

УДК 621.039

А. Д. Березовский¹, В. Н. Ващенко², Т. В. Габлая³, И. Л. Козлов¹,
С. И. Косенко¹, Ж. И. Патлашенко², В. И. Скалозубов³

¹Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса

²Государственная экологическая академия последипломного образования и управления, г. Киев

³Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Киев

АДАПТАЦИЯ АВАРИЙНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ “НЕПРОЕКТНОГО” ДЛЯ ВВЭР ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ КРИТЕРИАЛЬНОГО МЕТОДА

В статье рассмотрены вопросы адаптации результатов аварийного моделирования и анализа безопасности ВВЭР при использовании “непроектного” ядерного топлива.

Полученные результаты анализа позволяют сделать выводы, что в области относительно низких температур ядерного топлива, характерных для остановленного реактора и бассейнов выдержки отработанного ядерного топлива, допустимая концентрация плутония не более 8 %, а для более высоких температур — не более 3 %.

При более высоких концентрациях плутония необходим дополнительный анализ ядерной безопасности относительно возможности использования МОКС-топлива.

На основе предложенного метода определены условия применимости “непроектного” для ВВЭР ядерного топлива повышенной теплопроводности.

Ключевые слова: аварийное моделирование, водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР), “непроектное” ядерное топливо, отработанное ядерное топливо (ОЯТ).

Целенаправленное или вынужденное применение “непроектного” ядерного топлива обуславливает в общем случае необходимость решения следующих основных вопросов при анализе безопасности реакторных установок (РУ) и бассейнов выдержки ОЯТ:

1. Переоценка пределов или критериев безопасности с учетом отличия физико-химических и/или конструктивно-технических параметров “непроектного” ядерного топлива от проектного.

2. Моделирование аварий на РУ и в бассейне выдержки ОЯТ с “непроектным” ядерным топливом при всех возможных исходных состояниях и событиях.

Основным установленным нормативным пределом ядерной безопасности для РУ с ВВЭР до настоящего момента является допустимая температура циркониевой оболочки твэла (1200 °С), при достижении которой начинаются необратимые процессы разрушения оболочки (как одного из защитных барьеров безопасности); а при моделировании аварий предел безопасности по максимально допустимой локальной температуре топливной матрицы (около 2800 °С) фактически не анализируется. Такой подход основан на предположении, что зависимость между температурами оболочки твэла $T_{об}$ и ядерного топлива $T_{ят}$ определяется только теплофизическими свойствами ядерного топлива, а недопустимое разрушение оболочки твэла в процессе развития любых аварий наступает раньше начала разрушения (плавления) топливной

матрицы. В последних разработках [1, 2] установлено, что предел по максимально допустимой $T_{об}$ в общем случае является недостаточным для анализа ядерной безопасности: из-за относительно низкой теплопроводности проектного для ВВЭР керамического оксидно-уранового топлива (UO₂-топлива) в топливной матрице возникают существенные радиальные градиенты температур (более 10⁶ °С/м), а значительная центральная часть топливной матрицы (около 50 %) расплавится еще до момента достижения температуры оболочки 1200 °С.

Таким образом, при моделировании аварий и анализе ядерной безопасности РУ и бассейнов выдержки ОЯТ с “непроектным” ядерным топливом необходимо дополнительно учитывать предел ядерной безопасности по максимально допустимой локальной температуре топливной матрицы.

Актуальным направлением представляется определение допустимых условий адаптации для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом известных результатов аварийного моделирования и анализа безопасности с проектным ядерным топливом. Перспективным подходом для априорного определения допустимых условий адаптации “непроектного” ядерного топлива может быть критериальный метод анализа безопасности, согласно которому пределы безопасности твэла в критериальной форме [2]:

$$\tilde{T}_{\text{я.т.}} = \frac{T'_{\text{я.т.}}}{T'_{\text{пл}}} = f(K_{\lambda}, K_N) < 1$$

$$\tilde{T}_{\text{об}} = \frac{T'_{\text{об}}}{T'_{\text{пл}}} \tilde{T}_{\text{я.т.}} - \frac{\text{Nu}}{\text{Nu} + 1} \tilde{T}_{\text{тн}} < \frac{T'_{\text{o.zr.}}}{T'_{\text{пл}}},$$

где $T_{\text{я.т.}}$ — температура ядерного топлива в центральной части топливной матрицы, $T_{\text{пл}}$ — температура плавления ядерного топлива, $T_{\text{об}}$ — температура оболочки твэла, $T_{\text{o.zr.}}$ — максимальная допустимая температура оболочки твэла, K_{λ} — безразмерный критерий приведенного теплового потока от твэла, K_N — безразмерный критерий приведенной мощности тепловыделений ядерного топлива, Nu — критерий Нуссольтя, $\tilde{T}_{\text{тн}}$ — температура теплоносителя.

Анализ входящих в эти зависимости определяющих критериев ядерной безопасности K_{λ} , K_N , Nu позволяет сформулировать следующие консервативные условия адаптации для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом:

по критерию внутреннего теплопереноса — $K_{\text{Ал}}$

$$K_{\text{Ал}} = \frac{K_{\lambda}(\text{НЯТ})}{K_{\lambda}(\text{ПЯТ})} \geq 1 \quad (1)$$

по критерию мощности тепловыделений — $K_{\text{АН}}$

$$K_{\text{АН}} = \frac{K_N(\text{НЯТ})}{K_N(\text{ПЯТ})} \leq 1 \quad (2)$$

по критерию внешнего теплопереноса

$$\text{Nu}(\text{НЯТ}) \geq 1 \quad (3)$$

где НЯТ, ПЯТ — “непроектное” и проектное ядерное топливо соответственно.

Если приведенные условия выполняются для всего диапазона возможного изменения температуры ядерного топлива, то адаптация для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом результатов анализа безопасности с проектным ядерным топливом обоснована. В случае если хотя бы одно из критериальных условий не выполняется, необходимы дополнительное аварийное моделирование и анализ безопасности для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом.

Рассмотрим применение представленных критериев адаптации на двух характерных примерах:

“непроектное” ядерное топливо с повышенной теплопроводностью топливной матрицы твэла (целенаправленная модернизация);

вынужденная замена проектного для ВВЭР ядерного топлива на МОКС-топливо.

Проведенный анализ критериев адаптации в первом примере модернизации ядерного топлива с целью повышения теплопроводности топливной матрицы твэла позволяет заключить следующее:

1. Условия адаптации по критериям K_{λ} и K_N выполняются при незначительном изменении нейтронно-физических свойств “непроектного” ядерного топлива по отношению к проектному (формально: $Q(\text{НЯТ})/Q(\text{ПЯТ}) \approx 1$) и необходимых условиях “внешнего” теплообмена ($\text{Nu} \gg 1$).

2. Из минимального значения $\text{Nu} = 1$ следует ограничение по “верхней” границе значений коэффициента теплопроводности

$$\lambda_{\text{я.т.}} \leq \alpha_{\text{min}} r \quad (4)$$

где α_{min} — минимально возможное значение коэффициента теплоотдачи на поверхности твэла, r — радиус твэла.

При больших значениях $\lambda_{\text{я.т.}}$ в условиях теплопередачи с $\alpha_{\text{min}} T_{\text{об}} \approx T_{\text{я.т.}}$ и предел безопасности по допустимой температуре оболочки твэла может быть нарушен (или быстрее достигнут) в процессе аварии по отношению к аналогичным условиям с проектным ядерным топливом.

При замене проектного для ВВЭР UO_2 -топлива на “непроектное” МОКС-топливо (второй пример) определяющим условием адаптации является критерий $K_{\text{АН}}$, который фактически отражает отношение мощностей внутренних тепловыделений Q “непроектного” и проектного ядерного топлива. Мощность внутренних тепловыделений ядерного топлива определяется условиями происходящих нейтронно-физических процессов и зависит от плотности нейтронного потока j -го нуклида в составе ядерного топлива Φ_j , сечения захвата σ_j и концентрации j -го нуклида γ_j . МОКС-топливо характеризуется повышенным содержанием плутония по отношению к проектному UO_2 -топливу (не более 1 % Pu). Нейтронно-физические характеристики плутония и урана могут существенно отличаться в определенных интервалах температур ядерного топлива. Так, например, в [3] установлено, что температурные зависимости сечения захвата значительно отличаются как на качественном, так и на количественном уровне в диапазоне температур ядерного топлива более 500 °С.

На рис. 1 приведены результаты расчетного анализа температурных зависимостей критерия адаптации $K_{\text{АН}}$ для “непроектного” МОКС-топлива при различных концентрациях плутония $\gamma(\text{Pu})$ с учетом данных по температурным зависимостям сечения захвата для урана и плутония. Для упрощения анализа нейтронно-физические

характеристики ядерного топлива моделировались в квазистационарном приближении, а основные расхождения характеристик “непроектного” и проектного топлива определялись параметрами сечения захвата σ . Также консервативно пренебрегалось “наработкой” Pu в проектом UO₂—топливе.

Полученные результаты анализа позволяют сделать выводы, что в области относительно низких температур ядерного топлива, характерных для остановленного реактора и бассейнов выдержки ОЯТ, допустимая концентрация плутония не более 8 %, а для более высоких температур — не более 3 %.

При адаптации “непроектного” ядерного топлива необходимо учитывать существенную зависимость определяющих нейтронно-и теплофизических параметров от температуры топлива. При определенных условиях и состояниях ядерного топлива такая существенная зависимость может привести к возникновению аperiodической (спонтанное изменение состояния) или периодической (колебательный процесс) неустойчивости. В соответствии с общей теорией неустойчивости любая система может быть подвержена случайным (флуктуационным) возмущениям (воздействиям и/или изменениям определяющих параметров состояния системы). В зависимости от текущего состояния системы эти возмущения могут либо “затухать” во времени (система устойчива), либо приводить к спонтанному изменению определяющих параметров (система аperiodически неустойчива) или колебательным процессам (периодическая неустойчивость). Энергетическим “источником” неустойчивых процессов являются преобразования внутренней энергии системы.

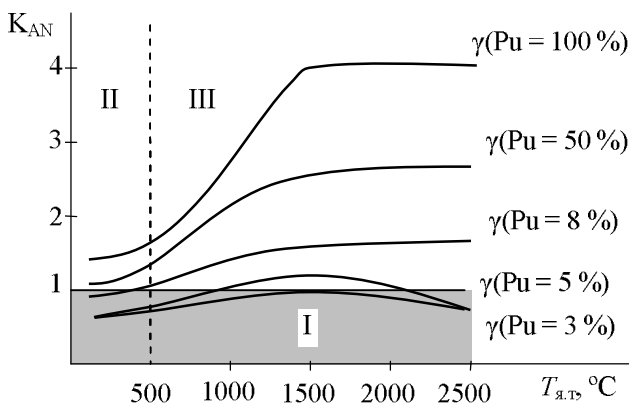


Рис. 1. Пределы адаптации ядерной безопасности МОКС-топлива по концентрации плутония $\gamma(\text{Pu})$:
 I - область допустимой адаптации МОКС-топлива;
 II - диапазоны температур ядерного топлива на остановленном реакторе и/или в бассейне выдержки ОЯТ;
 III - диапазоны температур ядерного топлива в рабочих и аварийных режимах эксплуатации реактора

Основным определяющим параметром ядерного топлива является его температура $T_{я.т.}$. Флуктуационные возмущения температуры топлива $\delta T_{я.т.}$ в зависимости от текущего состояния при определенных условиях могут привести к температурной неустойчивости аperiodического или периодического характера.

Негативными для ядерной безопасности последствиями термической неустойчивости ядерного топлива могут быть:

превышение пределов безопасности по температуре ядерного топлива и оболочки твэла;

неустойчивость нейтронно-физических процессов, которая при определенных условиях приводит к потере контролируемого регулирования мощности ядерного реактора (нерегулируемый “разгон” или останов);

спонтанный рост температуры ядерного топлива в остановленном реакторе или бассейне выдержки ОЯТ и др.

Рассмотрим условия возникновения термической неустойчивости ядерного топлива в линейном приближении ($\delta T_{я.т.} \ll T_{я.т.}$). При этом уравнение теплового баланса ядерного топлива в формате флуктуационных возмущений температуры ядерного топлива $\delta \tilde{T}_{я.т.}$ имеет вид:

$$\frac{d\delta \tilde{T}_{я.т.}}{dt} = K_H \delta \tilde{T}_{я.т.} \quad (5)$$

где

$$K_H = \frac{dK_N}{d\tilde{T}_{я.т.}} - K_\lambda - \frac{dK_\lambda}{d\lambda_{я.т.}} \frac{d\lambda_{я.т.}}{d\tilde{T}_{я.т.}} \quad (6)$$

Решение (5) имеет вид

$$\delta \tilde{T}_{я.т.} \approx \exp(K_H t) \quad (7)$$

где t — текущее время. Откуда следует, что при $K_H < 0$ температурные возмущения будут “затухать” во времени (система устойчива), а при $K_H > 0$ — спонтанно возрастать (система аperiodически неустойчива).

Таким образом, критерий устойчивости термических процессов в ядерном топливе

$$K_H < 0 \quad (8)$$

Интерпретация механизма возникновения термической неустойчивости ядерного топлива заключается в следующем. Флуктуационное увеличение температуры ядерного топлива $\delta T_{я.т.}$ определяет соответствующее увеличение мощности внутренних тепловыделений $\delta Q_{я.т.}$ и дальнейший рост температуры ядерного топлива

при прочих равных условиях. Однако увеличение $T_{я.т}$ определяет также увеличение перепада температур между ядерным топливом и внешней средой, увеличение плотности теплоотвода от ядерного топлива $q_{я.т}$ и соответствующее снижение $T_{я.т}$. В случае если влияние эффекта роста $Q_{я.т}$ под действием возмущения $\delta T_{я.т}$ преобладает над эффектом увеличения плотности теплоотвода от ядерного топлива, возникает термическая неустойчивость ядерного топлива. В противном случае рост $T_{я.т}$, определяемый увеличением мощности внутренних тепловыделений ядерного топлива, “компенсируется” увеличением теплоотвода от ядерного топлива $q_{я.т}$ — система устойчива относительно флуктуационных возмущений $\delta T_{я.т}$.

Выводы

Проведенный анализ адаптации аварийного моделирования “непроектного” для ВВЭР ядерного топлива в РУ и бассейне выдержки на основе критериев внутреннего и внешнего теплопереноса, мощности тепловыделений и термической устойчивости позволяет сделать следующие основные выводы.

1. Целенаправленное повышение теплопроводности “непроектного” ядерного

топлива способствует повышению ядерной безопасности по отношению к проектному керамическому UO_2 -топливу, и адаптация аварийного моделирования вполне обоснована.

Однако “верхние” значения коэффициентов теплопроводности топливной матрицы ограничены условиями минимальной интенсивности внешнего теплопереноса, при которых температура оболочки твэла достигает температуры ядерного топлива. В этом случае предел безопасности по допустимой температуре оболочки может быть нарушен или достигнут для “непроектного” ядерного топлива раньше в аварийном процессе, чем для проектного ядерного топлива.

2. Адаптация аварийного моделирования “непроектного” для ВВЭР МОКС-топлива в рабочих и аварийных режимах РУ (температура ядерного топлива более 500 °С) при концентрациях плутония-239 более 3 % в целом необоснована.

3. Адаптация аварийного моделирования “непроектного” для ВВЭР МОКС-топлива при температурах менее 500 °С, характерных для условий остановленного реактора или бассейна выдержки ОЯТ, обоснована при концентрациях плутония-239 менее 8 %.

Список использованной литературы

1. Тяжелые аварии на атомных станциях с корпусными ядерными реакторами. Основы моделирования и анализ. Монография. В. И. Скалозубов, В. Н. Ващенко, И. Л. Козлов, С. В. Клевцов Под общей ред. В. И. Скалозубова / — Одесса: ОНПУ, 2015. — 319 с.
2. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме. В. И. Скалозубов, Г. А. Оборский, И. Л. Козлов и др. / — Одесса: Астропринт, 2013. — 244 с.
3. 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, А. А. Какаев, Е. В. Гречан, С. И. Косенко, О. И. Пантак // Материалы 3-й междунар. науч.-практ. конф. “Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики”, 24—28 сент. 2012 г., Одесса, Украина. — Чернобыль: ИПБ АЭС НАНУ, 2013. — с.17—29.

Получено 28.10.2015