

**В. И. Скалозубов¹, В. А. Тарасов², С. В. Клевцов³, С. А. Чернеженко²,
А. А. Какаев², В. Ю. Кочнева¹**

¹ *Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, корп. 106, Киев, 03028, Украина*

² *Одесский национальный политехнический университет, просп. Шевченко, 1, Одесса, 65044, Украина*

³ *НТУУ «Киевский политехнический институт», просп. Победы, 37, Киев, 03056, Украина*

МЕТОД АДАПТАЦИИ В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ «НЕПРОЕКТНОГО» ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Предложен метод адаптации «непроектного» для ВВЭР ядерного топлива в части аварийных режимов (в том числе и при авариях, ведущих к повреждению ядерного топлива) на основе детерминистских оценок условий устойчивого расхождения температурных зависимостей «непроектного» и проектного ядерного топлива в процессе развития аварии. Применение метода позволит определить сокращенный перечень аварий/этапов аварий с «непроектным» ядерным топливом, требующих дополнительного детализированного моделирования и анализа безопасности. Приведены предварительные оценки условий адаптации «непроектного» для ВВЭР плутониевого топлива.

Ключевые слова: адаптация, авария, ядерное топливо, водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР).

В настоящее время для украинской ядерной энергетики актуальным вопросом является возможный переход на эксплуатацию ядерного топлива, не предусмотренного проектом АЭС с ВВЭР («непроектное» ядерное топливо). В общем случае переход на «непроектное» ядерное топливо требует дополнительных технических обоснований на основе соответствующего анализа безопасности и непосредственной поэтапной адаптации на натуральных объектах. Одно из ограничений обоснованной адаптации «непроектного» ядерного топлива для украинских АЭС связано с необходимостью экстраполяции результатов адаптации в рабочих режимах реактора на условия аварийных режимов: имеющиеся различия нейтронно-физических характеристик проектного и «непроектного» ядерного топлива могут определить различия как непосредственного протекания аварийных процессов, так и соответствующих мероприятий по управлению авариями с учетом конструктивно-технических особенностей ВВЭР [1 – 11].

Основные положения предлагаемого метода адаптации «непроектного» для ВВЭР ядерного топлива в аварийных режимах заключаются в следующем.

1. Различие нейтронно-физических свойств «непроектного» и проектного ядерного топлива определяет различие в общем случае температурных зависимостей мощности внутренних энерговыделений ядерных реакций и условий межфазного теплообмена в процессе аварий как с «плотным» реакторным контуром (отказы аварийной защиты реактора, полное обесточивание энергоблока, разрывы паропроводов 2-го контура и т.п.), так и с «неплотным» реакторным контуром (течи реактора и оборудования/трубопроводов реакторного контура, межконтурные течи и т.п.).

2. Критерием адаптации «непроектного» ядерного топлива в аварийных процессах определяются условия отсутствия устойчивого расхождения текущих температурных зависимостей по отношению к проектному ядерному топливу.

3. Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) консервативно моделируется как сосредоточенная система с максимальной температурой ядерного топлива $T_{ям}$; а также принимаются консервативные значения теплофизических свойств ядерного топлива и условий межфазного теплообмена.

Расчетная модель критерия адаптации приведена на рис. 1.

Уравнение сохранения тепловой энергии в формате изменения максимальной (по высоте ТВЭЛ) температуры ядерного топлива $T_{ям}$:

$$M_{ям} C_{ям}(T_{ям}) \frac{dT_{ям}}{dt} = Q_{ям}(T_{ям}) M_{ям} - \alpha_0(T_{ям}) [T_{ям} - T_{ex}], \quad (1)$$

$$T_{ям}(t = 0) = T_{ям0}, \quad (2)$$

где $M_{ям}$, $C_{ям}$, $T_{ям}$, $Q_{ям}$ – масса, удельная теплоемкость, температура и удельная мощность внутренних энерговыделений, Дж/кг·с, ядерного топлива соответственно; T_{ex} – температура теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора; $\alpha_{об}$, $\alpha_{ям}$ – коэффициенты теплоотдачи от оболочки и ядерного топлива соответственно; $\lambda_{об}$, $\Delta_{об}$ – теплопроводность и толщина оболочки ТВЭЛ; $A_{об}$, $A_{ям}$ – пло-

© В. И. Скалозубов, В. А. Тарасов, С. В. Клевцов,
С. А. Чернеженко, А. А. Какаев, В. Ю. Кочнева, 2015

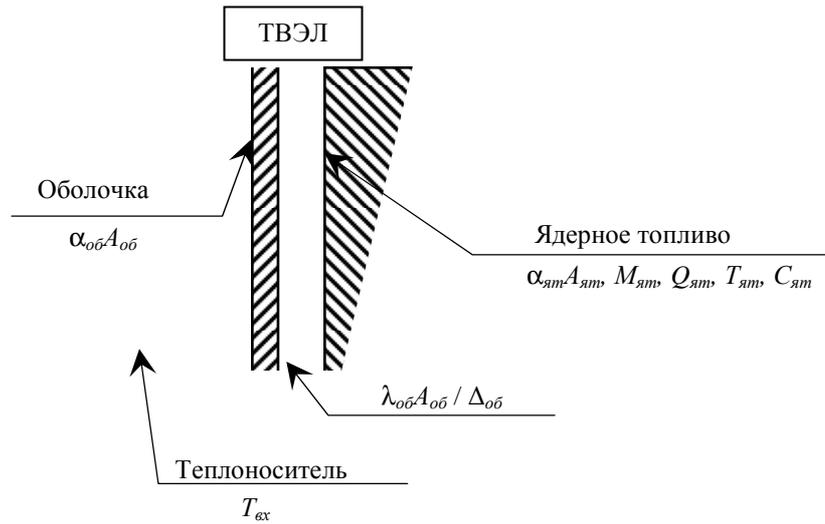


Рис. 1. Расчетная модель критерия адаптации.

щадь поверхности оболочки ТВЭЛ и ядерного топлива, м² соответственно; t – время развития аварийного режима; α_0 – приведенный общий коэффициент теплопередачи между ядерным топливом и теплоносителем

$$\alpha_0 = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_{ям} A_{ям}} + \frac{\Delta_{об}}{\lambda_{об} A_{об}} + \frac{1}{\alpha_{об} A_{об}}}.$$

В формате расхождения температурных зависимостей «непроектного» (H) и проектного (Π) ядерного топлива в идентичных условиях развития аварийных процессов [$\Delta T_{ям} = T_{ям}(H) - T_{ям}(\Pi)$] уравнение (1) имеет вид

$$\frac{dT_{ям}}{dt} = \frac{1}{C_{ям}(H)} \left[Q_{ям}(H) - Q_{ям}(\Pi) \frac{M_{ям}(\Pi)}{M_{ям}(H)} \right] - \frac{\alpha_0 \Delta T_{ям}}{C_{ям}(H) M_{ям}(H)} - \left[1 - \frac{C_{ям}(\Pi) M_{ям}(\Pi)}{C_{ям}(H) M_{ям}(H)} \right] \frac{dT_{ям}(\Pi)}{dt} \quad (3)$$

При несущественных различиях соответствующих теплофизических свойств «непроектного» и проектного ядерного топлива уравнение (3) имеет вид

$$C_{ям} \frac{d\Delta T_{ям}}{dt} = \Delta Q_{ям} - \frac{\alpha_0 \Delta T_{ям}}{M_{ям}}, \quad (4)$$

где

$$\Delta Q_{ям} = Q_{ям}(H) - Q_{ям}(\Pi).$$

Условия устойчивого расхождения текущих значений температур «непроектного» и проектного ядерного топлива можно оценить из общих положений теории неустойчивости в «малом» приближении [12]: если флуктуационное возмущение температуры ядерного топлива ($\delta T_{ям} \ll T_{ям}$) приводит к устойчивому росту относительных текущих значений температур $\Delta T_{ям}$ в процессе развития аварийных процессов, то критерий адаптации не выполняется.

В формате флуктуационных возмущений расхождения температуры «непроектного» и проектного ядерного топлива уравнение (4) имеет вид

$$C_{ям} \frac{d\delta \Delta T_{ям}}{dt} = \left(\frac{d\Delta Q_{ям}}{dT_{ям}} - \frac{\alpha_0}{M_{ям}} \right) \delta \Delta T_{ям}. \quad (5)$$

Решение (5) имеет вид

$$\delta \Delta T_{ям} \sim \exp \left[\left(\frac{d\Delta Q_{ям}}{dT_{ям}} - \frac{\alpha_0}{M_{ям}} \right) t \right], \quad (6)$$

откуда следует критерий адаптации «непроектного» ядерного топлива

$$\frac{d\Delta Q_{\text{ям}}}{dt} \leq \frac{\alpha_0}{M_{\text{ям}}}. \quad (7)$$

Мощность внутренних энерговыделений в зависимости от температуры ядерного топлива в предположении пространственной однородности нейтронного поля в активной зоне реактора и при пренебрежении уменьшением концентрации ядер, вызванным термическим расширением (линейный коэффициент термического расширения $\sim 10^{-6} \text{ K}^{-1}$), можно оценить с помощью следующего выражения [1]:

$$Q_{\text{ям}}(T_{\text{ям}}) = \Phi \sum_i Q_i \langle \sigma_f^i \rangle N^i, \quad (8)$$

где Φ – приведенная плотность потока нейтронов; Q_i – усредненная тепловая энергия деления одного ядра i -нуклида реакторного топлива; $\langle \sigma_f^i \rangle$ – усредненное по энергетическому спектру нейтронов сечение деления i -нуклида; N^i – концентрация ядер i -нуклида.

Предварительные расчеты выявили, что определяющим параметром расхождения относительной мощности внутренних энерговыделений для плутониевого и уранового топлива является существенное различие в определенном диапазоне температур значений сечения деления нуклидов (см., например, [7 – 9]). Для нахождения усредненных по нейтронному спектру сечений ядерных реакций, например, $\langle \sigma_f^i \rangle$, входящих в выражение (8), необходимо знать энергетический спектр нейтронов. Как известно, энергетический спектр нейтронов в тепловых реакторах отличается от максвелловского спектра его неравновесностью, обусловленной тем, что в активной зоне идут непрерывные процессы образования нейтронов при делениях ядер по спектрам деления для делящихся нуклидов, процессы замедления нейтронов и их поглощения. Наиболее широко применяется подход, основанный на модели нейтронного газа, полагающей, что термализованные нейтроны распределены по энергиям Максвелловского распределения, но не при температуре делящейся среды активной зоны, а при температуре нейтронного газа. При этом оценку влияния поглощения или недостаточного замедления в среде на смещение спектра от «чистого» Максвелла проводят по вводимой температуре нейтронного газа, которая задается полуэмпирическим выражением [3, 4]

$$T_{\text{НГ}} = T[1 + 1,4\Sigma_a(kT)/\xi\Sigma_s(1 \text{ эВ})], \quad (9)$$

где T – температура делящейся среды; Σ_a – макроскопическое сечение поглощения среды (тепловое); ξ – среднелогарифмический декремент энергии при замедлении; Σ_s – макроскопическое сечение рассеяния среды; $\xi\Sigma_s$ – замедляющая способность среды (при 1 эВ).

Усреднение сечений по нейтронному спектру проводится согласно следующему выражению [1]:

$$\langle \sigma(E_{\text{ГП}}, T) \rangle = \frac{\int_0^{E_{\text{ГП}}} E^{1/2} e^{-E/kT_{\text{НГ}}} \sigma(E, T) dE}{\int_0^{E_{\text{ГП}}} E^{1/2} e^{-E/kT_{\text{НГ}}} dE}, \quad (10)$$

где σ – микросечение ядерной реакции; E – энергия нейтронов; $E_{\text{ГП}}$ – граничная энергия тепловых нейтронов.

Результат усреднения согласно выражению (10) для микросечений захвата, деления и поглощения с типичными для экзотермических ядерных реакций зависимостями микросечений σ от скорости нейтронов v_n типа $\sim 1/v_n$ или отличными от них имеет общий вид (здесь представлено выражение для микросечения реакции деления)

$$\langle \sigma_f(T) \rangle = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_f^T \sqrt{\frac{300}{T_{\text{НГ}}}} g_f(T_{\text{НГ}}) F(z_{\text{ГП}}), \quad (11)$$

где σ_f^T – тепловое микросечение деления при скорости нейтронов 2200 м/с; $z_{\text{ГП}} = E_{\text{ГП}}/kT$ – безразмерная граничная энергия для спектра Максвелла, т.е. «энергия сшивки» нейтронных спектров Максвелла и Ферми; $F(z)$ – поправочная функция; $T_{\text{НГ}}$ – температура нейтронного газа, вычисляемая по формуле (9); $g_f(T_{\text{НГ}})$ – фактор Весткотта для реакции деления.

С помощью выражений (9) – (11) были проведены расчеты температурных зависимостей усредненных по тепловому спектру нейтронов сечений ядерных реакций деления и радиационного захвата для плутония-239 и урана-235. Для урана-238 проведены расчеты температурных зависимостей усредненных по тепловому спектру нейтронов сечений радиационного захвата.

При проведении расчетов использовались значения фактора Весткотта [6], значения для тепловых сечений [4] и $F(z_{sp}) = 5,9$.

Полученные расчетные температурные зависимости усредненных по тепловому спектру нейтронов сечений ядерных реакций деления и радиационного захвата для плутония-239 и урана-235 представлены на рис. 2 и 3 соответственно. На рис. 3. представлена также расчетная температурная зависимость усредненных по тепловому спектру нейтронов сечений радиационного захвата для урана-238.

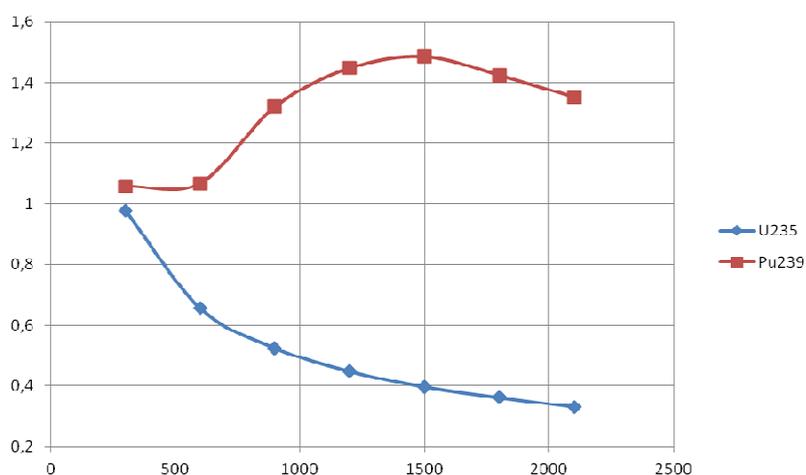


Рис. 2. Зависимость сечений деления урана-235 и плутония-239, усредненных по тепловому спектру нейтронов, от температуры делящейся топливной среды (значения сечений нормированы на σ_f^T).

Аналогичные температурные зависимости усредненных по тепловому спектру нейтронов сечений ядерных реакций деления урана-235 и плутония-239 получены также в [7 – 10].

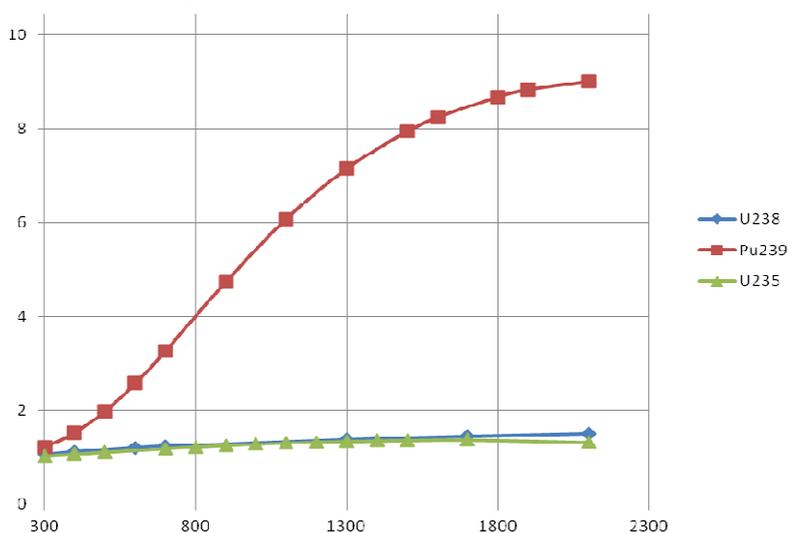


Рис. 3. Зависимость сечений радиационного захвата урана-235, урана-238 и плутония-239, усредненных по тепловому спектру нейтронов, от температуры делящейся топливной среды (значения сечений нормированы на σ_f^T).

С учетом представленных выше результатов были проведены предварительные оценки условий адаптации (7) плутониевого топлива по отношению к урановому. Условия адаптации не выполняются при температурах ядерного топлива более 500 °С. Однако при этом необходимо учитывать существенную зависимость «непроектного» для ВВЭР МОХ-топлива и проектного U₂O-топлива от фактического уровня обогащения их плутонием и ураном.

Эти вопросы составляют предмет дальнейшего изучения и анализа.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Русов В. Д. Различие температурных зависимостей плотностей теплового источника мокс-топлива и диоксидного топлива и связанные с этим особенности аварии на третьем блоке АЭС «Фукусима-1» / В. Д. Русов, В. А. Тарасов, С. А. Чернеженко и др. // Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики: 3-я междунар. науч.-практ. конф., 24 - 28 сент. 2012 г., Одесса, Украина.
2. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. – Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2012. – 280 с.
3. Вейнберг А. Физическая теория ядерных реакторов: пер. с англ. / А. Вейнберг, Е. Вигнер. – М.: Изд-во иностр. лит., 1961. – 733 с.
4. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В. Д. Байбаков, М. С. Алхутов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
5. Фейнберг С. М. Теория ядерных реакторов: Т. 1 / С. М. Фейнберг, С. Б. Шихов, В. Б. Троянский. – М.: Атомиздат, 1978. – 400 с.
6. Групповые константы для расчета реакторов и защиты / П. Л. Абагян, Н. О. Базазянц, М. Н. Николаев, А. М. Цибуля. – М.: Энергоиздат, 1981. – 139 с.
7. Русов В. Д. Режимы с обострением в уран-плутониевой делящейся среде технических ядерных реакторов и геореактора / В. Д. Русов, В. А. Тарасов, С. А. Чернеженко // Вопросы атомной науки техники. – 2011. – № 2(97). – С. 112 – 121. – (Сер. «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»).
8. The Temperature Dependences Distinction of Thermal Source Densities of MOX-Fuel and Dioxide-Fuel and Related with It the Features of NPP «Fukushima-1» Third Unit Accident / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, S. A. Chernozhenko and al. // Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012): Proc. of Int. Conf., 10 – 14 Sept. 2012, Kyiv, Ukraine. – P. 479 – 483.
9. Fukushima Plutonium Effect and Blow-Up Regimes in Neutron-Multiplying Media / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, V. M. Vaschenko and al. // World Journal of Nuclear Science and Technology. – 2013. – № 3. – P. 9 – 18. – arXiv:1209.0648v1 [nucl-th].
10. Украинцев В. Ф. Эффекты реактивности в энергетических реакторах. – Обнинск: ИАТЭ, 2000. – 60 с.
11. Кесслер Г. Ядерная энергетика: пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
12. Скалозубов В. И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов. – Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. – 400 с.

В. І. Скалозубов¹, В. О. Тарасов², С. В. Клевцов³, С. І. Чернеженко², А. О. Какаєв², В. Ю. Кочнєва¹

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна

²Одеський національний політехнічний університет, пр. Шевченко 1, Одеса, 65044, Україна

³НТУУ «Київський політехнічний інститут», просп. Перемоги, 37, Київ, 03056, Україна

МЕТОД АДАПТАЦІЇ В АВАРІЙНИХ РЕЖИМАХ «НЕПРОЕКТНОГО» ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРІВ ТИПУ ВВЕР

Запропоновано метод адаптації «непроектного» для ВВЕР ядерного палива щодо аварійних режимів (у тому числі й при аваріях, ведучих до пошкодження ядерного палива) на основі детерміністських оцінок умов стійкого розходження температурних залежностей «непроектного» та проектного ядерного палива в процесі розвитку аварії. Застосування методу дасть змогу визначити скорочений перелік аварій/етапів аварій з «непроектним» ядерним паливом, що потребують додаткового деталізованого моделювання та аналізу безпеки. Наведено попередні оцінки умов адаптації «непроектного» для ВВЕР плутонієвого палива.

Ключові слова: адаптація, аварія, ядерне паливо, водо-водяний енергетичний реактор (ВВЕР).

V. I. Skalozubov¹, V. O. Tarasov², S. V. Klevtsov³, S. A. Chernozhenko², A. O. Kakaev², V. Yu. Kochnyeva¹

¹Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Lysogirska str., 12, building 106, Kyiv, 03028, Ukraine

²Odessa National Polytechnic University, boulevard Shevchenko, 1, Odessa, 65044, Ukraine

³NTUU “Kyiv Polytechnic Institute”, Prosp. Peremohy, 37, Kyiv, 03056, Ukraine

METHOD FOR ADAPTATION OF WWER “NON-DESIGN” NUCLEAR FUEL IN EMERGENCY OPERATION

The paper suggests method for adaptation of WWER “non-design” nuclear fuel regarding accident modes (including severe accidents leading to fuel damage) based on deterministic evaluations for conditions of stable divergence of “non-design” and design nuclear fuel temperature dependences during accident progress. This method allows deter-

mining shortcut list of “non-design” nuclear fuel accidents/accident stages that requires additional detailed modelling and safety analysis. The authors have given preliminary estimate for adaptation conditions of WWER “non-design” plutonium fuel.

Keywords: adaptation, accident, nuclear fuel, water-moderated water-cooled reactor (WWER).

REFERENCES

1. *Rusov V. D.* Temperature Dependences Distinction of Thermal Source Densities of MOX-Fuel and Dioxide-Fuel and Related Features of Accident at NPP «Fukusima-1» Unit 3 / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, S. A. Chernozhenko et al. // Nuclear Power Engineering Safety and Efficiency Improvement : 3rd int. scient.-pract. conf., 24 – 28 Sept. 2012, Odessa, Ukraine. (Rus)
2. *Analysis of Causes and Consequence of Fukushima NPP Accident as a Prevention Factor for Severe Accidents in Tank Reactors: monograph / V. I. Skalozubov, A. A. Kliuchnykov, V. M. Vaschenko, S. S. Yarovoy.* – Chornobyl: Institut problem bezpeky AES NAN Ukraine (Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants), 2012. – 280 p. (Rus)
3. *Weinberg A.* Physical Theory of Nuclear Reactors: monograph / A. Weinberg, E. Wigner. — Moskva: Izdatelstvo inostrannoy literatury, 1961. – 733 p. (Rus)
4. *Theory and Design Methods of Nuclear Power Reactors: monograph / G. G. Bartolomey, G. A. Bat, V. D. Baybakov, M. S. Alhutov.* – Moskva: Energoatomizdat, 1989. – 512 p. (Rus)
5. *Feinberg S. M.* Nuclear Reactors Theory: monograph. Vol. 1 / S. M. Feinberg, S. B. Shihov, V. B. Troyanskiy. – Moskva: Atomizdat, 1978. – 400 p. (Rus)
6. *Group Constants for Reactors and Protection Calculation: monograph / P. L. Abaghian, N. O. Bazazyanc, M. N. Nikolaev, A. M. Cibulya.* – Moskva: Energoizdat, 1981. – 139 p. (Rus)
7. *Rusov V. D.* Sharpening Modes in Uranium-Plutonium Fissile Medium of Engineering Nuclear Reactors and Georeactor / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, S. A. Chernozhenko // Voprosy Atomnoy Nauki i Tehniki (Problems of Atomic Science and Technology). – 2011. – № 2(97). – P. 112-121. – (Series «Radiation Damages Physics and Radiative Study of Materials»). (Rus)
8. *The Temperature Dependences Distinction of Thermal Source Densities of MOX-Fuel and Dioxide-Fuel and Related with It the Features of NPP «Fukusima-1» Third Unit Accident / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, S. A. Chernozhenko et al.* // Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy (NPAE-Kyiv2012) : Proc. of Int. Conf., 10 – 14 Sept. 2012, Kyiv, Ukraine. – P. 479 – 483.
9. *Fukushima Plutonium Effect and Blow-Up Regimes in Neutron-Multiplying Media / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, V. M. Vaschenko et al.* // World Journal of Nuclear Science and Technology. – 2013. – № 3. – P. 9 – 18. – Arkhiv:1209.0648v1 [nucl-th].
10. *Ukrainsev V. F.* Reactivity Effects in Power Reactors: monograph. – Obninsk: Institut Atomnoy Energetiki (Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering), 2000. – 60 p. (Rus)
11. *Kessler G.* Nuclear Power Engineering: monograph. – Moskva: Energoatomizdat, 1986. – 264 p. (Rus)
12. *Skalozubov V. I.* Management Basics of Beyond Design Basis Accidents with Coolant Loss at NPPs with WWER: monograph / V. I. Skalozubov, A. A. Kliuchnykov, V. N. Kolykhanov. – Chornobyl: Institut problem bezpeky AES NAN Ukraine (Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants), 2010. – 400 p. (Rus)

Надійшла 06.11.2014
Received 06.11.2014