https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-3-56-64
УДК 621.039.53

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИХ ХАРАКТЕР РАДИАЦИОННОГО РАЗОГРЕВА МАТЕРИАЛОВ В ИМПУЛЬСНОМ ГРАФИТОВОМ РЕАКТОРЕ

Р. Е. Келсингазина[1,2*], В. А. Витюк[1], Г. А. Витюк[1], Н. Е. Мухамедов[1], С. А. Должиков[1]

[1] Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан
[2] Университет имени Шакарима города Семей, Семей, Казахстан

** E-mail для контактов: kelsingazina@nnc.kz*

Ужесточение требований к методическому обеспечению внутриреакторных экспериментов определяет необходимость повышения качества прогнозирования важных с точки зрения безопасности параметров облучаемых экспериментальных устройств. Для качественного прогнозирования температуры элементов устройств при их облучении в реакторе ИГР в данной работе представлен анализ механизмов радиационного разогрева под воздействием нейтронного и гамма-полей реактора. Проведены расчеты по определению вклада различных нейтронно-физических процессов в результирующий радиационный разогрев образцов конструкционных материалов при их планируемом облучении в реакторе ИГР, определено объемное распределение энерговыделения в образцах конструкционных материалов.

Ключевые слова: *радиационный разогрев, конструкционные материалы, нейтронно-физические расчеты, компьютерное моделирование, энерговыделение.*

Введение

База данных МАГАТЭ по исследовательским реакторам (Research Reactor Database – RRDB) [1] содержит данные по 840 реакторам в 70 странах мира. Однако, из них не более 30 могут быть использованы для экспериментальных исследований твэлов и ТВС ядерных реакторов. И лишь единицы из них являются импульсными системами, обладающие уникальными возможностями для испытаний топлива ядерных реакторов в переходных и аварийных режимах эксплуатации. Импульсные исследовательские реакторы обеспечивают контролируемое, заранее заданное выделение энергии для моделирования аварий в топливе и, таким образом, демонстрируют параметры безопасности новых типов ядерного топлива, разработанных для существующих коммерческих реакторов и инновационных ядерных установок.

Самым ярким представителем среди импульсных исследовательских реакторов, который эксплуатируется уже продолжительное время, является графитовый реактор ИГР, находящийся в Национальном ядерном центре Республики Казахстан [2]. Экспериментальные исследования и испытания, которые проводятся на реакторе ИГР, практически всегда связаны с получением экспериментальной информации о быстропротекающих физических и тепловых процессах в ядерных реакторах, о работоспособности объектов испытаний в нормальных и аварийных условиях эксплуатации, о поведении топлива и конструкционных материалов для обоснования безопасности систем и элементов ядерных энергетических установок [3].

На данный момент методология подготовки и проведения реакторных испытаний на ИГР позволяет обеспечивать качественное определение необходимых параметров испытаний в ИГР. Однако с ростом сложности и представительности испытаний в ИГР возникают все новые требования к их методическому обеспечению.

Все проводимые испытания, будь это физический, методический или исследовательский эксперимент, сопровождаются расчетным обоснованием условий их безопасного проведения. Соответственно, необходимо повышение качества расчетного прогнозирования параметров внутриреакторных экспериментов с экспериментальными устройствами.

Уровень энерговыделения в конструкционных материалах экспериментальных устройств при облучении в ИГР традиционно определяется, в первую очередь, энерговыделением в топливных элементах, присутствующих в объектах испытаний. Этот параметр является ключевым и вносит наибольший вклад в разогрев экспериментального устройства в ходе реакторного эксперимента. Энерговыделение в топливных элементах зависит от параметров нейтронного поля в экспериментальном канале и размерно-материальных характеристик самого экспериментального устройства. Спектр и форма нейтронного поля реактора сами по себе сильно зависят от целого ряда факторов: температуры активной зоны, положения регулирующих стержней, конфигурации и материального состава облучательного устройства.

Помимо этого, при проведении любого внутриреакторного эксперимента на ИГР также следует учитывать воздействие фотонного и корпускулярного излучения на другие конструкционные материалы экспериментальных устройств, которое приводит к их радиационному разогреву. Данный фактор важно учитывать с точки зрения прогнозирования теплового состояния устройств в ходе эксперимента. Радиационный разогрев может происходить за счет различных нейтронно-физических процессов в той или

иной мере, вносящих свой вклад в результирующий разогрев материала. Из-за практически единовременного и комплексного воздействия затруднительно получить эти данные посредством физического измерения, поэтому определяющим инструментом, для определения истинных значений радиационного разогрева конструктивных элементов экспериментального устройства, является компьютерное моделирование [4].

Таким образом, для корректного определения параметров радиационного разогрева конструкционных материалов, используемых при облучении в реакторе ИГР, необходим анализ составных нейтронно-физических процессов. Вместе с тем, важно определить объемное распределение энерговыделения, вызванного радиационным разогревом в конструкционных материалах. Это связано с необходимостью получения корректной информации о распределении температуры в объеме образцов при исследовании быстропротекающих процессов, обусловленных импульсными режимами испытаний. Особенно данный фактор имеет значение для материалов с низкой теплопроводностью. С практической точки зрения понимание объемного распределения энерговыделения важно при интерпретации показаний средств измерения температуры, установленных в образцах, и определении точек и способов их крепления на образцах.

В данной работе представлено описание основных механизмов радиационного разогрева конструкционных материалов при их облучении в реакторе ИГР, методика и результаты оценки вклада различных процессов, а также объемного распределения энерговыделения.

Механизмы радиационного разогрева конструкционных материалов ядерных реакторов

Радиационный разогрев происходит во всех элементах реактора, а в случае наличия дополнительных облучательных устройств, и в их конструкциях. Разогрев в топливе, в основном, обусловлен локальным поглощением кинетической энергии осколков деления Q_{fp}. А такие компоненты как нейтронное и гамма-излучение уносятся далеко от места рождения и разогревают конструктивные элементы реактора [5], т.е. их влияние происходит более «глобально» в конструктивных элементах реактора. Их в свою очередь можно поделить на мгновенные Q_p и запаздывающие Q_d компоненты излучения.

Источниками мгновенных нейтронов являются насыщенные нейтронами осколки деления, нейтроны теряют энергию при упругих и неупругих рассеяниях, а также вследствие поглощения в ядерных реакциях превращения [6]. Радиационный разогрев конструкционных материалов за счет поглощения нейтронов происходит преимущественно в результате реакции (n, γ), при которой в конструктивных элементах происходит самопоглощение образовавшихся в них гамма-квантов. Такие нейтронные реакции превращения, как (n, α), (n, p) и т.д., являются пороговыми и, в значительной степени, свойственны определенным материалам, которые не рассматриваются в данной работе. Вкладом энергии гамма-квантов, образовавшихся при неупругом рассеянии нейтронов, можно пренебречь, поскольку данная реакция происходит, преимущественно, на тяжелых ядрах и составляет меньше 1% в сравнении с реакцией радиационного захвата нейтронов.

Источниками внешнего мгновенного гамма-излучения для конструкционных материалов являются реакторные гамма-кванты (в нашем случае это гамма-кванты реактора ИГР – γ-IGR), испущенные практически мгновенно при делении ядра топливных материалов активной зоны и рожденные в реакциях захвата нейтронов (n, γ).

При распаде продуктов деления также образуются бета-частицы Q_β, но в связи с малой длиной пробега в веществе можно считать, что они поглощаются локально в месте образования. При β-распадах осколков деления образовавшиеся ядра все еще находятся в возбужденном состоянии, снятие которого происходит путем испускания гамма-квантов и, в редких случаях, нейтронов, являющихся источниками запаздывающего излучения Q_d. К ним также можно отнести распад продуктов активации конструкционных элементов реактора, образовавшиеся в результате захвата нейтронов.

Таким образом полное энерговыделение радиационного разогрева Q_{tot} можно записать следующим образом:

$$Q_{tot} = Q_{fp} + Q_n + Q_{\gamma p} + Q_{\gamma c} + Q_\beta + Q_d$$

где Q_{fp} – энерговыделение за счет кинетической энергии осколков деления ядра; Q_n – энерговыделение за счет энергии мгновенных нейтронов; $Q_{\gamma p}$ – энерговыделение за счет энергии мгновенного гамма-излучения образовавшегося при делении ядра топливных материалов; $Q_{\gamma c}$ – энерговыделение за счет энергии мгновенного гамма-излучения, образовавшегося при захвате нейтронов в реакции (n, γ); Q_β – энерговыделение за счет энергии β-частиц, образовавшихся при распаде продуктов деления; Q_d – энерговыделение за счет энергии запаздывающего излучения.

В таблице 1 представлены пространственное распределение всех видов выделяющейся энергии [7, 8].

В радиационном разогреве конструкционных материалов целесообразно учитывать вклад «глобальных» видов излучения. Локальными видами можно пренебречь:

$$Q_{tot(\text{конструктивных материалов})} = Q_n + Q_{\gamma p} + Q_{\gamma c} + Q_d$$

Даже используя понятие «мгновенности», вклад различных процессов все же происходит со сдвигом по времени [9, 10], которое можно представить в виде шкалы, изображенной на рисунке 1.

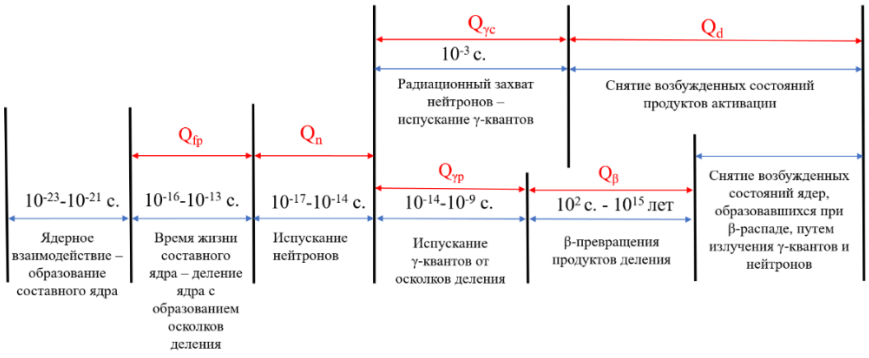


Рисунок 1. Время протекания нейтронно-физических процессов

Таблица 1. Пространственное распределение различных видов излучения

Энергия	Длина пробега несущих энергию частиц	Поглощение
Q_{fp}	миллиметры	локальное
Q_n	**1 см – 10 см**	**глобальное**
$Q_{\gamma p}$	**10 см – 1 м**	**глобальное**
$Q_{\gamma c}$	**10 см – 1 м**	**глобальное**
Q_β	миллиметры	локальное
Q_d	**10 см – 1 м**	**глобальное**

В этой связи, определение вклада различных нейтронно-физических процессов в радиационный разогрев конструкционных материалов является актуальной задачей. Особенно данный вопрос является важным при учете теплового состояния реакторов (а также облучательных устройств, расположенных в них), работающих в импульсных режимах, в первую очередь, для реакторов, обладающих короткой полушириной импульса.

Схема эксперимента

Нейтронно-физические расчеты проведены в рамках подготовки к экспериментальным исследованиям радиационного разогрева конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники при их облучении на реакторе ИГР [11, 12].

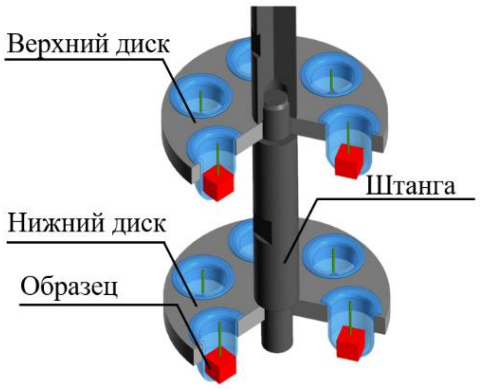


Рисунок 2. Испытательная секция экспериментального устройства

Экспериментальное устройство для исследования параметров радиационного разогрева представляет собой ампулу с крышкой, обеспечивающих вакуумную среду, в которую помещается испытательная секция (рисунок 2). Испытательная секция состоит из штанги и двух алюминиевых дисков с шестью отверстиями для размещения исследуемых образцов конструкционных материалов.

При размещении экспериментального устройства в центральном экспериментальном канале реактора оба диска испытательной секции равноудалены от центрального горизонтального сечения активной зоны ИГР, за счет чего обеспечиваются практически идентичные параметры облучения образцов.

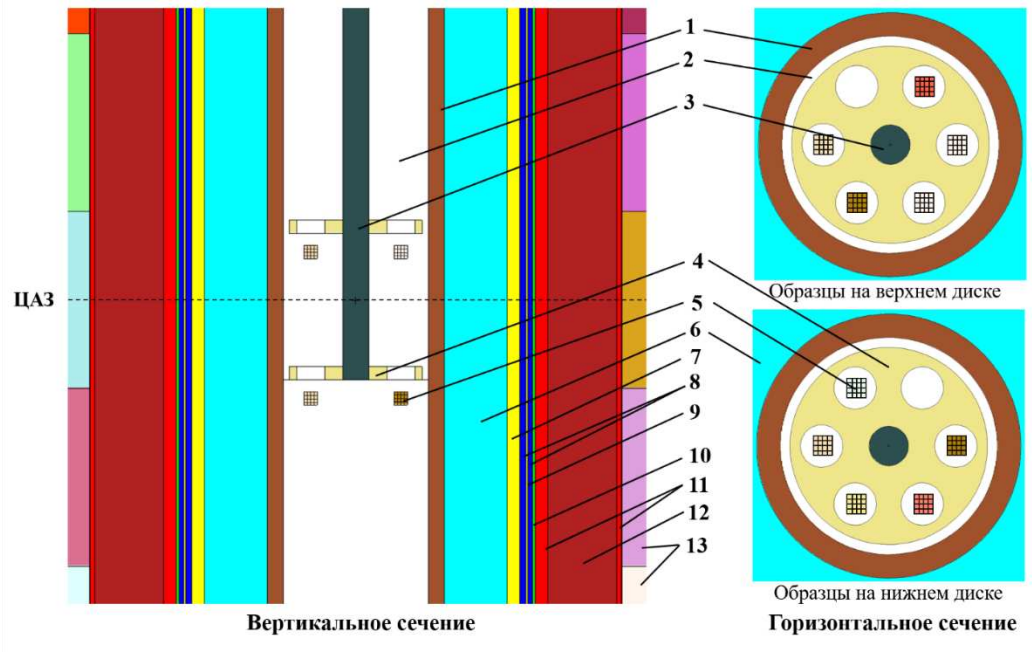
Все образцы материалов выполнены в виде куба со стороной 10 мм. Перечень исследуемых материалов представлен в таблице 2. При выборе исследуемых материалов предпочтение было отдано материалам, используемым при создании внутриреакторных экспериментальных устройств. Планируемый режим работы ИГР в испытаниях – вспышка с максимальной мощностью реактора при проведении экспериментов с первым набором образцов – 10 ГВт, а со вторым набором образцов – 1,2 ГВт.

Таблица 2. Материалы образцов в экспериментах

1-ый набор образцов (Эксперимент 1)		2-ой набор образцов (Эксперимент 2)	
№	Материал образца	№	Материал образца
1	Сплав АМг-6	1	Никель
2	Алюминий АМг1	2	Медь
3	12Х18Н10Т	3	Тантал
4	12Х1МФ	4	Молибден
5	Титан	5	Свинец
6	12ХН35ВТ	6	Вольфрам

Расчетное моделирование

Моделирование экспериментального устройства (рисунок 3), помещенного в центральный экспериментальный канал (ЦЭК) ИГР [13], проводилось в программе MCNP6 [14] с библиотекой ENDF/B-VII в соответствии со всеми размерно-материальными характеристиками устройства. Исследуемые образцы при моделировании были поделены на 64 геометрически равные части.



1 – ампула, 2 – вакуумная среда, 3 – штанга, 4 –диск, 5 – образец, 6 – воздух, 7 – внутренний кожух неподвижной ампулы (НА) ЦЭК, 8 – водяной контур, 9 – разделительный кожух НА ЦЭК, 10 – наружный кожух НА ЦЭК, 12 – гелиевая среда, 13 – графитовые блоки, пропитанные солью урана

Рисунок 3. Нейтронно-физическая модель экспериментального устройства с первым набором образцов

Для определения мгновенного энерговыделения исследуемых образцов в коде MCNP можно использовать карту F6, позволяющую рассчитать разогрев за счет мгновенных нейтронов Q_n (F6:n) и гамма-квантов Q_γ (F6:p). При этом Q_γ можно разделить на следующие составляющие:

$$Q_\gamma = (Q_{\gamma p-IGR} + Q_{\gamma c-IGR}) + Q_{\gamma c-\text{образец}} = \\ = Q_{\gamma-IGR} + Q_{\gamma c-\text{образец}},$$

где $Q_{\gamma-IGR} = Q_{\gamma p-IGR} + Q_{\gamma c-IGR}$ – энерговыделение за счет энергии реакторных гамма-квантов, образовавшихся в реакции деления и радиационного захвата; $Q_{\gamma c-образец}$ – энерговыделение за счет энергии гамма-квантов, образовавшихся в образце при захвате нейтронов.

Карта F6 описывается уравнением [15]:

$$F6\left[\frac{\text{МэВ}}{\text{г}\cdot(1\text{ нейтрон деления})}\right] = \\ = \frac{\rho_a}{m}\int_V\int_t\int_E \sigma_T(E)H(E)\phi(r,E,t)\,dEdtdV,$$

где, ρ_a – атомная плотность, атом/барн·см; m – масса, г; σ_T – полное сечение взаимодействия нейтронов с веществом, барн; $H(E)$ – энергия, МэВ/столкновение; $\phi(r,E,t)$ – поток частиц, см$^{-2}$·с$^{-1}$·МэВ$^{-1}$.

Поскольку размерность полученных значений выдается на один нейтрон деления, то необходимо произвести умножение на величину нормировочного коэффициента. В программе MCNP можно провести нормировку двумя способами, в первом способе необходимо определить мощность источника, как количество рожденных нейтронов в секунду:

$$S\left[\frac{\text{Вт}\cdot\text{нейтроны деления}}{\text{МэВ / деление}}\right] = \frac{P}{Q_T}\frac{\nu}{k_{eff}},$$

где P – мощность реактора, Вт; Q_T – средняя энергия, выделяющаяся при делении, МэВ/деление; ν/k_{eff} – среднее число рожденных нейтронов при делении.

Таким образом, можно найти Q_γ и Q_n, используя соответствующую величину F6:

$$Q[\text{Вт}] = (F6)\left[\frac{\text{МэВ}}{\text{г}\cdot(1\text{ нейтрон деления})}\right]\cdot \\ \cdot m[\text{г}]\cdot S\left[\frac{\text{Вт}\cdot\text{нейтроны деления}}{\text{МэВ / деление}}\right].$$

Чтобы определить вклад только гамма-квантов, образовавшихся в образце в результате захвата нейтрона, можно использовать карту F4 и FM, описываемую формулой [15]:

$$F4 - FM\left[\frac{\text{н}\cdot\text{барн}\cdot\text{см}}{1\text{ нейтрон деления}}\right] = \\ = \frac{1}{V}\int_V\int_t\int_E \sigma_T(E)\phi(r,E,t)\,dEdtdV.$$

Функционал FM, позволяет выбрать необходимую реакцию, в результате значение потока F4 умножается на сечение соответствующей реакции. Для

получения числа реакций на один рожденный нейтрон, полученную величину $F4-FM$ надо умножить на атомную плотность:

$$RCRR\left[\frac{\text{кол}-\text{во реакций}}{1\text{ нейтрон деления}}\right]=$$

$$=F4-FM\left[\frac{\text{н}\cdot\text{барн}\cdot\text{см}}{1\text{ рожденный нейтрон}}\right]\cdot\rho_a\left[\frac{\text{атомы}}{\text{барн}\cdot\text{см}}\right].$$

Зная энергетический выход реакции захвата H [16], можно получить значение энерговыделения, обусловленного радиационным захватом нейтронов в образце:

$$Q_{\gamma c-\text{образца}}\left[\text{Вт}\right]=RCRR\left[\frac{\text{кол}-\text{во реакций}}{1\text{ нейтрон деления}}\right]\cdot$$

$$\cdot H\left[\text{МэВ}\right]\cdot S\left[\frac{\text{Вт}\cdot\text{нейтроны деления}}{\text{МэВ}/\text{деление}}\right].$$

Вклад внешних реакторных гамма-квантов γ-IGR в результирующий разогрев образца определим из разности:

$$Q_{\gamma-IGR}=Q_{\gamma}-Q_{\gamma c-\text{образца}}\ .$$

Для определения вклада запаздывающего излучения необходимо будет провести дополнительный расчет и во входном файле с использованием F6:n,p добавить карту ACT, учитывающую запаздывающее нейтронное и гамма-излучение. И быстрее будет, если воспользуемся вторым способом нормировки, при котором необходимо провести расчеты энерговыделения в реакторе с использованием той же карты F6:n,p. В результате из отношения энерговыделения в интересующем объеме (образце) к энерговыделению в реакторе получаем безразмерную величину x :

$$x=\frac{\left(F6:n,p\right)\left[\dfrac{\text{МэВ}}{\text{г}\cdot\left(1\text{ нейтрон деления}\right)}\right]_{\text{образец}}}{\left(F6:n,p\right)\left[\dfrac{\text{МэВ}}{\text{г}\cdot\left(1\text{ нейтрон деления}\right)}\right]_{\text{ИГР}}}.$$

Умножив величину x на соответствующую величину мощности реактора, получим величину энерговыделения в Вт. Тогда вклад запаздывающего энерговыделения определяется как:

$$Q_d=(x_{ACT}-x)\cdot P.$$

РЕЗУЛЬТАТЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Результаты нейтронно-физических расчетов в графическом виде представлены на рисунках 4–5.

Энерговыделение за счет рассеяния нейтронов Q_n вносит меньше 1% энергии в радиационный разогрев образцов, и только для легких ядер, таких как алюминий, вклад составляет около 7%. Таким образом, наибольший вклад в радиационный разогрев вносят мгновенные реакторные гамма-кванты γ-IGR и гамма-кванты, образовавшиеся в результате радиационного захвата нейтронов в материале образца. При этом в образцах свинца и алюминия с маленьким сечением захвата нейтронов, вклад $Q_{\gamma c}$ минимальный.

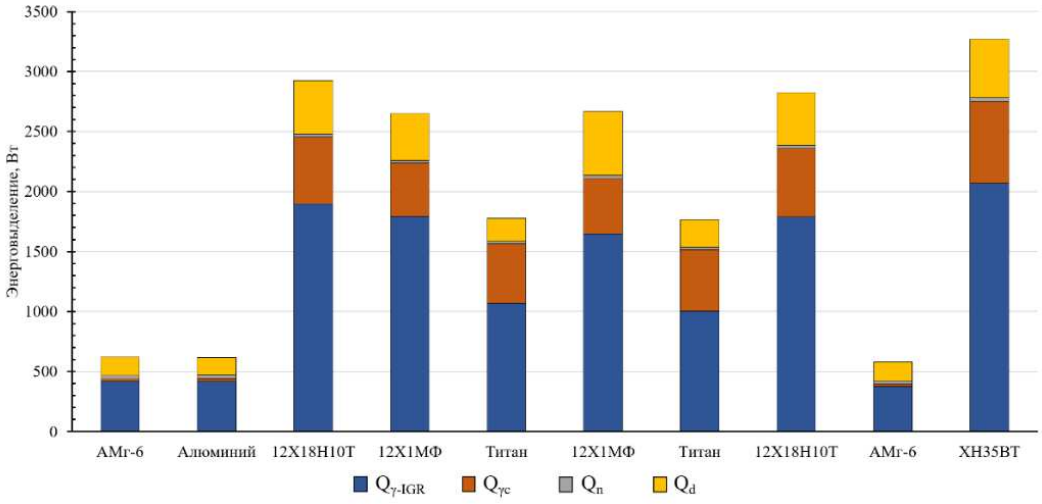


Рисунок 4. Вклад нейтронно-физических процессов в результирующий радиационный разогрев первого набора образцов

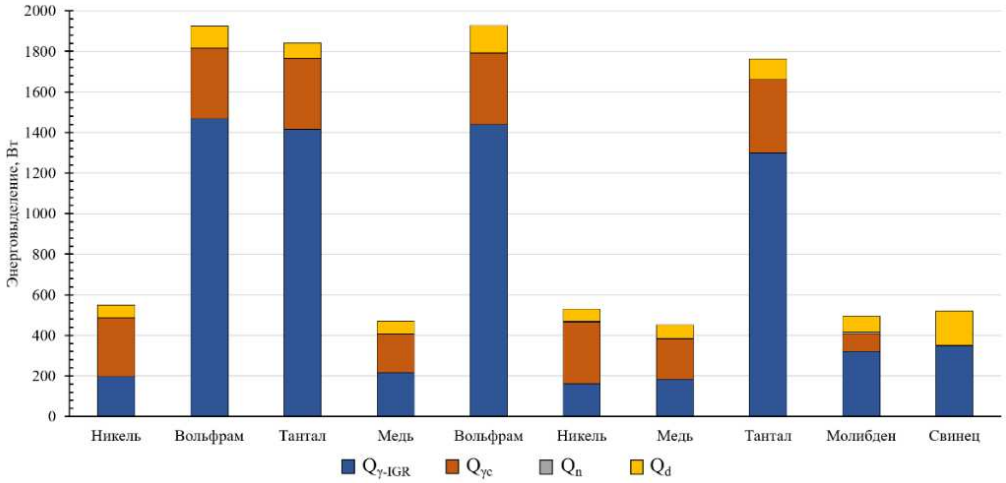


Рисунок 5. Вклад нейтронно-физических процессов в результирующий радиационный разогрев второго набора образцов

Объемное распределение энерговыделения в образце

Как было описано ранее, объем образцов был поделен для выделения внешних и внутренних слоев, 56 частей составили наружную поверхность и 8 частей – внутренний слой образца (рисунок 6).

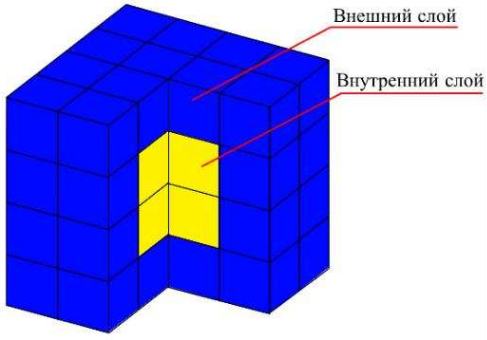


Рисунок 6. Модель образца

Результаты объемного распределения энерговыделения в образцах за счет мгновенной компоненты излучения представлены на рисунках 7–8.

Доля γ-квантов, провзаимодействовавших на единице длины пути в образце, так называемый линейный коэффициент ослабления μ, зависит от энергии гамма-квантов E_γ, плотности вещества мишени ρ и порядкового номера вещества Z: $\mu = f(E_\gamma, \rho, Z)$ [17]. При радиационном захвате, образец сам становится источником γ-квантов, которые могут в нем рассеяться (отдавая энергию) или вылететь из него. При этом $Q_{\gamma\text{-}IGR}$ зависит от μ, а $Q_{\gamma c}$ – от сечения (n,γ) и энергии выхода реакции захвата H. Таким образом, почти все образцы больше разогреваются внутри, только образец свинца из-за большого значения μ и маленького сечения захвата нейтронов больше разогревается снаружи. Образцы, содержащие алюминий, из-за малого коэффициента μ, разогреваются равномерно, а из-за малого сечения захвата нейтронов вклад $Q_{\gamma c}$ очень мал.

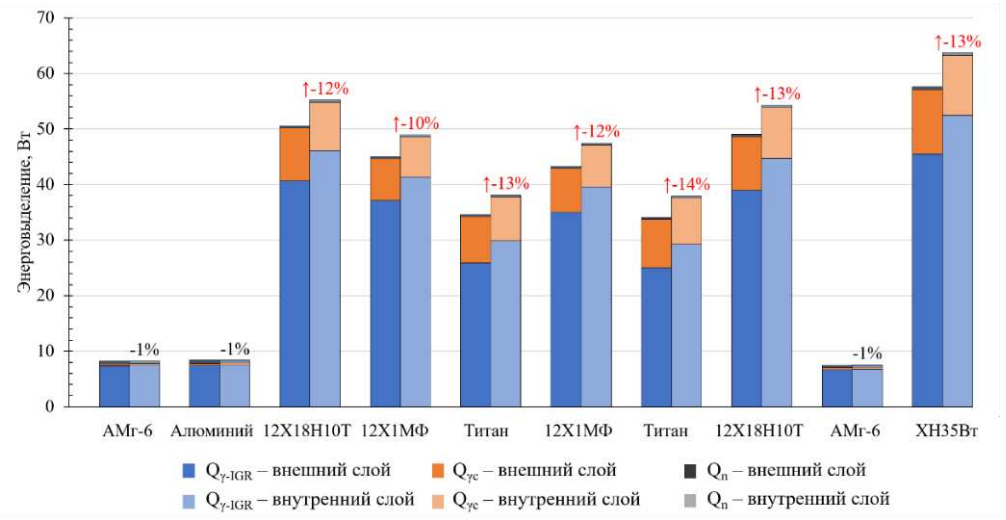


Рисунок 7. Сравнение среднего значения энерговыделения одной части внешнего и внутреннего слоя первого набора образцов

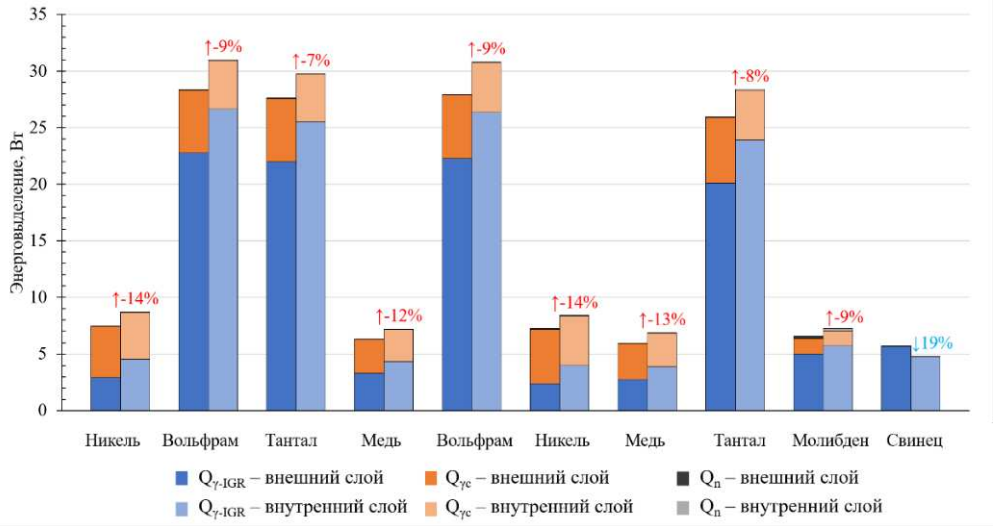


Рисунок 8. Сравнение среднего значения энерговыделения одной части внешнего и внутреннего слоя второго набора образцов

Заключение

Представлено описание нейтронно-физических процессов, определяющих характер радиационного разогрева материалов, и методика проведения соответствующих расчетов с использованием программы MCNP. В результате нейтронно-физических расчетов с использованием прецизионных расчетных моделей были определены вклады различных процессов в результирующий радиационный разогрев конструкционных материалов. Было проведено сравнение объемного распределения энерговыделения исследуемых образцов с учетом процессов, вносящих наибольший вклад в радиационный разогрев.

Результаты данной работы будут использованы при постановке экспериментов на реакторе ИГР по исследованию радиационного разогрева конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники.

Благодарность

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан по теме BR21882185 «Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан».

Литература

1. Research Reactors Database (RRDB) // http://nucleus.iaea.org/RRDB.
2. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim V., Vityuk G. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582
3. Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Витюк В.А. Импульсный графитовый реактор: опыт эксплуатации и применения для испытаний твэлов и ТВС: Монография – ООИ «Ишим». – 2023. – 208 с.
4. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk V., Mukhamedov N., Tikhomirov G. Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor // Annals of Nuclear Energy. – 2024. – Vol. 204. – P. 110532. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110532
5. Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А. Тепловыделение в ядерном реакторе. – М.: Энергоатомиздат. – 1985. – 160 с.
6. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алхутов М.С. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. Учебное пособие для вузов. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, – 1989. – 512 с.
7. Jurbandam Linina. Calculation of the fission q-value and spatial energy deposition in the SAFARI-1 nuclear reactor. University of the Witwatersrand, Johannesburg. – 2018. https://hdl.handle.net/10539/26701
8. Brown Forrest B., Mosteller Russell D., Martin William R. Monte Carlo – Advances and Challenges. Switzerland: Paul Scherrer Institut (PSI). – 2008.
9. Стогов Ю.В. Основы нейтронной физики: Учебное пособие. – М.: МИФИ. – 2008. – 204 с.
10. Климов А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы: учебник для вузов. – 2-е изд., перераб. и доп. – Москва: Энергоатомиздат. – 1985. – 350 с.
11. Мухамедов Н.Е., Витюк Г.А., Келсингазина Р.Е., Должиков С.А., Богомолова И.Н. Расчетное обоснование экспериментов по исследованию радиационного разогрева материалов в реакторе ИГР. // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов XI Международной научно-практической конференции. Томский политехнический университет. – Томск: Томский политехнический университет. – 2022. – с. 53
12. Мухамедов Н.Е., Витюк Г.А., Келсингазина Р.Е., Должиков С.А., Богомолова И.Н. Определение режимов реакторных исследований радиационного разогрева материалов ядерной и термоядерной техники. // Вестник ВКТУ. – 2022. –№ 4 – с. 167–179. https://doi.org/10.51885/1561-4212_2022_4_167

13. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов: а. с. № 2738 от 27.12.16 Республика Казахстан / А.Д. Вурим, В.М. Котов, Р.А. Иркимбеков, Л.К. Жагипарова, А.А. Байгожина.
14. Pelowitz D., Fallgren A., McMath G. MCNP6 User's Manual Code Version 6.1.1 Beta. Report LA-CP-14-00745. – 2014.
15. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory: LA-UR-03-1987. Los Alamos National Laboratory. – 2003.
16. Wang M. et. al. The AME2016 atomic mass evaluation (II). Tables, graphs and references // Chinese Phys. C. – 2017. – Vol. 41. – No. 3.
17. Hubbell J. H. Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients From 10 keV to 100 GeV. Tech. rep. NSRDS-NBS 29. National Bureau of Standards. – 1969. https://doi.org/10.6028/NBS.NSRDS.29

REFERENCES

1. Research Reactors Database (RRDB) // http://nucleus.iaea.org/RRDB.
2. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim V., Vityuk G. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582
3. Batyrbekov E.G., Vurim A.D., Gaydaychuk V.A., Vityuk V.A. Impul'snyy grafitovyy reaktor: opyt ekspluatatsii i primeneniya dlya ispytaniy tvelov i TVS: Monografiya – OOI “Ishim”. – 2023. – 208 p.
4. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk V., Mukhamedov N., Tikhomirov G. Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor // Annals of Nuclear Energy. – 2024. – Vol. 204. – P. 110532. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110532
5. Glushkov E.S., Demin V.E., Ponomarev-Stepnoy N.N., Khrulev A.A. Teplovydelenie v yadernom reaktore. – Moscow: Energoatomizdat. – 1985. – 160 p.
6. Bartolomey G.G., Bat' G.A., Baybakov V.D., Alkhutov M.S. Osnovy teorii i metody rascheta yadernykh energeticheskikh reaktorov. Uchebnoe posobie dlya vuzov. — 2-e izd., pererab. i dop. — Moscow: Energoatomizdat, – 1989. – 512 p.
7. Jurbandam Linina. Calculation of the fission q-value and spatial energy deposition in the SAFARI-1 nuclear reactor. University of the Witwatersrand, Johannesburg. – 2018. https://hdl.handle.net/10539/26701
8. Brown Forrest B., Mosteller Russell D., Martin William R. Monte Carlo – Advances and Challenges. Switzerland: Paul Scherrer Institut (PSI). – 2008.
9. Stogov Yu.V. Osnovy neytronnoy fiziki: Uchebnoe posobie. – Moscow: MIFI. – 2008. – 204 p.
10. Klimov A.N. Yadernaya fizika i yadernye reaktory: uchebnik dlya vuzov. – 2-e izd., pererab. i dop. – Moscow: Energoatomizdat. – 1985. – 350 p.
11. Mukhamedov N.E., Vityuk G.A., Kelsingazina R.E., Dolzhikov S.A., Bogomolova I.N. Raschetnoe obosnovanie eksperimentov po issledovaniyu radiatsionnogo razogreva materialov v reaktore IGR. // Fiziko-tekhnicheskie problemy v nauke, promyshlennosti i meditsine: sbornik tezisov dokladov XI Mezhdunarodnoy nauchno-prakticheskoy konferentsii. Tomskiy politekhnicheskiy universitet. – Tomsk: Tomskiy politekhnicheskiy universitet. – 2022. – P. 53
12. Mukhamedov N.E., Vityuk G.A., Kelsingazina R.E., Dolzhikov S.A., Bogomolova I.N. Opredelenie rezhimov reaktornykh issledovaniy radiatsionnogo razogreva materialov yadernoy i termoyadernoy tekhniki. // Vestnik VKTU. – 2022. –No. 4 – P. 167–179. https://doi.org/10.51885/1561-4212_2022_4_167
13. Komp'yuternaya model' reaktora IGR dlya statsionarnykh neytronno-fizicheskikh raschetov: a. s. No. 2738 ot 27.12.16 Respublika Kazakhstan / A.D. Vurim, V.M. Kotov, R.A. Irkimbekov, L.K. Zhagiparova, A.A. Baygozhina.
14. Pelowitz D., Fallgren A., McMath G. MCNP6 User's Manual Code Version 6.1.1 Beta. Report LA-CP-14-00745. – 2014.
15. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory: LA-UR-03-1987. Los Alamos National Laboratory. – 2003.
16. Wang M. et. al. The AME2016 atomic mass evaluation (II). Tables, graphs and references // Chinese Phys. C. – 2017. – Vol. 41. – No. 3.
17. Hubbell J. H. Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients From 10 keV to 100 GeV. Tech. rep. NSRDS-NBS 29. National Bureau of Standards. – 1969. https://doi.org/10.6028/NBS.NSRDS.29

ИМПУЛЬСТІК ГРАФИТТІ РЕАКТОРДАҒЫ МАТЕРИАЛДАРДЫҢ РАДИАЦИЯЛЫҚ ҚЫЗДЫРУ СИПАТТЫН АНЫҚТАУШЫ НЕЙТРОНДЫ-ФИЗИКАЛЫҚ ПРОЦЕСТЕРДІ ЗЕРТТЕУ

R. E. Kelsingazina[1,2*], V. A. Vityuk[1], G. A. Vityuk[1], N. E. Mukhamedov[1], S.A. Dolzhikov[1]

[1] Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан
[2] Семей қаласының Шәкәрім атындағы университеті, Семей, Қазақстан

** Байланыс үшін E-mail: kelsingazina@nnc.kz*

Реакторішілік эксперименттерді әдістемелі қамтамасыз етуге қойылатын талаптарды қатайту сәулеленетін эксперименттік құрылғылардың қауіпсіздік тұрғысынан маңызды параметрлерін болжау сапасын арттыру қажеттігін айқындайды. Осы жұмыста ИГР реакторында сәулелену кезінде құрылғы элементтерінің температурасын сапалы болжау үшін реактордың нейтрондық және гамма-өрістерінің әсерімен радиациялық қыздыру тетіктерінің талдауы ұсынылған. ИГР реакторында жоспарланған сәулелену кезінде конструкциялық материалдардың үлгілерін нәтижелі радиациялық қыздыруға әртүрлі нейтронды-физикалық процестердің салымын айқындау бойынша есептеулер жүргізілді, конструкциялық материалдардың үлгілерінде көлемдік энергияның бөлінуі айқындалды.

Түйін сөздер: *радиациялық қызу, конструкциялық материалдар, нейтронды-физикалық есептеулер, компьютерлік моделдеу, энергия бөлу.*

STUDY OF NEUTRONIC PROCESSES DETERMINING THE NATURE OF NUCLEAR HEATING OF MATERIALS IN THE IMPULSE GRAPHITE REACTOR

Р. Е. Келсингазина[1,2*], В. А. Витюк[1], Г. А. Витюк[1], Н. Е. Мухамедов[1], С. А. Должиков[1]

[1] National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan
[2] Shakarim University of Semey, Semey, Kazakhstan

** E-mail for contacts: kelsingazina@nnc.kz*

Tightening the requirements for methodological support for in-pile experiments determines the need to improve the quality of predicting parameters of irradiated experimental devices that are important from a safety point of view. To qualitatively predict the temperature of device elements during irradiation in the IGR reactor, this paper presents an analysis of the radiation heating mechanisms under the influence of neutron and gamma fields of the reactor. Calculations were conducted to determine the contribution of various neutronic processes to the resulting nuclear heating of samples of structural materials during their planned irradiation in the IGR reactor, and the volumetric distribution of energy release in samples of structural materials was determined.

Keywords: *nuclear heating, structural materials, neutronics calculations, computer modeling, energy release.*