

В. И. Скалозубов<sup>1</sup>, В. А. Тарасов<sup>2</sup>,  
С. И. Косенко<sup>2</sup>, С. А. Чернеженко<sup>2</sup>,  
А. А. Какаев<sup>2</sup>, В. Ю. Кочнева<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины,  
г. Киев, Украина

<sup>2</sup> Одесский национальный политехнический университет,  
г. Одесса, Украина

## Методические основы адаптации МОХ-топлива в аварийных режимах для реакторов типа ВВЭР

Предложен критериальный метод адаптации «непроектного» для ВВЭР МОХ-топлива в аварийных режимах (в том числе при тяжелых авариях с повреждением ядерного топлива) на основе детерминистических оценок условий устойчивого расхождения температурных зависимостей МОХ- и уранового топлива в процессе развития аварии. Применение метода позволит определить перечень аварий (этапов аварий) с МОХ-топливом, требующих дополнительного детализированного моделирования, а также допустимое обогащение плутонием МОХ-топлива для энергоблоков АЭС с ВВЭР.

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

В. И. Скалозубов, В. О. Тарасов, С. И. Косенко, С. А. Чернеженко, А. О. Какаев, В. Ю. Кочнева

### Методичні основи адаптації МОХ-палива в аварійних режимах для реакторів типу ВВЕР

Запропоновано критеріальний метод адаптації «непроектного» для ВВЕР МОХ-палива в аварійних режимах (зокрема в разі важких аварій з пошкодженням ядерного палива) на основі детерміністичних оцінок умов стійкого розходження температурних залежностей МОХ-та уранового палива в процесі розвитку аварії. Застосування методу дасть змогу визначити перелік аварій (етапів аварій) з МОХ-паливом, що потребують додаткового деталізованого моделювання, а також допустиме збагачення плутонієм МОХ-палива для енергоблоків АЕС з ВВЕР.

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

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

В настоящее время в Украине на четырех АЭС эксплуатируется 15 энергоблоков с ядерными реакторами типа ВВЭР, использующих по проекту оксидно-урановое топливо. В связи со сложившимися в последнее время обстоятельствами в ближайшей перспективе возможен частичный или полный переход на «непроектное» ядерное топливо на украинских АЭС, так как запасы проектного российского ядерного топлива истекают к концу 2015 года. Одним из вариантов замены проектного ядерного топлива рассматривается и МОХ-топливо, что требует дополнительного глубокого изучения и научно-технического обоснования с учетом особенностей эксплуатации плутониевого топлива на основе соответствующего анализа безопасности и непосредственной поэтапной адаптации на натуральных объектах.

Одно из ограничений обоснованной адаптации МОХ-топлива для украинских АЭС связано с необходимостью экстраполяции результатов адаптации в рабочих режимах реактора на условия аварийных режимов: имеющиеся различия нейтронно-физических характеристик уранового и плутониевого топлива могут определить различия как непосредственно протекания аварийных процессов, так и соответствующих мероприятий по управлению авариями с учетом конструктивно-технических особенностей ВВЭР (например, [1–11]), что в конечном итоге определяет актуальность разработки методов адаптации «непроектного» МОХ-топлива в аварийных режимах.

Уроки Фукусимской аварии в марте 2011 года также определили актуальность вопросов адаптации МОХ-топлива: наиболее мощные разрушительные взрывы по официальной информации эксплуатирующей организации ТЕРСО [2] произошли именно на объектах, частично загруженных МОХ-топливом.

Дополнительные технические обоснования адаптации «непроектного» ядерного топлива требуют, в общем случае, проведения в полном объеме моделирования и анализа всех аварийных режимов (включая возможные изменения химического состава и обогащения топлива в процессе эксплуатации). Поэтому определенный интерес представляют вопросы предварительного оперативного определения условий и аварийных режимов, в которых влияние эффектов «непроектного» ядерного топлива может быть наиболее существенным, что, возможно, сократит объемы детализированного анализа безопасности.

В данной работе представлены методические основы адаптации МОХ-топлива в аварийных режимах для реакторных установок с ВВЭР.

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

1. Различие нейтронно-физических свойств МОХ-топлива и проектного 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 второго контура и т. п.), так и с «неплотным» реакторным контуром (течи реактора и оборудования или трубопроводов реакторного контура, межконтурные течи и пр.).

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

3. Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) консервативно моделируется как сосредоточенная система с максимальной температурой ядерного топлива  $T_{я.т}$ , а также принимаются консервативные значения теплофизических свойств ядерного топлива.

Расчетная модель критерия адаптации приведена на рис. 1.

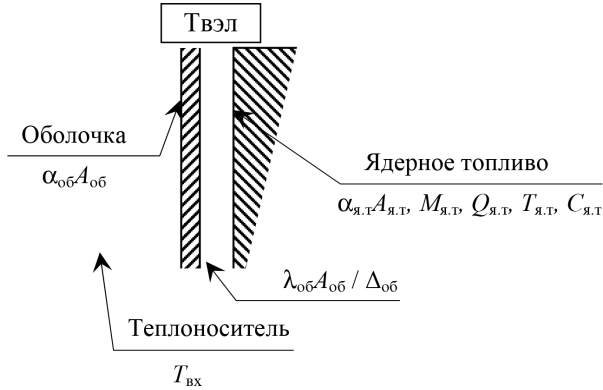


Рис. 1. Расчетная модель критерия адаптации

Уравнение сохранения тепловой энергии в формате изменения максимальной (по высоте твэла) температуры ядерного топлива  $T_{я.т}$

$$M_{я.т} C_{я.т}(T_{я.т}) \frac{dT_{я.т}}{dt} = Q_{я.т} M_{я.т}(T_{я.т}) - \alpha_0(T_{я.т}) [T_{я.т} - T_{вх}] \quad (1)$$

при начальных условиях

$$T_{я.т}(t=0) = T_{я.т0}, \quad (2)$$

где  $M_{я.т}$ ,  $C_{я.т}$ ,  $T_{я.т}$ ,  $Q_{я.т}$  — масса, удельная теплоемкость, температура и удельная мощность внутренних энерговыделений ядерного топлива соответственно;  $T_{вх}$  — температура теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора;  $\alpha_0$  — приведенный общий коэффициент теплопередачи между ядерным топливом и теплоносителем:

$$\alpha_0 = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_{я.т} A_{я.т}} + \frac{\Delta_{об}}{\lambda_{об} A_{об}} + \frac{1}{\alpha_{об} A_{об}}};$$

$\alpha_{об}$ ,  $\alpha_{я.т}$  — коэффициенты теплоотдачи от оболочки и ядерного топлива соответственно;  $\lambda_{об}$ ,  $\Delta_{об}$  — теплопроводность и толщина оболочки твэла;  $A_{об}$ ,  $A_{я.т}$  — площадь поверхности оболочки твэла и ядерного топлива соответственно;  $t$  — время развития аварийного режима;

В критериальном формате уравнения (1) и (2) для аварийного процесса длительностью  $t_A$  имеют вид

$$\frac{dT_{я.т}}{dt} = K_N - K_T [T_{я.т} - T_{вх}], \quad (3)$$

$$T_{я.т}(t=0) = T_{я.т0}, \quad (4)$$

где  $T_{я.т} = T_{я.т0} / T_m$ ;  $t = t / t_A$ ;  $T_m = \frac{Q_m(U_2O)t_A}{C_{я.т}(MOX)}$ ;  $K_N = \frac{Q_{я.т}(MOX)}{Q_m(U_2O)}$ ;

$K_T = \frac{\alpha_0 t_A}{C_{я.т} M_{я.т}(MOX)}$ ;  $Q_m(U_2)$  — масштаб мощности внутренних энерговыделений  $U_2$ -топлива.

Условия устойчивого расхождения текущих значений температур МОХ- и  $U_2$ -топлива можно оценить из общих положений теории неустойчивости в «малом» приближении [12]: если флуктуационное возмущение температуры ядерного топлива ( $\delta T_{я.т} \ll T_{я.т}$ ) приводит к устойчивому росту относительных текущих значений температур МОХ- и  $U_2$ -топлива в процессе развития аварийных процессов, то критерий адаптации не выполняется.

В формате флуктуационных возмущений уравнение (3) имеет вид

$$\frac{d\delta T_{я.т}}{dt} = \frac{dK_N}{dT_{я.т}} \delta T_{я.т} - K_T \delta T_{я.т}. \quad (5)$$

Решение (5) имеет вид

$$\delta T_{я.т} \approx \exp \left[ \left( \frac{dK_N}{dT_{я.т}} - K_T \right) t \right]. \quad (6)$$

Из решения (6) следует критерий адаптации

$$\frac{dK_N}{dT_{я.т}} \leq K_T. \quad (7)$$

Определяющим параметром критерия адаптации (7) при подобии «внешних» условий теплообмена является отношение температурных зависимостей мощности внутренних энерговыделений МОХ- и  $U_2$ -топлива. Мощность внутренних энерговыделений для реакторного топлива 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, можно оценить с помощью следующего выражения [1]:

$$Q_{я.т}(T_{я.т}) = \Phi \sum_i Q_i \langle \sigma_f^i \rangle N^i,$$

где  $\Phi$  — приведенная по размерности 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 показали, что определяющим параметром расхождения относительной мощности внутренних энерговыделений для плутониевого и уранового топлива является существенное различие в определенном диапазоне температур значений сечения деления нуклидов, что соответствует известным результатам [7–9].

## Выводы

Предложенный метод адаптации позволяет при варьировании значений температуры ядерного топлива (включая высокие значения, соответствующие разрушению ядерного топлива, — тяжелые аварии), а также уровня обогащения плутонием ядерного топлива оперативно оценить перечень аварий (этапов аварийных процессов) с МОХ-топливом, требующих дополнительного детализированного моделирования, и допустимое обогащение МОХ-топлива плутонием для энергоблоков АЭС с ВВЭР.

Кроме того, предложенный метод позволяет оперативно оценить влияние на аварийные режимы изменения химического состава и обогащения проектного ядерного топлива в процессе эксплуатации.

В последующих работах будут приведены соответствующие результаты совершенствования предложенного метода и расчетного моделирования.

### Список использованной литературы

1. Различия 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, А. А. Какаев, Е. В. Гречан, С. И. Косенко, О. И. Пантак // Мат-лы 3-й междунар. науч.-практ. конф. «Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики», 24–28 сент. 2012 г., Одесса, Украина. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2013.
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 НАНУ, 2012. — 280 с.
3. *Вейнберг А.* Физическая теория ядерных реакторов : пер. с англ. / А. Вейнберг, Е. Вигнер. — М. : Изд-во иностр. лит-ры, 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 / 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. Базаянц, 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. — (Серия «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. Chernezhenko, A. A. Kakaev, E. V. Grechan, S. I. Kosenko, O. I. Pantak // Proc. of 4<sup>th</sup> Int. Conf. «Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy» (NPAE-Kyiv2012), 10–14 September 2012, Kyiv, Ukraine. — Kyiv : Institute for Nuclear Research, 2013. — P. 479–483.
9. Fukushima Plutonium Effect and Blow-Up Regimes in Neutron-Multiplying Media / V. D. Rusov, V. A. Tarasov, V. M. Vaschenko, E. P. Linnik, T. N. Zelentsova, M. E. Beglaryan, S. A. Chernegenko, S. I. Kosenko, P. A. Molchinikolov, V. P. Smolyar, E. V. Grechan // 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 / В. Ф. Украинцев. — 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. Кольханов. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2010. — 400 с.

### References

1. *Rusov, V.D., Tarasov, V.A., Chernezhenko, S.A., Kakaev, A.A., Grechan, E.V., Kosenko, S.I., Pantak, O.I.* (2013), “Distinction of Temperature Dependences for Thermal Source Densities of MOX Fuel and Dioxide Fuel and Related Features of Accidents at Fukushima-1 Unit 3” [Razlichiiye temperaturnykh zavisimostei plotnostei teplovogo istochnika moks-topлива i dioksidnogo topliva i svyazannyye s etim osobennosti avarii na tretiem bloke AES Fukusima-1], Proceedings of the 3<sup>rd</sup> International Scientific and Practical Conference “Nuclear Power Engineering Safety and Efficiency Improvement” (Odessa, Ukraine, 24–28 September, 2012), Chornobyl: Institut problem bezpeky AES NAN Ukrainy (Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants). (Rus)
2. *Skalozubov, V.I., Klyuchnikov, A.A., Vaschenko, V.N., Yarovoi, S.S.* (2012), “Analysis of Causes and Consequences of Fukushima Accident for Prevention of Severe Accidents in Vessel-Type Reactors” [Analiz prichin i posledstviy avarii na AES Fukushima kak faktor predotvrascheniya tiazhelykh avarii v korpusnykh reaktorakh], Institute for Safety Issues of Nuclear Power Plants, Chornobyl, 280 p.
3. *Weinberg, A.M., Wigner, E.P.* (1961), “The Physical Theory of Neutron Chain Reactors”, Izdatel'stvo inostrannoi literatury, Moscow, 733 p. (Rus)
4. *Bartolomei, G.G., Bat, G.A., Baibakov, V.D., Alhutor, M.S.* (1989), Theory and Design Methods of Nuclear Reactors [Osnovy teorii i metody rascheta yadernykh energeticheskikh reaktorov], Energoatomizdat, Moscow, 512 p. (Rus)
5. *Feinberg, S.M., Shihov, S.B., Troyanskii, V.B.* (1978), Theory of Nuclear Reactors [Teoriya yadernykh reaktorov], Atomizdat, Moscow, 400 p. (Rus)
6. *Abaghian, P.L., Bazazyanc, N.O., Nikolaev, M.N., Tsubulya, A.M.* (1981), Group Constants for Reactors and Shielding Calculation [Gruppyvyye konstanty dlia rascheta reaktorov i zaschity], Energoizdat, Moscow, 139 p. (Rus)
7. *Rusov, V.D., Tarasov, V.A., Chernezhenko, S.A.* (2011), “Sharpening Modes in Uranium-Plutonium Fissile Medium of Engineering Nuclear Reactors and Georeactor” [Rezhimy s obostreniim v uran-plutoniievoi deliascheisia srede tekhnicheskikh yadernykh reaktorov i georeaktora], Voprosy atomnoi nauki i tekhniki, No. 2(97), pp. 112–121. (Rus)
8. *Rusov, V.D., Tarasov, V.A., Chernezhenko, S.A., Kakaev, A.A., Grechan, E.V., Kosenko, S.I., Pantak, O.I.* (2013), Temperature Dependences Distinction of Thermal Source Densities of MOX-Fuel and Dioxide-Fuel and Related Features of Accident at NPP “Fukushima-1” Unit 3, Proceedings of the 4<sup>th</sup> International Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy” (NPAE-Kyiv2012), (Kyiv, Ukraine, 10–14 September, 2012.), Institute for Nuclear Research, Kyiv, pp. 479–483.
9. *Rusov, V.D., Tarasov, V.A., Vaschenko, V.M., Linnik, E.P., Zelentsova, T.M., Beglaryan, M.E., Chernegenko, S.A., Kosenko, S.I., Molchinikolov, P.A., Smolyar, V.P., Grechan, E.V.* (2013), “Fukushima Plutonium Effect and Blow-Up Regimes in Neutron-Multiplying Media”, World Journal of Nuclear Science and Technology, No.3, pp. 9–18, arXiv:1209.0648v1 [nucl-th].
10. *Ukrainsev, V.F.* (2000), Reactivity Effects in Power Reactors [Effekty reaktivnosti v energeticheskikh reaktorakh], Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, Obninsk, 60 p. (Rus)
11. *Kessler, G.* (1986), Nuclear Energy [Russian translation], Energoatomizdat, Moscow, 264 p.
12. *Skalozubov, V.I., Klyuchnikov, A.A., Kolykhanov, V.N.* (2010), “Management of Beyond Design-Basis Accidents with Loss of Coolant at NPPs with WWER” [Osnovy upravleniya zaproektnymi avariayami s poterei teplonositelya na AES s VVER], Institute for Safety Issues of Nuclear Power Plants, Chornobyl, 400 p. (Rus)

Получено 24.10.2014.