из топливной матрицы (характеризуемый коэффициентом k_{oi}) в связи с переходом с уран-оксидного на смешанное уран-плутониевое нитридное топливо ((U,Pu)N) уменьшится минимум в 3,3 раза. Соответственно, при переходе с уран-оксидного ЯТ на смешанное нитридное топливо пределы повреждения твэлов по количеству газонеплотных твэлов ($K_{\text{н}}$) могут быть существенно (в разы) увеличены без изменения радиационного воздействия на персонал и население.

При разработке подхода к корректировке пределов повреждения твэлов по количеству газонеплотных твэлов вследствие перехода на другие типы топлива в настоящей работе предполагалось, что АЗ полностью загружается одним типом топлива. Однако использование комбинированных загрузок АЗ, когда лишь некоторая ее часть заполняется другим типом топлива, является достаточно распространенной практикой (особенно это касается использования МОКС-топлива в тепловых реакторах) [8]. В таком случае пределы поврежде-

ния твэлов по количеству газонеплотных твэлов предлагается консервативно принимать равными минимальным из значений, установленных в [1], и значений, оцененных с использованием предлагаемого подхода.

Так, в случае смешанной загрузки АЗ РУ типа ВВЭР оксидным урановым и МОКС-топливом следует консервативно установить более жесткие пределы повреждения твэлов, определенные для МОКС-топлива согласно изложенному выше подходу. С другой стороны, в случае смешанной загрузки АЗ РУ типа БН уран-оксидным и смешанным уран-плутониевым нитридным ЯТ целесообразно использовать установленные в [1] пределы повреждения твэлов для уран-оксидного ЯТ.

Кроме того, следует отметить, что предложенный в настоящей работе подход к изменению эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации повреждения твэлов существующих РУ по количеству газонеплотных твэлов при переходе на другие типы топлива может быть применим и для оценки эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации повреждения твэлов по количеству твэлов с прямым контактом ЯТ с теплоносителем. Однако в таком случае при переходе от ЯТ с одним типом топливной матрицы к ЯТ с другим типом топливной матрицы потребуются учитывать не только существенное изменение накопленной в ЯТ активности актинидов, вымываемых теплоносителем из топливной матрицы, но и различия в растворимости различных топливных матриц.

Список литературы

1. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций: НП-082-07. –М., 2008.
2. Физическое материаловедение: Ядерные топливные материалы: учеб. пособие для студентов высших учебных заведений/ Годин Ю.Г., Тенишев А.В., Новиков В.В. Под общ. ред. Б.А. Калина. – Том 6, часть 2. – М.: МИФИ, 2008.
3. Radionuclide Transformations: Energy and Intensity of Emissions. ICRP Publication 38. Annals of the ICRP 16:2-3. – International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, New York, 1983.
4. K.F. Eckerman, J.C. Ryman. Federal guidance report No. 12. External Exposure to radionuclides in air, water and soil. – Oak Ridge National Laboratory Oak Ridge, Tennessee 37831, Office of Radiation and Indoor Air U.S. Environmental Protection Agency Washington. – DC 20460, 1993.
5. Нормы радиационной безопасности. НРБ 99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. –М.; 2009.
6. M. Chadwick, M. Herman, P. Oblozinsky, et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data. – Nuclear Data Sheets, vol. 112, no.12, pp. 2887–2996, 2011.
7. Нитридное топливо для ядерной энергетики. Алексеев С.В., Зайцев В.А. –М.: Техносфера, 2013.
8. Alyoshin S.S., Bolshagin S.N., Bychkova N.A., Osadchy A.I., et al. Characteristics of VVER-1000 with 1/3 core loaded by MOX fuel with plutonium from surplus Russian nuclear weapons. – PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7 – 10, 2002.

