

УДК 621.039.51

ПРАКТИЧЕСКИЕ СПОСОБЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В РЕЖИМЕ ИМПУЛЬСНОГО ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ

¹⁾ Витюк В.А., ¹⁾ Вурим А.Д., ^{1,2)} Витюк Г.А.

¹⁾ РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Курчатов, Казахстан

²⁾ Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д. Серикбаева, Усть-Каменогорск, Казахстан

В статье представлен обзор существующих практических способов определения мощности и энерговыделения в топливе твэлов, испытываемых в исследовательских реакторах. Акцент сделан на подходах, которые могут быть успешно использованы в практике импульсных реакторных испытаний с нестационарным характером изменения мощности. Выполнен сравнительный анализ различных методов, отражены их достоинства и недостатки. Сформулированы рекомендации по применению рассмотренных подходов в практике испытаний в импульсном графитовом реакторе (ИГР), направленных на изучение поведения топлива ядерных энергетических реакторов в переходных и аварийных режимах.

ВВЕДЕНИЕ

На сегодняшний день в мире наблюдается достаточно высокий спрос на проведение качественных исследований параметров новых типов реакторного топлива в переходных и аварийных режимах работы в условиях облучения в исследовательских реакторах. Существует несколько исследовательских реакторов, на которых могут проводиться такого рода динамические испытания [1–4 и др.], однако, все они обеспечивают возможность испытания сборок, состоящих лишь из нескольких тепловыделяющих элементов (твэлов) [5–8 и др.].

Нейтронно-физические характеристики ИГР [9] обеспечивают возможность исследования поведения тепловыделяющих сборок (ТВС) различных типов реакторов, состоящих из нескольких десятков твэлов, содержащих до 8 кг диоксида урана, в переходных и аварийных режимах работы. На протяжении многих лет на ИГР успешно реализуются экспериментальные программы по исследованиям поведения твэлов и ТВС, результаты которых, в том числе, вошли в международную базу данных американской комиссии по ядерному регулированию [10]. В данный момент исследования сосредоточены на изучении поведения в аварийных режимах эксплуатации ТВС реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем японской и французской разработки [11–16]. Другие разработчики реакторов также проявляют интерес к реализации подобных экспериментальных программ [17–19].

Исследования поведения твэлов и ТВС в переходных и аварийных режимах работы проводятся в нестационарных условиях импульсного изменения мощности ИГР. В ходе таких импульсов за счет разогрева активной зоны, перемещения стержней, изменения характеристик объекта испытаний и т.д. происходит существенное изменение нейтронного поля самого ИГР, которое определяет параметры облучения испытываемого топлива [20], его энергетические и тепловые характеристики. В этой связи, при подго-

товке испытаний на первый план выходит задача качественного прогнозирования и обеспечения заданных параметров, в первую очередь мощности и интегрального энерговыделения в испытываемых твэлах. Решение данной задачи осуществляется с использованием двух подходов, которые совместно обеспечивают необходимую точность. Во-первых, это калибровочные эксперименты на реакторе, включающие использование целого ряда методик, позволяющих получить необходимые экспериментальные данные, которые ложатся в основу прогнозирования параметров испытаний твэлов. Во-вторых, расчетные исследования с использованием нейтронно-физических [21] и теплогидравлических моделей, позволяющие осуществить теоретическую проверку реализуемости заданных сценариев испытаний на основе экстраполяции полученных в калибровочных экспериментах данных.

В рамках данной статьи рассмотрены способы определения энергетических параметров реакторных испытаний, которые применяются в практике динамических испытаний твэлов и ТВС.

1. ОБЩИЕ ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

Энерговыделение в топливе модельных твэлов (будь то одиночные модельные твэлы или твэлы в составе ТВС) является важнейшим из технологических параметров. Практические способы определения энерговыделения в топливе ограничены следующими основными методами:

– балансowymi тепловыми методами, среди которых метод стационарного определения энерговыделения обладает наибольшей точностью, так как в установившемся режиме (стационарном) основными параметрами, влияющими на точность определения энерговыделения являются температура и давление теплоносителя, что в сочетании со специальными мерами предотвращения тепловых утечек (создание эффективной теплоизоляции) позволяет достичь ре-

зультата по определению энерговыделения с погрешностью не более 5...6%;

– для случая процессов с неустановившимся режимом теплообмена возможно применение методов квазирегулярного теплообмена. Погрешность этого метода превышает погрешность стационарного балансового метода, так как его практическая реализация связана с необходимостью многократного измерения температуры и давления теплоносителя в строго фиксированные моменты времени (третий параметр), а математическая обработка результатов описывается более сложными аналитическими соотношениями. Как и в предыдущем случае, этот метод имеет интегральный характер, и, для переноса результата на конкретный объем топлива, необходимо знание пространственного распределения энерговыделения в объекте испытаний;

– метод прямого измерения энерговыделения в выделенной из объекта испытаний части топлива спектрометрическим или радиохимическим методом. Погрешность определения энерговыделения в конкретной части топлива по оценкам не превышает 10%. Погрешность определения энерговыделения во всем объекте испытания зависит от корректности переноса результатов точечного определения энерговыделения на весь объект и связана с погрешностью определения пространственного распределения энерговыделения в объекте (в общем случае - от погрешности определения аксиального и радиального профилей энерговыделения);

– метод косвенного определения энерговыделения, суть которого состоит в определении энерговыделения не в самом объекте испытаний, а в некоем детекторе, для которого установлен характер связи с объектом испытаний. В общем случае погрешность такого определения энерговыделения в объекте испытаний будет складываться из погрешности собственно спектрометрических и радиохимических методов, погрешности переноса результата на объект испытаний (погрешности коэффициента связи между объектом и детектором) и погрешности определения профиля энерговыделения в объекте испытаний;

– метод, основанный на установлении связи между энергетическими параметрами топлива и результатами прямого определения значения нейтронного потока в месте расположения ТВЭлов и ТВС.

Все эти методы можно условно разделить на доэкспериментальные и послеэкспериментальные. Ниже представлено их описание и область применения.

2. ПОСЛЕЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МЕТОДЫ

Широко распространен в практике внутриреакторных исследований **гамма-спектрометрический метод** измерения энерговыделения в испытываемом топливе [22–27]. В его основе лежат измерения распределения интенсивности гамма-излучения короткоживущих продуктов деления, таких как ^{140}La , ^{131}I , ^{95}Zr и т.д. в образцах топлива. При этом в качестве объекта исследований может использоваться как вы-

деленная из объекта испытаний часть топлива, так и урансодержащий индикатор, калиброванный на содержание ^{235}U и устанавливаемый как можно ближе к испытываемой ТВС. Результаты определения абсолютного числа делений в индикаторах переносятся на ТВС с учетом пространственной корреляции между потоком тепловых нейтронов и удельным энерговыделением по объему топлива.

Определение всех составляющих и суммарной погрешности метода для различных случаев измерений (отличающихся по удельной мощности энерговыделения в топливе, по уровням остаточной активности на момент измерения, по определяемым изотопам и гамма-линиям) с учетом погрешности справочных величин и паспортных характеристик ТВЭлов, является одной из задач корректного расчета энерговыделения. Общая погрешность реализации заданного энерговыделения, даже при идеально работающей остальной методике (процедуре) эксперимента, не может быть меньше суммарной погрешности метода спектрометрического определения энерговыделения.

В практике подготовки и проведения испытаний на реакторе ИГР для определения энерговыделения в испытываемом топливе в ряде случаев используется подход, состоящий в определении абсолютного числа делений в детекторах энерговыделения или непосредственно в топливе модельных ТВЭлов и ТВС [28].

В первом случае в качестве индикатора используется урансодержащий стержень или таблетка, калиброванная на содержание ^{235}U . Индикатор помещается в тонкостенную гильзу и устанавливается в ампульном устройстве на уровне центра активной зоны и активной части топлива. Определение абсолютного числа делений в индикаторе производится путем измерения распределения интенсивности гамма-излучения изотопа ^{140}La , образовавшегося из материнского изотопа ^{140}Ba . Результаты определения абсолютного числа делений в индикаторах переносятся на модельный ТВЭл с учетом пространственной корреляции между потоком тепловых нейтронов и удельным энерговыделением по объему топлива.

Спектрометрические измерения топливных таблеток (после извлечения из модельного ТВЭла) проводятся с целью уточнения и дополнения данных, полученных с помощью индикаторов. Число делений в каждой топливной таблетке определяется по изотопам ^{140}La и ^{95}Zr по методике, разработанной для специфических условий ампульных испытаний.

Теоретически полная погрешность определения удельного энерговыделения составляет ~11% для топливных таблеток и не превышает 8% для мониторов энерговыделения при доверительной вероятности $p=0,95$.

К достоинствам данного метода можно отнести длительный опыт применения на ИГР, отработанность всех процедур его реализации, осуществление измерений непосредственно в исследуемом топливе и возможность определения объемного распределе-

ния энерговыделения. Вместе с тем, существует ограничение, связанное с довольно низкой оперативностью метода. В текущих условиях применения время от непосредственно облучения топлива до получения результатов составляет около двух недель. Помимо этого, в случае проведения измерений не в самом объекте испытаний, а в детекторе энерговыделения, необходимо предварительно установить связь параметров топлива с параметрами детектора и параметрами реактора ИГР.

Нейтронно-активационный метод измерений основан на установлении связи между энергетическими параметрами топлива и результатами прямого определения значения нейтронного потока в месте расположения твэлов и ТВС. Метод заключается в облучении нейтронно-активационного детектора в нейтронном поле, измерениях наведённой активности по избранной реакции, расчёте активационных интегралов (скоростей реакций) и последующем определении характеристик нейтронного поля [29–31]. Такая методика позволила определить энерговыделение в импульсе с погрешностью 12%.

Достоинством нейтронно-активационного метода при испытаниях в ИГР является достаточно высокая, в сравнении со спектрометрическим методом, оперативность. Активационный детектор может быть извлечен из объекта испытаний практически сразу после их завершения и подвергнут измерениям. Вместе с тем, при применении активационных детекторов сохраняется необходимость предварительного установления связи между характеристиками нейтронного поля в районе установки детектора и в испытываемом топливе, которая может быть непостоянна для некоторых режимов испытаний, например, для режимов с изменением конфигурации самого объекта испытаний.

Описанные выше методы определения энерговыделения в пространственных конструкциях с использованием индикаторов применимы до той поры, пока эти конструкции остаются в исходной форме. В случае изменения конфигурации самих топливных элементов или окружающих конструкций будет иметь место перераспределение материалов, влияющих на параметры нейтронного потока в ТВС, следовательно, начиная с этого момента, «отклик» индикаторов, основанный на ранее установленной связи с параметрами ТВС, будет включать в себя некорректную информацию.

Вместе с тем, совместное использование спектрометрических и активационных детекторов при относительно небольших затратах ресурсов позволяет получить достаточно представительный набор данных, которые дают информацию о пространственном распределении энерговыделения в ТВС, что является важным условием качественной подготовки и проведения испытаний.

Для определения энерговыделения в облученном топливе применяется также **радиохимический ме-**

тод определения содержания продуктов деления в образцах топлива по результатам проведения послеэкспериментального разрушающего анализа [32]. Метод характеризуется высокой точностью, однако его применение на практике связано с необходимостью использования дорогостоящего оборудования и разрушения, по крайней мере, части твэла. В настоящее время на реакторе ИГР не используется.

3. МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ В ХОДЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

К таким методам можно отнести балансовые методы, которые, в принципе, позволяют в режиме онлайн получать данные по температуре топлива, теплоносителя и других элементов объекта испытаний, переводя эти данные в значения энергетических характеристик испытываемого топлива. Характерным примером применения **методов теплового баланса** во внутрореакторных испытаниях может служить методика определения энерговыделения в исследуемом топливе, которая используется для получения информации о текущих параметрах испытаний в петлевых экспериментальных устройствах реактора BR-2 [33], а также для дальнейшего обеспечения предварительного заданных параметров облучения.

Для этого в непрерывном режиме определяются величина изменения энтальпии теплоносителя облучательного устройства в сочетании с информацией, полученной по результатам предварительных расчетов, а также по результатам предварительных экспериментов с макетом устройства (определение утечек тепла, количества теплоты на нагрев конструктивных элементов, пространственного распределения энерговыделения в топливе).

Общая погрешность определения мощности топлива в таких экспериментах оценивается в диапазоне 4–6% [34].

В рамках серии испытаний топлива на реакторе BR-2 было выполнено сравнение результатов определения линейной мощности твэлов различными способами: гамма-спектрометрическим и балансовым методом [35, 36]. Погрешность гамма-спектрометрического метода в исследованиях оценивается на уровне 2,7%, погрешность метода теплового баланса – на уровне 4,2%.

Подобный подход при определении энергетических параметров твэлов применялся и в испытаниях на исследовательском комплексе SCARABEE [37]. Энерговыделение в твэлах определяется на основании данных о мощности реактора и коэффициенте связи между испытательной ячейкой и реактором. Этот коэффициент связи определялся двумя способами. Во-первых, путем определения теплового баланса испытательного канала при стационарных режимах каждой загружаемой сборки с учетом тепловых потерь. Статистический анализ полученных результатов позволяет найти погрешность, составляющую 4,5–8,4% с доверительной вероятностью 95%. Во-вторых, путем непосредственного определения числа

делений в топливных таблетках при помощи детекторов, введенных в активную зону. Оба способа дают результаты, согласующиеся с погрешностью ~7% [38].

Методика расчета тепловой мощности твэлов и экспериментальных ТВС на основе метода теплового баланса используются и при организации испытаний топлива в петлевых каналах реактора МИР.М1 [39].

Это, во-первых, комплекс методик определения энерговыделения в экспериментальных ТВС на стационарном режиме работы [40–42], и, во-вторых, методы определения линейной мощности и энтальпии топлива в экспериментах с реализацией импульса [43, 44].

Существует еще целый ряд примеров применения метода теплового баланса для определения энергетических характеристик топлива в испытаниях на петлевых установках существующих исследовательских реакторов (Halden [45], FR-2 [46, 47], HFR [48], TREAT [49], NSRR [50]). Общим для всех рассмотренных случаев является необходимость обеспечения качественной регистрации теплофизических параметров экспериментальных устройств, определения утечек тепла, количества теплоты, затраченной на нагрев конструктивных элементов, а также пространственного распределения энерговыделения в топливе. Для определения этих параметров, в свою очередь, может потребоваться проведение комплекса предварительных расчетов и вспомогательных экспериментов. Погрешность вычислений при использовании метода теплового баланса варьируется в диапазоне 3–18% в зависимости от определяемого параметра (средняя линейная мощность, максимальная линейная мощность, энерговыделение и т.д.), состава средств измерений и режима испытаний (стационарный, импульсный).

На реакторе ИГР используются адаптированные под импульсный характер изменения мощности модификации балансовых методов определения мощности и энерговыделения в испытываемых твэлах [51]. Практическая отработка данных методов показала возможность их применения и обеспечения приемлемой точности. Анализ полученных результатов и сравнение с результатами применения спектрометрического метода указывает на отсутствие противоречий между полученными по независимым методикам результатами. Относительная погрешность определения мощности твэлов в серии экспериментов по отработке данной методики не превышала 7% [52].

Основными достоинствами данного метода являются его оперативность и возможность применения в широком диапазоне уровней энерговыделения. При этом обеспечивается достаточно высокая точность определения связи энергетических параметров испытываемого топлива и реактора ИГР. В случае использования малоинерционных и теплостойких детекторов температуры может быть получена непрерывная зависимость в достаточно широком диапазоне реали-

зуемого в топливе энерговыделения, на основании которой, теоретически, может осуществляться регулирование или корректировка диаграммы изменения мощности ИГР в процессе испытаний. Фактически ширина диапазона применения метода ограничена лишь диапазоном измерений температурного детектора и необходимостью обеспечения его целостности при высоких тепловых нагрузках. Как правило, в качестве детекторов температуры объекта испытаний в ИГР применяются термоэлектрические преобразователи, которые имеют достаточно широкий диапазон измерений, совпадающий или достаточно приближенный к требуемым к реализации тепловым параметрам в самом топливе или в окружающих его конструкциях. Соответственно обеспечивается и устойчивость таких детекторов к тепловым нагрузкам, соответствующим верхнему пределу диапазона измерений. Единственным фактором, который характерен и напрямую связан с их использованием в условиях высоких гамма-полей реактора ИГР, и который следует учитывать в реакторных испытаниях, является радиационный разогрев горячих спаев детекторов, который может оказать влияние на точность применения метода, особенно в режимах с низким уровнем разогрева термометрированных конструкций и высоким гамма-излучением реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках процедуры подготовки и проведения испытаний твэлов и ТВС на реакторе ИГР применяются практически весь спектр известных способов определения энергетических параметров испытываемого топлива. Разные методы характеризуются различным набором достоинств и недостатков, которые обеспечивают или ограничивают возможность их применения в тех или иных условиях. Как правило, данные методы используются совместно и результаты применения одних дополняют недостающую информацию, полученную при применении других.

Основным недостатком применения послеэкспериментальных методов определения интегрального энерговыделения в испытуемом топливе является отсутствие возможности получения информации об энергетических параметрах ТВС непосредственно в процессе испытаний. Кроме того, существует еще одна проблема их применения в кратковременных импульсных экспериментах. В результате послеэкспериментальных исследований определяется количество делений за весь период пребывания топлива в реакторе. Исследования зависимости энерговыделения в топливе от времени пребывания испытываемых образцов в реакторе, проведенные на установке NSRR показали, что при проведении кратковременных импульсных испытаний топлива при общей энергии, выделяющейся на один акт деления 186 МэВ, только 175 МэВ вкладываются в топливо непосредственно в процессе реализации диаграммы энерговыделения, а еще 11 МэВ поступает с запаздывающим бета- и гамма-излучением [53]. Влияние этого факта необходи-

мо учитывать, особенно при определении пороговых разрушающих величин энерговыделения в топливе.

Применение балансовых методов и их модификаций позволяет определять параметры импульсных экспериментов на уровнях энерговыделения в реакторе, соответствующих области исследовательских пусков. Использование малоинерционных и теплоустойчивых детекторов температуры может обеспечить возможность получения непрерывной зависимости в достаточно широком диапазоне реализуемого в топливе энерговыделения, на основании которой может осуществляться регулирование или корректировка

диаграммы изменения мощности ИГР непосредственно в процессе испытаний. Основным ограничением является работоспособность применяемых детекторов в условиях высоких тепловых и радиационных нагрузок и диапазон их измерений.

Данная работа выполнена в рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» республиканской бюджетной программы «Развитие атомных и энергетических проектов» при поддержке Министерства энергетики Республики Казахстан.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ishikawa M., Inabe T. The Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) in Japan // *Advances in Nuclear Science and Technology*. Boston. – 1979. – Vol.11. – pp. 285–334.
2. Design Summary Report On the Transient Reactor Test Facility (TREAT): AEC R&D Report / Argonne National Laboratory; Freund G.A., MacFarlane D.R., Elias P., Geier J.D., Bolan J.F. – 1960, – pp. 85–86.
3. Dragunov Yu., Lopatkin A. et al. Experimental Potentialities of the MBIR Reactor // *International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA*. – 2015.
4. CABRI project 1973–1988. Test facility, results and achievements CEA/IPSN/DERS n° 01/89. – 1989.
5. Андреев В.И., Колядин В.И., Яковлев В.В. Экспериментальное исследование поведения твэлов водо-водяных реакторов при нестационарных режимах // *Атомная техника за рубежом*. – 1988. – №3. – С. 3–10.
6. Косилов А.Н. и др. Техника экспериментального исследования твэлов в нестационарных режимах // *Атомная техника за рубежом*. – 1981. – №9. – С. 3–8.
7. Бурукин В.П. и др. Реакторные установки для испытаний твэлов и ТВС в аварийных и переходных режимах эксплуатации // *Атомная техника за рубежом*. – 1988. – №6. – С. 7–15.
8. Бурукин А.В., Грачев А.Ф., Кальгин В.В. и др. Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР в режимах с циклическим изменением // *Атомная энергия*. – 2008. – Т. 104, № 2. – С. 108–113.
9. Курчатov И.В., Фейнберг С.М. и др. ИГР – Импульсный Графитовый Реактор // *Атомная Энергия*. – 1964. – Т. 17, изд. 6. – 1964. С. 463–474.
10. Data Base on the Behavior of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO₂ Fuel (VVER Type) under Reactivity Accident Conditions: International Agreement Report (NUREG/IA-0156) / Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission. – July, 1999.
11. Konishi, K. et al. The Result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project // *Nucl. Eng. Des.* – 2007. – 237(22). – pp. 2165–2174.
12. Kamiyama, K. et al. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors / *Journ. Nucl. Sc. Technol.* – 2014. – 51(9). – pp. 1114–1124.
13. Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L., Batyrbekov E., Vurim A., Pakhnits A., Vityuk V., Kubo S., Katoh A., Tobita Y., Kamiyama K., Matsuba K., Toyooka J. R&D and experimental programs for mitigating severe accidents consequences in GENIV SFRS and the ASTRID technology demonstrator // *Вестник НЯЦ РК*. – 2016. – Вып. 1. – С. 25–30.
14. Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L., Batyrbekov E., Vurim A., Pakhnits A., Vityuk V., Kubo S., Katoh A., Tobita Y., Kamiyama K., Matsuba K., Toyooka J. R&D and Experimental Programs to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accidents Conditions // *Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 2016, San Francisco (CA, USA), April 17–20. – 2016. – Vol. 3. pp. 2173–2182.*
15. Kubo S., Tobita Y., Sato I., Kotake S., Endo H., Koyama K., Konishi K., Kamiyama K., Matsuba K., Toyooka J., Zuev V.A., Pakhnits A.V., Vityuk V.A., Gaidaichuk V.A., Vurim A.D., Kolodeshnikov A.A., Vassiliev Y.S. Main outcomes and future plan of the EAGLE project // *Вестник НЯЦ РК*. – 2016. – Вып. 1. – С. 13–18.
16. Витюк В.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк Г.А., Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L. Разработка модельной ТВС для исследования аварийной ситуации с мгновенной блокировкой потока теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах // *Вестник НЯЦ РК*. – 2018. – Вып.3. – С. 93 – 98.
17. Витюк Г.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк В.А., Жанболатов О.М. Расчетные исследования в поддержку внутриреакторных испытаний твэлов реакторов на быстрых нейтронах // *Вестник НЯЦ РК*. – 2017. – Вып. 3. – С. 24 – 30.
18. Витюк, В.А. Реактор MYRRHA // *Человек. Энергия. Атом. Научно-публицистический журнал*. – 2015. – No2(24). – С. 31.
19. Вурим А.Д., Жданов В.С., Зверев В.В., Пивоваров О.С., Кулинич Ю.А. Результаты испытаний модельных твэлов реактора типа БРЕСТ-300 в реакторе ИГР. *Вестник НЯЦ РК*, выпуск 1, январь 2000, с. 25–30.
20. Котов В.М., Курпешева А.М., Иркимбеков Р.А. Расчет характеристик ИГР // *Атомная энергия*. – 2011. – Т.111, Вып. 2. – С. 116–118.
21. Вурим А.Д., Котов В.М., Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Байгожина А.А. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов. – А.с. №2738 РК, 27.12.2016.
22. L. Borms, Y. Parthoens and A. Gys, GERONIMO Third campaign: gamma spectroscopy PIE after ramp test on fuel segments GZR02, GZL33, GZL32 and GZR03 [Текст] / SCK•CEN-R-3783, 2004.

23. Nam, C. A statistical approach to predict the failure enthalpy and reliability of irradiated PWR fuel rods during reactivity-initiated accidents [Текст] / C.A. Nam, Y.H. Jeong, Y.H. Jung // Nuclear Technology/ – 2001. Vol. 136. – pp. 158–168.
 24. Nakamura, T. Irradiated Fuel Behavior under Power Oscillation Conditions [Текст] / Takehiko Nakamura [et al.] // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2003. – vol. 40. – no. 5. – pp. 325–333.
 25. T. Fuketa [et al.], New Results from the NSRR Experiments with High Burnup Fuel [Текст] / US Nuclear Regulatory Commission. – Washington DC, USA, 1995. – NUREG/CP-0149.
 26. A study on Gap Heat Transfer of LWR Fuel Rods under Reactivity Initiated Accident Conditions [Текст] / JAERI-M. – 1984. – no. 84–063.
 27. Sasajuma, H. Behavior of Irradiated ATR/MOX Fuel under Reactivity-initiated Accidents Conditions [Текст] / H. Sasajuma [et al.] // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2000. – vol. 37(5). – pp. 455–464.
 28. Определение энерговыделения в топливных детекторах гамма-спектрометрическим методом при проведении испытаний на реакторе ИГР [Текст] : методические указания / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; разработ.: М. О. Токтаганов, Ю. А. Попов [и др.]. – Курчатов, 2001. – 16 с. – АК.65000.00.728 МУ. – инв. № К-38051.
 29. Крамер-Агеев, Е.А. Активационные методы спектрометрии нейтронов [Текст] / В.С. Трошин, Е.Г. Тихонов ; М. : Атомиздат, 1976. – 232 с.
 30. Мительман, М.Г., Детекторы для внутриреакторных измерений энерговыделения [Текст] / М.Г. Мительман, Б.Г. Дубовский, В.Ф. Любченко, Н.Д. Розенблюм ; М. : Атомиздат, 1977. – 151 с.
 31. MacDonald, P. Assessment of light-water reactor fuel damage during a reactivity-initiated accident [Текст] / P. MacDonald [et al.] // Nuclear Safety. – 1980. vol. 21(5). – pp. 582–602.
 32. De Raedt, C Assessment of the Fission Power Level in Fuel Rods Irradiated in the High Flux Materials Testing Reactor BR2 with the Aid of Fluence Dosimetry and Comparison with Other Methods [Электронный ресурс] / C. De Raedt [et al.] // Reactor Dosimetry: Radiation Metrology and Assessment. – 2001. URL: http://www.astm.org/DIGITAL_LIBRARY/STP/SOURCE_PAGES/STP1398_foreword.pdf.
 33. L. Vermeeren and J. Dekeyser. Fuel Irradiation Testing Technology at SCK·SEN: Experience and Developments [Электронный ресурс] // Post-Irradiation Examination and In-pile Measurement Techniques for Water Reactor Fuels. Vienna, 2009. – IAEA-TECDOC-CD-1635. – pp 181–195.
 34. L. Vermeeren [et al], Qualification of the on-line power determination of fuel elements in irradiation devices in the BR2 reactor [Текст]: Scientific Report / Belgian Nuclear Research Centre. – Mol, Belgium, 2005. – NT.57 /D089023/01/LV.
 35. Бекмагамбетова Б.Е., Вурим А.Д., Иркимбеков Р.А., Сураев А.С. Динамика температурного поля реактора ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2018. – Вып. 1. С. 25–30.
 36. M. Verwerft [et al.], OMICO [Текст]: Final Report of 5th EURATOM Framework Programme Contract / Belgian Nuclear Research Centre. – Mol, Belgium, 2007. – FIKSCT-2001-00141.
 37. Bailly, J [et al.], Presentation of the SCARABEE programme [Текст]: Presentation / Safety Working Group of the Coordinating Committee for Fast Reactors. – Brussels, 1973.
 38. Бэйллино, Дж. Исследовательский комплекс SCARABEE: Основные характеристики и программа экспериментов [Текст] / Дж. Бэйллино, А. Таттегрейн, Ж. Саруль. // Атомная техника за рубежом. – 1981. – №7. – С. 24–32.
 39. Ижутов, А.Л. Разработка и усовершенствование методик определения тепловой мощности и выгорания топлива в исследовательском реакторе МИР.М1: автореф. дис. канд. техн. наук: 05.14.03 / Ижутов Алексей Леонидович. – Димитровград, 2008. – 25 с.
 40. Методика расчета энерговыделения и выгорания топлива в каналах реактора МИР.М1 [Текст]: методические указания / НИИАР; разработ.: А.Л. Ижутов, Ю.А. Кушнир. – Димитровград, 1994 – Рег. №74–94 ЦСМ. – 0229804912.
 41. Методика расчета тепловой мощности твэлов в экспериментальных каналах водяных петель реактора МИР.М1 [Текст]: методические указания / НИИАР; разработ.: А.Л. Ижутов, Н.П. Матвеев, В.А. Овчинников. – Димитровград, 1995. – Рег. №41–95. – 0229804912.
 42. Методика определения суммарной мощности твэлов при испытаниях в ПУ реактора МИР [Текст] : методические указания / НИИАР. – Димитровград, 1998.
 43. Алексеев, А.В. Методы испытаний в реакторе МИР топлива ВВЭР при переходных и аварийных режимах [Текст] / А.В. Алексеев [и др.] // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2007. – №3. – Вып. 1. – С. 83–91.
 44. Алексеев, А.В. Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР-1000 в режиме аварии с вводом положительной реактивности [Текст]: автореф. дис. канд. техн. наук: 05.14.03 / Алексеев Александр Вениаминович. – Димитровград, 2011. – 24 с.
 45. Wiesenack, W. Irradiation Test of Mox Fuel in the Halden Reactor and the Analysis of Measured Data With the Fuel Performance Code COSMOS [Текст] / Wolfgang Wiesenack, Byung-Ho Lee, Dong-Seong Sohn // Nuclear Engineering and Technology. – 2005. – vol.37(4). – pp. 317–326.
 46. Karb, E.H. In-pile Tests at Karlsruhe of LWR Fuel-Rod Behavior During the Hetup Phase of a LOCA [Текст] / E.H. Karb // Nuclear Safety. – 1980. – vol. 21(1). pp. 26–37.
 47. K. Reichardt, W. Krug, J. Seferiadis, Irradiation Tests on Fuel Rods and Plates at the FRJ-2 Research Reactor [Текст] / In Proceedings of symposium Multipurpose Research Reactor. – Julich GmbH, Julich, FRG., 1988. – p. 211–213.
 48. High flux reactor (HFR) Petten [Текст]: Characteristics of the installation and the irradiation facilities / European Communities-Joint Research Centre. – 2005.
 49. D.C. Crawford, R.W. Swanson, A.E. Wright, R.E. Holtz, RIA Testing Capability of the Transient Reactor Test Facility [Текст]: Report of Argonne National Laboratory. – XA9953250, p. 99–109.
 50. Fuketa, T. Behavior of high burn-up PWR fuels during simulated reactivity-initiated accident conditions [Текст] / T. Fuketa [et al.] // TopFuel–2006. – European Nuclear Society, Salamanca, Spain. – 2006. – pp. 279–283.
-

51. Vityuk V., Vurim A. Method for determining the energy parameters in pulse reactor experiments // *Annals of Nuclear Energy*. – 2019. – Vol. 127. – pp. 196–203.
52. Vityuk V.A., Vurim A.D., Kotov V.M., Pakhnits A.V. Determination of the parameters for fuel assembly tests in a pulsed graphite reactor // *Atomic Energy*. – 2016. – Vol. 120, No. 5. – pp. 323–327.
53. Ohnishi, N Evaluation of Effective Energy Deposition in Test Fuel during Power Burst Experiment in NSRR [Текст] / Nobuaki Ohnishi, Teruo Inabe // *Journal of Nuclear Science and Technology*. – 1982. – vol. 19(7). pp. 528–542.

ҚУАТТЫ ИМПУЛЬСТІК ӨЛШЕУ РЕЖИМІНДЕ РЕАКТОРЛЫҚ СЫНАҚТАРДЫҢ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ ПАРАМЕТРЛЕРІН АНЫҚАУДЫҢ ТӘЖІРИБЕЛІК ӘДІСТЕРІ

¹⁾ В.А. Витюк, ¹⁾ А.Д. Вурим, ^{1,2)} Г.А. Витюк

¹⁾ «Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығы» РМК, Курчатов, Қазақстан

²⁾ Д. Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік техникалық университеті, Өскемен, Қазақстан

Мақалада зерттеу реакторларында сыналған отындары твэлдерінің қуат пен энергия шығаруын анықтайтын тәжірибелік әдістерге шолу берілген. Қуат өзгерісінің тұрақсыз сипаты бар импульсті реакторлық сынақтар тәжірибесінде сәтті қолдануға болатын тәсілдерге баса назар аударылды. Әр түрлі әдістерге салыстырмалы талдау жасалады, олардың артықшылықтары мен кемшіліктері көрсетіледі. Өтпелі және апаттық жағдайдағы ядролық энергетикалық реакторлар отынының әрекетін зерделеуге бағытталған импульсті графитті реакторда (ИГР) сынау тәжірибесінде қарастырылған тәсілдерді қолдану бойынша ұсыныстар жасалады.

PRACTICAL METHODS FOR DETERMINING THE ENERGY PARAMETERS OF REACTOR TESTS IN THE PULSE POWER MODE

¹⁾ V.A. Vityuk, ¹⁾ A.D. Vurim, ^{1,2)} G.A. Vityuk

¹⁾ RSE “National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan”, Kurchatov, Kazakhstan

²⁾ D. Serikbayev East Kazakhstan Technical University, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan

The article provides an overview of existing practical methods for determining the power and energy release in fuel of fuel rods tested in research reactors. Emphasis is placed on approaches that can be successfully used in the practice of pulsed reactor tests with the unsteady character of power changes. A comparative analysis of various methods is carried out, their advantages and disadvantages are reflected. Recommendations are formulated on the application of the considered approaches in the practice of testing in a pulsed graphite reactor (IGR), aimed at studying the behavior of the fuel of nuclear power reactors in transient and accident conditions.