

АНАЛИЗ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ТВС БН-600

**С.В. Забродская*, А.Л. Кочетков*, А.В. Моисеев*, М.Ю. Семенов*,
Ю.С. Хомяков*, Е.Ф. Селезнев**, В.П. Забегаев***,
А.И. Карпенко***, Е.Л. Розенбаум***, В.Ф. Росляков*****

** ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

*** ИБРАЭ, г. Москва*

**** Белоярская АЭС, п. Заречный*



Описана методика расчета остаточного энерговыделения (ОЭ), используемая в программах CARE_03 и модуле OST комплекса ГЕФЕСТ. Проведена верификация методики в сравнении с программой ORIGEN. Выполнена валидация расчетов с измерениями остаточного тепловыделения на калориметрической установке в бассейне выдержки Белоярской атомной станции. Показано совпадение расчетных данных по программам ORIGEN и CARE менее 5%. Отмечено расхождение расчетов с измерениями ОЭ для отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) при длительной выдержке с низким энерговыделением 100–150 Вт. При коротких временах охлаждения ТВС согласие расчетов с экспериментами менее 10%.

Ключевые слова: расчет остаточного энерговыделения, программы CARE и ORIGEN, измерения на калориметрической установке, верификация и валидация.

Key words: decay heat calculation, CARE and ORIGEN codes, measurements on calorimetric equipment, verification and validation.

ВВЕДЕНИЕ

Расчетное прогнозирование остаточного энерговыделения ТВС необходимо при оценках безопасности реактора, при проектировании внутреннего транспортно-технологического тракта и установки средств транспортировки отработавших сборок, при обращении с радиоактивными отходами. По оценкам зарубежных авторов [1, 2] погрешность предсказания остаточного энерговыделения облученных сборок не должна превышать 10% на интервале времен охлаждения ОТВС от нескольких секунд до нескольких месяцев.

В настоящее время ведется работа по модификации, верификации и аттестации программного обеспечения расчетов реакторов БН-600 и БН-800 с константным обеспечением БНАБ-93. В рамках этой работы были проведены корректировка методики расчета остаточного энерговыделения и ее верификация. Верификация осуществлялась путем сравнения с результатами расчетов по прецизионной программе ORIGEN, а затем с результатами измерений, выполненных персоналом БАЭС на специальной установке [3].

© С.В. Забродская, А.Л. Кочетков, А.В. Моисеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, Е.Ф. Селезнев, В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, В.Ф. Росляков, 2009

МЕТОДИКА РАСЧЕТА ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ

Методика расчета остаточного энерговыделения в течение ряда лет модернизировалась и была реализована как расчетный модуль в составе программного комплекса CARE [4]. В настоящее время завершена разработка новой версии CARE_03 с использованием констант современной российской библиотеки БНАБ-93. В состав новой версии CARE_03 включены блоки известной программы ORIGEN-S [5] с привязкой к той же константной базе. Это позволило провести широкие верификационные исследования. Аналогичная методика расчета остаточного энерговыделения используется в эксплуатационных расчетах БН-600 в виде модуля OST комплекса ГЕФЕСТ.

В суммарном остаточном энерговыделении (ОЭ) выделим следующие компоненты:

$$W = W_{act} + W_{FP} + W_{FP}^d + W_{st}, \quad (1)$$

где W_{act} – ОЭ от распада актинидов; W_{FP} – ОЭ от распада продуктов деления; W_{FP}^d – ОЭ от нуклидов, образованных в реакциях на продуктах деления; W_{st} – ОЭ от распада продуктов активации (стали).

Последние две компоненты невелики, а поэтому их можно учесть в виде консервативных поправочных множителей, рассчитываемых не для каждой ТВС, а для типов ТВС. Кроме того, в тех случаях, когда интересует только тепловыделение в материалах ТВС, необходимо учесть перенос энергии за счет, в основном, проникающего γ -излучения:

$$W = (W_{act} + W_{FP} \times (1 + \epsilon_{FP}^d)) \times (1 + \epsilon_{st}) \times (1 - \epsilon_\gamma), \quad (2)$$

где ϵ_{FP}^d – относительный вклад в суммарное энерговыделение нуклидов, образованных в реакциях на продуктах деления; ϵ_{st} – относительный вклад в суммарное энерговыделение от распада продуктов активации (стали); ϵ_γ – относительная доля энергии γ -излучения, покинувшего пределы ТВС.

РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ОТ РАСПАДА АКТИНИДОВ

Расчет ОЭ от радиоактивного распада актинидов проводится в соответствии с соотношением

$$W_{act} = 1.602 \cdot 10^{-13} \cdot V \cdot \sum_i \rho_i \lambda_i E_i, \quad (3)$$

где W_{act} – ОЭ от распада изотопов актинидов; ρ_i – концентрация i -ого изотопа; V – объем топлива; λ_i – постоянная распада i -ого изотопа; E_i – суммарная энергия α -, β -, γ -излучений изотопа i .

В программе CARE_03 последовательные превращения актинидов с учетом их выгорания моделируются набором цепочек, приводящим к системе уравнений следующего типа:

$$\frac{d\rho_n(t)}{dt} = \lambda_{n-1}^i \cdot \rho_{n-1}(t) - \lambda_n \cdot \rho_n(t), \quad (4)$$

где n – номер нуклида в цепочке; ρ_n, ρ_{n-1} – ядерная концентрации нуклидов n и $n-1$; λ_n – скорость полного увода в результате выгорания и радиоактивного распада; λ_{n-1}^i – скорость образования ядра n за счет реакции на ядре $n-1$ или радиоактивного распада ядра $n-1$.

Скорости образования и увода ядра n в многогрупповой форме имеют вид

$$\lambda_{n-1} = \sum_g \phi^g \cdot \sigma_{n-1}^g + \omega_{n-1} \cdot \ln(2) / T_{1/2}^{n-1}, \quad (5)$$

где среднегрупповое σ_{n-1}^g – сечение соответствующей реакции, ϕ^g – плотность

потока нейтронов группы g , $T_{1/2}$ – период полураспада, а ω_{n-1} – вероятность поглощения ядра в основном или метастабильном состоянии.

Решение уравнений (4) имеет известную аналитическую форму:

$$\rho_n(t) = \sum_{m=1}^n \rho_m(0) \cdot \prod_{j=1}^{m-1} \lambda_j^i \cdot \sum_{k=1}^m \frac{e^{-\lambda_k t}}{\prod_{\substack{l=1 \\ l \neq k}}^m (\lambda_l - \lambda_k)}. \quad (6)$$

В CARE_03 включены цепочки ядерных превращений, в достаточной мере учитывающие потребности уран-плутониевого, уран-ториевого, и трансмутационного (с минорными актинидами Np, Am, Cm), описывающие в общей сложности 42 актинида. Ядерные превращения включают в себя (n, γ) , (n, f) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ – нейтронные реакции и процессы α -, β -, β^+ -радиоактивного распада и изомерных переходов.

РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ОТ РАСПАДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Расчет ОЭ от распада продуктов деления в программе CARE проводится с использованием подгоночных функций спада энерговыделения от одного акта деления на делящихся ядрах. За основу предполагается использовать данные работы [7], имеющие вид суммы 33 экспонент. Они описывают энерговыделение от радиоактивного распада 1100 ядер продуктов деления от 66 до 172 массы, которые образуются из основных изотопов ядерного топлива: ^{232}Th , ^{233}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am . В CARE деление других ядер актинидов учитывается и описывается экспонентами ближайших изотопов с учетом четности (например, ^{243}Am описывается функцией ^{241}Am , ^{244}Cm – ^{242}Pu). Расчет сводится к интегрированию произведения скорости делений n -ого делящегося изотопа на его функцию спада энерговыделения и суммирования по всем делящимся изотопам:

$$W_{FP}(T_S) = \sum_n \int_{T_S}^{T_S+T_K} \sigma_f^n(t) \cdot F(t) \cdot \rho^n(T_S+T_K-t) \cdot D^n(t) dt, \quad (7)$$

где $D(t) = \sum_{j=1}^{33} C_j e^{-p_j t}$ – функция, описывающая спад энерговыделения при делении одного ядра n -ого изотопа; T_K – время облучения топлива в реакторе; T_S – время выдержки после облучения; σ_f – сечение деления нуклида n ; F – поток нейтронов, ρ_n – концентрация делящегося изотопа.

Как правило, история реального облучения разбивается на несколько интервалов длительности T_{ki} с соответствующим временем выдержки T_{si} и последующим суммированием. В CARE на каждом интервале облучения T_{ki} скорость делений каждого изотопа аппроксимируется линейной функцией (см. рис. 1).

Параметры линейной функции, описывающей число делений на интервале времени облучения T_k $N_f^n(t) = a_n \cdot t + b_n$, находятся из условий сохранения интеграла делений на интервале T_k и скорости делений в конце интервала:

$$\begin{aligned} a_n &= (N_f^n(T_k) - b_n) / T_k, \\ b_n &= (2S_f^n(T_k) - N_f^n(T_k)) / T_k. \end{aligned} \quad (8)$$

Сохранение скорости делений в конце интервала необходимо для корректного учета короткоживущих продуктов деления. Число делений на каждом нуклиде S_n^f вычисляется в CARE по формуле

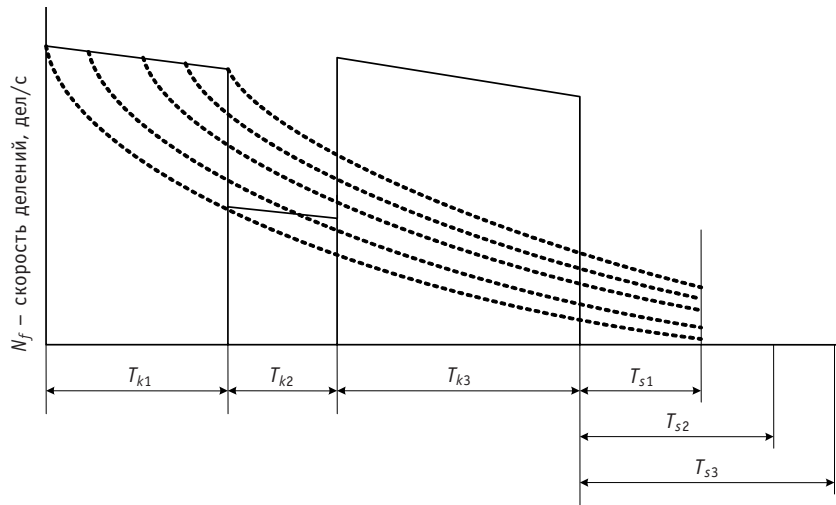


Рис. 1. Схема расчета остаточного энерговыделения с заданной историей облучения

$$S_f^n(T_k) = \int_0^{T_k} \sigma_f^n(t) \cdot F(t) \cdot \rho_n(t) dt = \sigma_f^n \cdot F \cdot \sum_{m=1}^n \rho_m(0) \cdot \prod_{j=1}^{m-1} \lambda_j^i \cdot \sum_{k=1}^m \frac{(1 - e^{-\lambda_k T_k})}{\lambda_k \cdot \prod_{\substack{l=1 \\ l \neq k}}^m (\lambda_l - \lambda_k)}. \quad (9)$$

Таким образом, после интегрирования выражение для остаточного энерговыделения приобретает вид

$$W_{fp}(T_s) = 1.60192_{10}^{-13} \sum_{n=1}^{42} \sum_{j=1}^{33} C_j^n \cdot \left[\begin{aligned} & [b_n + a_n \cdot (T_s + T_k)] \cdot (e^{-P_j^n \cdot T_s} - e^{-P_j^n \cdot (T_s + T_k)}) \cdot \frac{1}{P_j^n} + \\ & a_n \cdot \left[e^{-P_j^n \cdot T_s} \cdot \left(\frac{T_s}{P_j^n} + \frac{1}{(P_j^n)^2} \right) - e^{-P_j^n \cdot (T_s + T_k)} \cdot \left(\frac{T_s + T_k}{P_j^n} + \frac{1}{(P_j^n)^2} \right) \right] \end{aligned} \right]. \quad (10)$$

РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ОТ АКТИВАЦИИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Описанная выше методика не учитывает вклад активации ядер продуктов деления за счет реакции (n, γ) . Оценки показали, что существенное значение в реакторах на быстрых нейтронах имеет образование следующих трех изотопов: ^{134}Cs , ^{148}Pm и ^{154}Eu . Поэтому в модуле CARE, отвечающем за расчет остаточного энерговыделения, были дополнительно добавлены цепочки их образования. Собственно расчет нуклидных концентраций и энерговыделения от их распада осуществляется аналогично тому, как это описано для актинидов.

РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ОТ РАСПАДА ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ СТАЛЕЙ

В расчет радиационного энерговыделения активационных компонент сталей включается энерговыделение от следующих радионуклидов: ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{56}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{58m}Co , ^{60}Co , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{93m}Nb , ^{94}Nb , ^{95}Nb , ^{93}Mo , ^{99}Mo , ^{99}Tc . Некоторые из них образуются на микропримесях сталей, концентрации которых малы, поэтому программа CARE использует внутренние библиотеки данных по примесям для различ-

ных сталей и необходимые цепочки нуклидных превращений. Расчет остаточного энерговыделения от радиоактивных нуклидов стали проводится путем расчета их концентраций с последующим вычислением по формуле (3) аналогично тому, как это делается для актинидов.

ПРОГРАММА ORIGEN

Программа ORIGEN-S [5] была разработана в Оак-Риджской национальной лаборатории для расчета изменения состава и радиоактивности топливных элементов, продуктов деления, конструкционных материалов в ядерных реакторах. Основное преимущество этой программы перед другими программами состоит в возможности представления полной матрицы изотопных переходов без ограничений на число переходных цепочек. Это стало возможным благодаря рациональному применению матричного экспоненциального метода с рекурсивным отношением, который требует хранения только двух добавочных векторов к вектору решения. В ORIGEN-S хранятся только ненулевые элементы матрицы и для выбора данных вводятся индексные векторы.

По программе ORIGEN производится детальный расчет нуклидного состава облученного топлива. Полный список нуклидов ORIGEN-S включает в себя 1697 изотопов, разделенных на три группы: 689 «легких» (light) нуклидов, 129 актинидов и 879 продуктов деления. Следует отметить, что под «легкими» понимаются элементы до актинидов, которые испытывают взаимные превращения в нейтронных реакциях без деления. В частности, эти нуклиды описывают активацию конструкционных материалов. Остаточное энерговыделение в ORIGEN рассчитывается как сумма кумулятивных вкладов отдельных радиоактивных ядер по выражению (3).

К настоящему моменту программа ORIGEN-S является одной из наиболее известных и, за счет широкого распространения, хорошо верифицированных программ расчета радиационных характеристик облученных материалов. В составе единого комплекса CARE_03 с ее помощью проводятся независимые прецизионные расчеты с целью верификации и анализа методических погрешностей. Для проведения сравнительных расчетов основной блок программы ORIGEN-S был привязан к тем же библиотекам нейтронных констант БНАБ-93, что и CARE_03. Характеристики распада ядер, выходы продуктов деления берутся из внутренних библиотек ORIGEN.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ С ПРОГРАММАМИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА

Для проведения реальных расчетов остаточного энерговыделения и анализа соответствующих экспериментов программы расчета остаточного энерговыделения включены в цепочки расчетов, схематически изображенных на рис. 2.

По одной из них моделирование состояний реактора БН-600 осуществляется посредством информационной системы анализа экспериментов ModExSys. Она отслеживает изменение изотопного состава топлива/поглотителя в процессе работы реактора, перемещение каждого пакета и содержит информацию о материальной загрузке реактора для каждой микрокампании (МК). Расчет нейтронного поля реактора БН-600 проводился с использованием программы трехмерного диффузионного расчета в гексагональной геометрии TRIGEX [8]. Схема расчета под управлением системы ModExSys состоит в циклическом расчете комплексом TRIGEX характеристик нейтронного поля реактора, который моделируется – 16000 – 18000 материальных зон различного состава. На каждом временном шаге рассчитываются нейтронные потоки и микросечения, необходимые для определения остаточного энерговыделения.

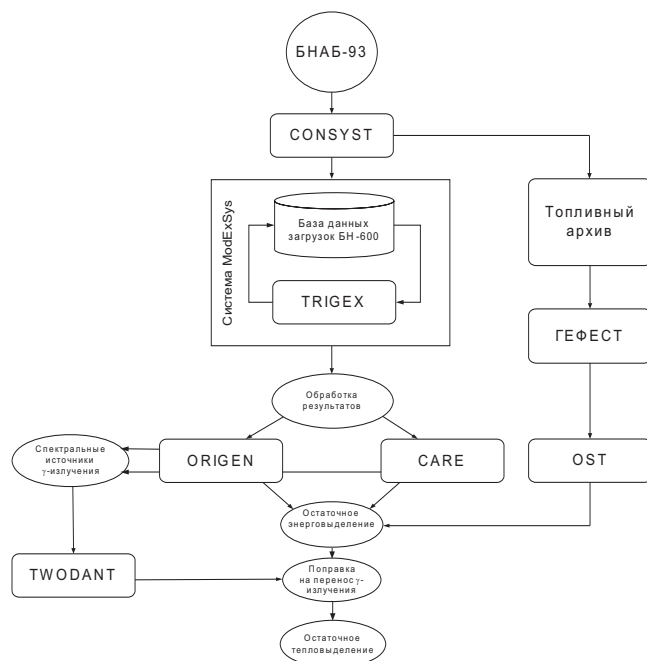


Рис.2. Схема взаимодействия программ при расчете остаточного тепловыделения ОТВС БН-600

При проведении эксплуатационных расчетов БН-600 непосредственно на Белоярской АЭС используется комплекс ГЕФЕСТ [9] с блоком расчета остаточного энерговыделения OST. В качестве константной базы оба комплекса используют библиотеку БНАБ-93 с программой подготовки констант к нейтронно-физическому расчету CONSYST [9]. Нейтронно-физические расчеты выполняются в многогрупповом (18–26 групп) приближении.

ТЕСТОВЫЕ РАСЧЕТЫ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ОТВС БН-600

Для тестовых верификационных расчетов были

выбраны три характерных сборки из работы [3]: TBC активной зоны с урановой загрузкой (350), TBC со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом (MOX) и сборка внутренней зоны воспроизводства (B3B). Вклады основных топливных нуклидов в интегральное значение числа делений и некоторые другие интегральные параметры для этих TBC приведены в табл. 1. Расчеты были выполнены по описанной выше методике CARE_03 и сравнены с результатами прецизионных расчетов по программе ORIGIN.

Результаты расчетов и сравнений приведены на рис. 3–6. Полученные результаты позволяют сделать следующие выводы.

1. Основной вклад в остаточное энергосодержание топлива при разумных временах выдержки дают осколки деления (более 90%), вклад излучения актинидов – не более 10%.

2. Активация продуктов деления, не учитываемая аппроксимацией (7), может давать вклад в остаточное энерговыделение осколков деления до 7%. Максимальный вклад этой компоненты достигается при времени выдержки около трех лет.

3. При временах выдержки более трех лет вклад актинидов непрерывно растет и для ТВС с МОХ-топливом и ТВС бокового экрана может достигать ~30%.

4. Активация стальных элементов увеличивает энергосвечение в ОТВС с обогащенным топливом на $\sim 3 \pm 1\%$ и до $\sim 10\%$ в ТВС бокового экрана. Основной вклад при этом дают нуклиды Mn^{54} (до $\sim 88\%$), Co^{58} ($\sim 6\%$) и Co^{60} ($\sim 6\%$).

5. Что касается типа излучения, то большую часть в ОЭ топлива дает излучение с вылетом заряженных частиц (β^- , β^+ , α -излучения) – более 60%. Вклад от более проникающего γ -излучения – от 18 до 39%.

6. Результаты расчетов по программам CARE_03 и ORIGEN хорошо согласуются во всем диапазоне времен выдержки. При очень коротких временах – менее одной секунды – максимальное различие составляет ~5%. В наиболее значимом с

Таблица 1

Некоторые параметры анализируемых ОТВС

Параметр		ТВС 350	ТВС с МОХ-топливом	ТВС ВЗВ
Вклад в число делений, %	U^{235}	83.6	1.07	8.3
	U^{236}	0.3		
	U^{238}	9.6	8.7	53.8
	Pu^{239}	6.4	87.6	37.6
	Pu^{240}		1.6	0.2
	Pu^{241}		1.0	
Суммарное число делений в ТВС		$5.95 \cdot 10^{24}$	$5.89 \cdot 10^{24}$	$0.872 \cdot 10^{24}$
Энерговыработка ТВС, МВт·сут		2291	2377	379
Длительность облучения, эфф. сут		559	559	560
Длительность выдержки в ВРХ, сут		169	169	0

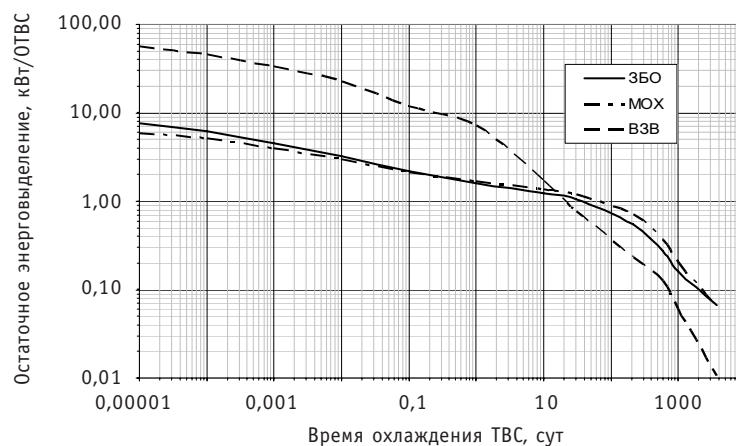


Рис. 3. Результаты расчета остаточного энерговыделения ОТВС 350, МОХ и ВЗВ реактора БН-600

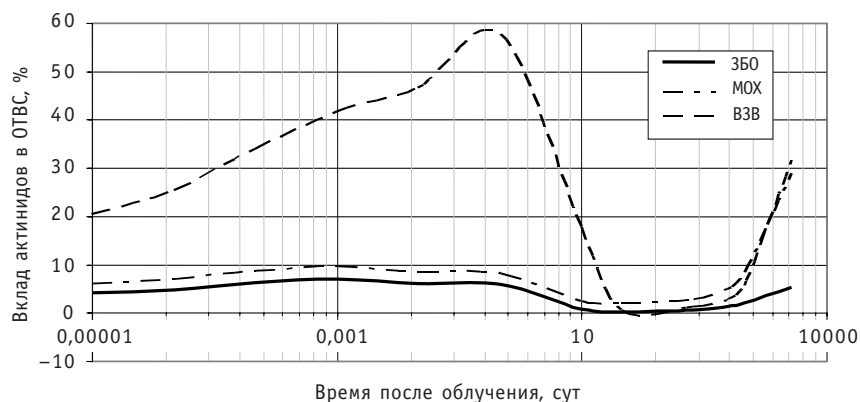


Рис. 4. Вклад актинидов в суммарное остаточное энерговыделение

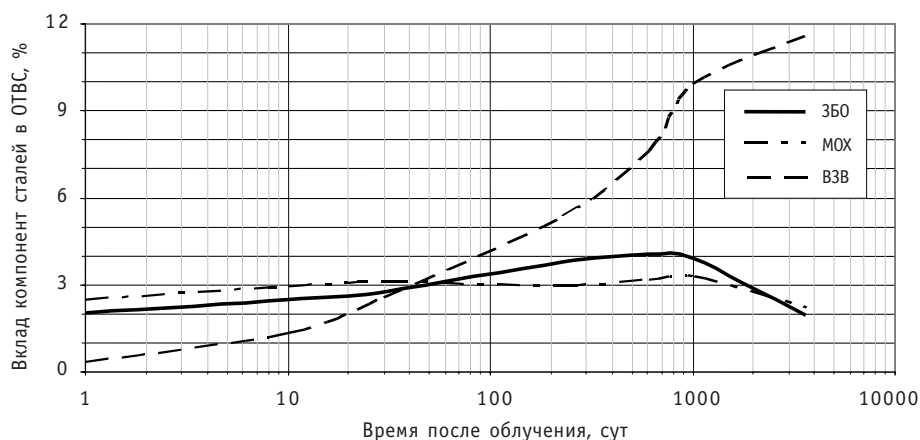


Рис. 5. Вклад активационных компонент стали в суммарное остаточное энерговыделение

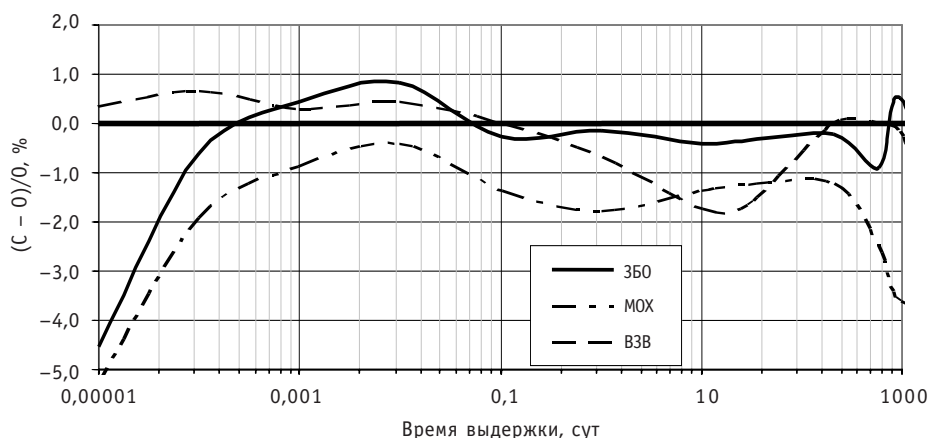


Рис. 6. Отклонение результатов расчета остаточного энерговыделения топлива ОТВС 3Б0, МОХ и ВЗВ по программе CARE от ORIGEN, %

практической точки зрения интервале – от минут до трех лет – согласие лучше 1%. При времени выдержки около 10 лет – не хуже 3%.

ВАЛИДАЦИЯ РАСЧЕТОВ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ОТВС

Исходными данными для валидации являются результаты измерений, которые были выполнены сотрудниками Белоярской АЭС и отражены в работе [3]. Суть методики состоит в измерении величины подогрева воды при прохождении ее внутри пенала с ТВС, находящегося в бассейне выдержки. В измерениях задействовали 30 ТВС из различных зон реактора, включая сборки из боковой зоны воспроизводства и сборки с МОХ-топливом. Экспериментальная точность, оцененная авторами работы [3], составляет 4%.

В таблице 2 приведено сравнение расчетов остаточного тепловыделения с экспериментом. Расчетные данные, приведенные в таблице, представляют сумму остаточного энерговыделения от продуктов деления, актинидов, активационных нуклидов, сталей без доли перенесенной энергии γ -излучения в воду, окружающую пенал.

Расчеты переноса γ -квантов [11] показывают, что для ТВС с различным временем выдержки после облучения доля энергии, перенесенной в окружающую пенал воду, составляет 10–17% от общего γ -энерговыделения ОТВС.

Таблица 2

Сравнение расчетов с экспериментами ОЭ

Тип ТВС	Арх. ТВС	Выдержка, сут	Экспери- мент, Вт	CARE, Вт	ГЕФЕСТ, Вт	Г-С/С, %	С-Э/Э, %	Итоговая оценка, %
МОХ	8992	34	1097	1204	1224	1.7	9.7	5.8
МОХ	8990	34	1102	1145	1160	1.3	3.9	-0.1
МОХ	8991	36	1100	1120	1134	1.3	1.8	-2.2
ЗБО	8868	34	969	1045	1052	0.6	7.9	3.8
ЗСО	8960	36	1002	1044	1039	-0.5	4.2	0.2
ЗБО	8867	34	1176	1038	1051	1.2	-11.7	-15.7
ЗМО	8944	36	1064	1021	1009	-1.2	-4.1	-8.0
ЗМО	8923	36	796	1018	1008	-1.0	27.9	23.9
ЗСО	8709	36	1047	1009	1014	0.5	-3.6	-7.6
ВЗВ	8855	33	718	724	720	-0.5	0.8	-3.2
МОХ	7305	207	673	722	719	-0.5	7.3	3.3
ВЗВ	8854	33	725	719	716	-0.5	-0.8	-4.8
МОХ	7304	207	680	717	718	0.1	5.5	1.4
ВЗВ	9087	34	711	714	693	-2.9	0.4	-3.6
ВЗВ	9086	33	655	700	690	-1.5	6.9	2.9
ЗМО	8171	172	596	642	635	-1.1	7.7	3.7
ЗМО	8568	172	522	641	634	-1.1	22.8	18.8
ЗМО	8573	172	622	638	629	-1.4	2.6	-1.4
ЗБО	7564	118	479	566	570	0.8	18.1	-1.8
ЗБО	7590	118	547	566	570	0.8	3.4	-0.5
ЗБО	7946	208	524	560	564	0.8	6.8	2.9
ЗБО	7809	208	527	556	562	1.2	5.4	1.5
ЗБО	7597	118	460	538	542	0.8	16.9	-1.8
ЗБО	7386	97	421	479	481	0.5	13.7	-6.2
ЗБО	7383	99	355	478	472	-1.2	34.6	14.6
МОХ	7305	584	357	364	368	1.2	1.8	-18.0
МОХ	7304	584	332	362	360	-0.4	8.9	-11.0
ЗБО	7946	584	252	276	278	0.8	9.4	-10.5
ЗБО	7809	584	230	273	277	1.6	18.5	-1.3
ЗБО	7366	97	197	256	250	-2.3	29.9	9.9
ЗБО	7375	97	204	245	242	-1.2	20.0	0.1
МОХ	7305	970	153	207	206	-0.6	35.4	15.3
НЗВ	7198	172	150	179	176	-1.7	19.3	-0.7
НЗВ	7202	172	155	170			9.7	-10.3
ЗБО	7946	970	133	168	167	-0.4	26.0	6.3
НЗВ	7142	172	165	166			0.6	-19.4
ЗБО	7809	970	109	166	166	0.2	51.9	32.3

Во-первых, следует обратить внимание на то, что данные расчетов остаточного тепловыделения по CARE и ГЕФЕСТ хорошо согласуются между собой. Максимальное расхождение составило около 3% в расчете остаточного энерговыделения ТВС ВЗВ. С одной стороны, этого следовало ожидать, т.к. методики расчета ОЭ в этих программах близки. С другой стороны, результаты расчета ОЭ зависят и от корректности расчета нейтронного поля при работе ТВС в составе активной зоны. Поэтому полученный результат отражает и согласие расчетов поля энерговыделения по программам ГЕФЕСТ и TRIGEX.

Что касается согласия с экспериментальными данными, то и здесь в большинстве случаев получено весьма хорошее согласие. При относительно больших величинах ОЭ (выше 500 Вт) усредненные расхождения на уровне 10–12%, при более низких величинах ОЭ – до 30–35%.

Анализ показал, что энерговыделение в трех сборках активной зоны (арх.№ 8867, 8923, 8568) выпадает из общей систематики и противоречит измерениям ТВС с близкими характеристиками по энерговыработке и истории облучения. По статистическим соображениям измерения в этих сборках признаны «выбросами» и из дальнейшего рассмотрения исключены.

В целом же

- наблюдается систематическое превышение расчетных данных над экспериментальными, которое в среднем составляет (см. рис. 7)

- $+4 \pm 5\%$ при величине ОЭ более 500 Вт;
- $+20 \pm 12\%$ при значениях ОЭ менее 500 Вт;

- при использовании указанных средних отклонений как поправочных факторов картина усредненных расхождений выглядит, как на рис. 8. В этом случае расчетно-экспериментальные расхождения укладываются в диапазон 10%, для НЗВ – в 15%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный анализ показал адекватность расчетных методик по анализу остаточного энерговыделения, принятых в комплексах CARE_03 и ГЕФЕСТ_OST. Расчеты и эксперименты показали, что остаточное энерговыделение в ОТВС БН-600 после месяца выдержки не превышает 1.25 кВт, которое за три года снижается на порядок. Основной компонентой ОЭ при временах до трех лет является бета-излучение осколков деления, однако в расчете необходимо учитывать альфа-распад

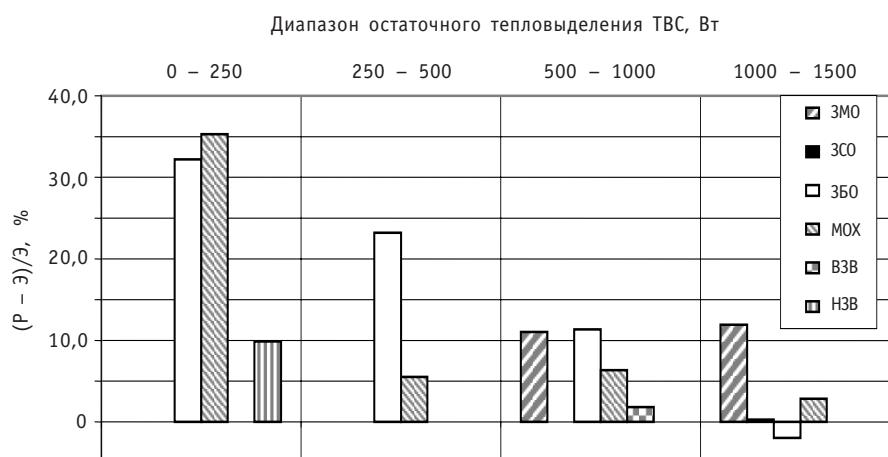


Рис. 7. Отклонение расчетных данных от экспериментальных, %

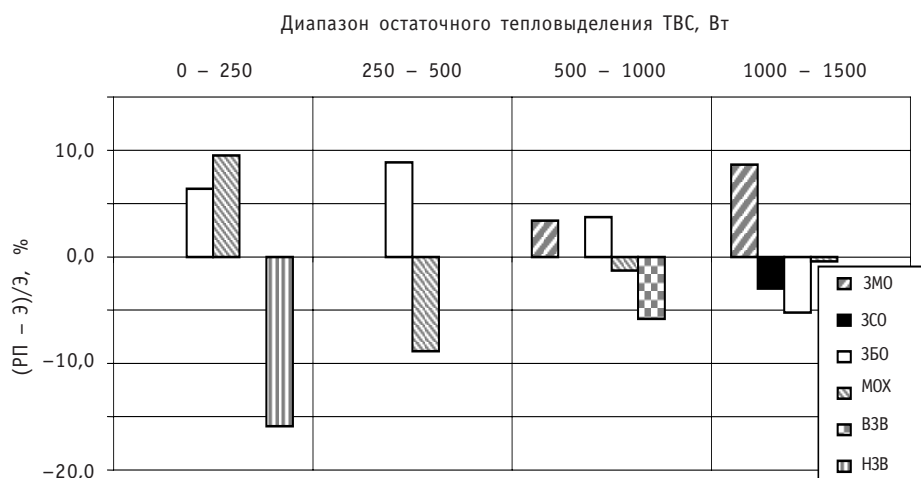


Рис. 8. Отклонение расчетных данных от экспериментальных (с учетом систематической поправки), %

долгоживущих актинидов, активацию продуктов деления и конструкционных материалов.

Сравнение методики расчета ОЭ ТВС за счет распада осколков деления с помощью функций «мгновенного деления» с детальными расчетами энерговыделения от 1896 осколков деления по программе ORIGEN показало полное согласие этих подходов.

Расчетные данные согласуются с результатами экспериментов на установке Белоярской АЭС. В целом расчеты остаточного энерговыделения ТВС БН-600 согласуются с экспериментальными данными в пределах 10% при остаточной мощности ТВС более 0,5 кВт и 35% – при меньших энерговыделениях. Сравнение данных указывает также на небольшое систематическое превышение расчетных данных над экспериментальными на ~40 Вт.

Литература

1. Tobias A. Decay Heat. Progress in Nuclear Energy, Vol.5, p.p.1-93, 1980. – Berkeley Nuclear Laboratories, Berkeley, England.
2. Devillers C. (1977) Review Paper №4, IAEA Advisory Group Meeting on Fission Product Nuclear Data, ECN Petten, IAEA-213.
3. Карпенко А.И., Розенбаум Е.Л., Забегаев В.П. Исследования остаточного тепловыделения отработавших сборок реактора БН-600 в бассейне выдержки // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2005. – № 1. – С. 70-77.
4. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке / Препринт ФЭИ 2431, 1995.
5. Hermann O. W., Westfall R. M. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and Association source terms // NUREG/CR-0200, Revision 4, Vol. 2, Section F7, 1995.
6. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения // Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Ядерные константы». 1996. Вып. 1.
7. Tasaka Kanji et al. JNDC Nuclear Data Library of Fission Products. JAERI 1287, June 1983.
8. Серегина А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90 / Препринт ФЭИ – 2655, 1997.
9. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ // Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Физика ядерных реакторов». 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.

10. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения/Препринт ФЭИ-2828, Обнинск, 2000.

11. DANTSYS 3.0, One-, Two-, and Tree-Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System. RSIC Computer Code Collection, CCC-547, ORNL.

Поступила в редакцию 22.05.2009

Neutron therapy for cancer treating are formed the specific requests to neutron beam parameters. At present time, multipurpose testing nuclear reactors which adjusted for medical purpose are used for neutron therapy. Favorable for neutron capture therapy energy interval depends on depth of tumor position and locates from 0,5eV to 20–40KeV. The materials which can be used as a moderator or filter under forming the need spectral structure of neutron beams for BNCT are given in present paper.

УДК 621.039.51

High Energy Proton Activation Data Library (HEPAD-2008) \ Yu.A. Korovin, A.A. Natalenko, G.B. Pilnov, A.Yu. Konobeyev, A.Yu. Stankovskiy, A.V. Tikhonenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 4 tables, 3 illustrations. – References, 25 titles.

A proton activation data library for 682 nuclides from 1H to 210Po in the power range from 150 MeV up to 1 GeV was developed at the INPE «PUSK» research laboratory. To calculate proton activation data the MCNPX 2.6c and CASCADE/INPE codes were chosen. The different intranuclear cascade, preequilibrium and equilibrium nuclear reaction models and they combinations are being used. The choice of the optimum models of calculation was carried out on the basis of statistical correlation for calculated and experimental proton data taken from the EXFOR international library of experimental nuclear data. All the data are presented in the ENDF-6 format files. The library was called HEPAD-2008 (High-Energy Proton Activation Data).

УДК 621.039.54

Generalizing Operational-Constructive Criterion for Water-Water Reactors \ V.I. Korolev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 1 illustration. – References, 1 title.

The operational-constructive dimensionless criterion which allows connecting a number of the important characteristics for operation with the basic constructive sizes ТВЭЛ is developed. The given criterion can be used at designing of new active zones of the various sizes and characteristics with similar properties.

УДК 621.039.51

Choice of the Fuel Composition for the Special Medical Reactor \ A.V. Levchenko, V.A. Barshevtsev, Y.A. Kazansky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 14 titles.

Calculation substantiation of the fuel composition choice for the special medical reactor was considered. Two kinds of fuel – based upon americium and uranium (as more common one) were compared both in zirconium hydride matrix and as uranium dioxide. The general characteristics were contrasted and it was concluded that uranium dioxide fuel has an advantage.

УДК 621.039.543.4

Possibility Research of Profiling of Energy-Release by Radial Transposition of Fuel in the CANDU Type Reactors \ Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 5 titles.

Possibility research of profiling of energy-release by radial transposition of fuel by the scheme of «out-in-out» in the boundary of active zone of CANDU type reactors when utilizing slightly enriched uranium as a fuel was carried out. Quantitative estimations of effectiveness of transposition at the example model of CANDU type reactor with the parameters, similar to the PHWR-750 project in the range of initial enrichment of fuel is from 0.71 to 3% were outlined.

УДК 621.039.517

Analysis of Decay Heat at BN-600 Assemblies \ S.V. Zabrodsкая, A.L. Kochetkov, A.V. Moiseev, M.Yu. Semenov, Yu.S. Khomyakov, E.F. Seleznev, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum, V.F. Rosliakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 12 pages, 2 tables, 8 illustrations. – References, 11 titles.

The method of decay heat calculation used by CARE_03 code and module OST of complex GEFEST is described. The verification of method is carried out in comparison with ORIGEN code calculations of decay heat. The calculations validation on decay heat measurements is fulfilled on calorimetric equipment of Beloyrskaya Power Plant pool. The coincidence of calculation data of both codes CARE and ORIGEN are shown (< 5%). The discrepancy of decay heat calculation data with measurement data is indicated for spent subassemblies under the long cooling times with the low decay heat – 100-150 Wt. The calculate and

measurement data accordance was less than 10% under the short cooling times (< 100 days).

УДК 621.534.23

Modeling of Three-Dimensional Thermo-Hydraulic Processes in VVER-1000 Reactor's Core with Program Complex TRETON \N.N. Davidenko, A.S. Korsun, Y.A. Maslov, I.G. Merinov, V.S. Kharitonov, B.E. Shumsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 13 pages, 8 illustrations. – References, 8 titles.

The improvement of porous body model for the description of heat-hydraulic processes in VVER-1000 reactors core with non-cover fuel assemblies has been done. Program complex TRETON for 3D-modelling non-stationary thermal and hydrodynamic processes has been created. Heat-hydraulic module TRETON has been tested by comparison of calculation results to the analytical decision of model heat transfer problem. Comparison of calculation results coolant temperature and speed for a nominal operating mode VVER-1000 reactors core with independent calculations under certified program NOSTRA has been spent.

УДК 621.039.517.5

Superposition Method in Modeling of Temperature Field in Heat Exchange Devices by Means of Tracer Concentration Field \V.N. Delnov, Y.D. Levchenko, S.F. Shepelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 6 illustrations. – References, 7 titles.

The tracer is locally injected in turn into each characteristic area at the inlet of the flow part of the test section, while at the outlet the responses – tracer concentrations – are measured in the flow of working fluid. The local flow rate of tracer is proportional to the flux of thermal energy through the characteristic area. The sum of measured concentrations from each local tracer injection is proportional to local temperature at the outlet from the flow part of the test section. The application of response superposition method enables one to increase the accuracy in modeling the temperature field and simplify the design of test section for studying mixing processes in a heat exchange device.

УДК 621.039.564

Correlation Flowmeter for Measuring Low Coolant Velocities \B.V. Kebabze, A.N. Opanasenko, V.A. Shurupov, M.S. Timchenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 3 tables, 9 illustrations. – References, 2 titles.

When modeling the heat emergency removing system of fast reactor on water test rig, the natural circulation velocity is evaluated by the thermocorrelation method. The calibration of the measuring channel for internal and external gap of model subassembly is carried out on a small test facility with forced circulation. The frequency range of signal processing is defined and correction factors for true flowrate calculation are obtained. The design improvement of model subassembly is proposed, in order to eliminate the swirl effect.

УДК 621.039.52.034.3: 532.546

Hydrodynamics and Heat Exchange Features of the Pebble Bed in Radial Coolant Flow \V.A. Klimova, V.M. Pahaluyev, S.Ye. Sheklein; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.

Regarded are the peculiarities of the radial flow in the pebble bed. The investigation shows that the spherical elements heat emission intensity is defined by the surface vortex generation as well as by gas flux laminarization connected with its accelerated flow. A rather simple formula for Nu number as a function of Re number in a range of $5 \cdot 10^2 - 10^4$ for the spherical elements diameter 7, 15 and 22 mm considering the geometrical parameter influence on the heat exchange is received.

УДК 681.51:621.039.534.6

Automatic Control System of Oxygen Thermodynamic Activity for Lead Bismuth Eutectic Coolant \P.N. Martynov, R.Sh. Askhadyllin, A.A. Simakov, V.S. Lanskix, M.E. Chernov, R.P. Sadovnichiy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 6 titles.

This article is devoted to develop of the oxygen thermodynamic activity automatic control system for circulating facilities with lead and lead-bismuth coolant. The basic preconditions for creation of the automatic control system and problem state of studying the oxygen rules with reference to the «SVBR-75/100» Reactor Installation are analyzed. For the first time, with reference to conditions of the «SVBR-75/100» Reactor Installation the opportunity of use of the oxygen thermodynamic activity automatic control system by a solid-