

УДК 621.039.5

ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТА МОЩНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ НА ИГР

Жанболатов О.М., Иркимбеков Р.А.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье рассмотрены различные методики расчета мощности элементов экспериментального устройства. Проведен сравнительный анализ положительных и отрицательных сторон каждой методики, представлены способы расчета и границы применимости. Разработка методик расчета энергетических параметров установки является важной задачей для развития экспериментальной физики реакторов.

ВВЕДЕНИЕ

Реактор ИГР [1] является исследовательским реактором с уникальными нейтронно-физическими характеристиками. Одним из направлений научных изысканий является моделирование различных аварийных ситуаций, способных произойти на реакторах и оценка возникающих повреждений. Для решения подобных вопросов необходимо проведение высокоточных экспериментальных исследований.

Одним из главных критериев эффективности эксперимента является знание динамики распределения энерговыделения в активной зоне самого реактора, в топливе и конструкционных материалах экспериментального устройства. Данная характеристика важна для определения допустимых границ, при которых обеспечивается безопасность хода эксперимента. Проблема с распределением мощности становится особенно актуальной в случае отсутствия или ограничения охлаждения различных испытываемых элементов.

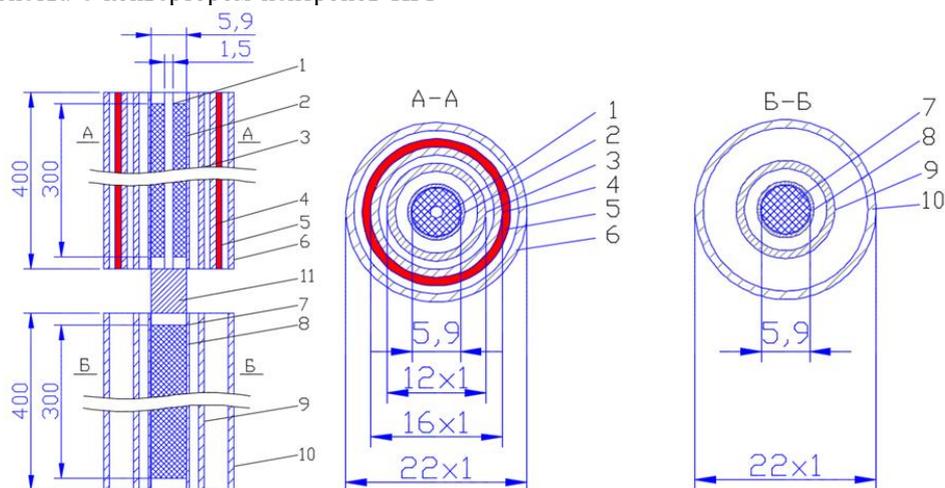
Данная работа ставит целью сравнения существующих расчетных методик для получения достоверных значений диаграммы мощности топлива и конструкционных материалов. На примере экспериментального устройства с конвертором нейтронов ИГР

[2–5], исследовано энерговыделение в ампуле, основным предназначением которой является защита корпуса реактора в случае аварийных ситуаций. Это является необходимым как для обеспечения безопасности проведения эксперимента, так и для достижения целей испытания.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО

На рисунке 1 представлены геометрия и размеры элементов экспериментального устройства. Поглотитель нейтронов конвертора выполнен из природного кадмия. Низкая температура плавления кадмия потребовала введения тракта его охлаждения. Тракты теплоносителя тепловыделяющих сборок раздельные с идентичной геометрией по газовому потоку.

ТВЭЛы обеих сборок набираются из топливных таблеток типа БН-350, высота топливного столба в обоих ТВЭЛх одинакова и равна 300 мм. Топливные таблетки из диоксида урана расположены в оболочке, которая представляет собой стальную трубку с размерами 6,9×0,4 мм. С торцов ТВЭЛы закрываются заглушками. Центр верхнего ТВЭЛ находится на высоте +800 мм относительно центра активной зоны, середина нижнего ТВЭЛ совпадает с центром активной зоны.



1 – топливо 17%; 2 – оболочка «быстрого» твэла; 3 – рубашка охлаждения «быстрого» твэла; 4 – тепловой экран; 5 – кадмиевый поглотитель; 6 – корпус теплового твэла; 7 – топливо 0,27%; 8 – оболочка теплового твэла; 9 – рубашка охлаждения теплового твэла; 10 – корпус теплового твэла, 11 – фиксатор

Рисунок 1. Эскиз конструкции испытательной секции

При этом у каждого твэла есть свои отличительные конструктивные особенности. Верхний твэл содержит топливные таблетки из диоксида урана массой около 80 г с обогащением 17 % по ^{235}U , конвертер тепловых нейтронов в быстрые (кадмиевая трубка). Нижний твэл не содержит кадмиевого поглотителя и набирается из топливных таблеток из диоксида урана массой около 86 г с обогащением 0,27 % по ^{235}U .

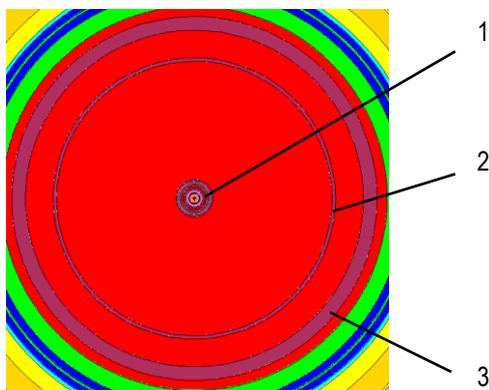
В обоих твэлах между топливными таблетками в нижней, средней и верхней частях твэлов устанавливаются активационные детекторы из никелевой фольги в виде диска диаметром 5,9 мм, толщиной 0,1 мм.

Испытательная секция помещается в защитный корпус с ловушкой расплава. Ловушка представляет собой стальной стакан с наружным диаметром 158 мм и высотой 250 мм. К торцу стакана приварен стальной корпус. Корпус представляет собой обечайку с наружным диаметром 167 мм и толщиной 1,5 мм. Ловушка устанавливается внутрь защитной ампулы и предназначена для защиты стенок внутреннего корпуса ампулы от перегрева во время эксперимента.

Защитная ампула представляет собой сварную конструкцию из стали, состоящую из цилиндрической обечайки, фланца и эллиптического днища. Основная задача ампулы – защита стенок ампулы реактора НА228 от высокотемпературного воздействия частей испытательного устройства.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И ПРОГРАММЫ

Управление реактором при проведении эксперимента основано на знании зависимости мощности в исследуемом устройстве и в реакторе. Для определения энергетических параметров топлива и конструкционных материалов экспериментального устройства с учетом нагрева графитовой кладки реактора ИГР, был выполнен ряд нейтронно-физических расчетов с помощью программы *MCNP5* [6] с библиотеками ядерных констант *ENDF/B-VII*.



1 – испытательная секция, 2 – защитный корпус с ловушкой расплава, 3 – защитная ампула

Рисунок 2. Объединенная модель ИГР и экспериментального устройства для нейтронно-физического расчета

При проведении расчетов использовалась модель реактора ИГР [7], детально описывающая реальную конструкцию, и учитывающая неравномерность распределения концентрации урана в объеме активной зоны. Моделирование ЭУ осуществлялось с соблюдением основных размерно-материальных характеристик. Объединенная расчетная нейтронно-физическая модель экспериментального устройства с конвертером нейтронов и ИГР, описывающая конструкцию и последовательность планируемых событий в эксперименте изображена на рисунке 2. В центральный экспериментальный канал ИГР помещена испытательная секция экспериментального устройства с конвертером нейтронов (поз. 1), защитный корпус с ловушкой расплава (поз.2) и защитная ампула WF (поз. 3).

МЕТОДИКИ РАСЧЕТА МОЩНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА

Для расчета энергетических параметров экспериментальных устройств применялись методики, основанные на различных предположениях и допущениях о свойствах поля нейтронов в реакторе. С развитием вычислительного оборудования методики развивались и сейчас можно выделить следующие типы применяемых методик расчета мощности экспериментальных устройств, применявшихся за последние 20 лет.

Методика 1. Базовая методика расчета мощности элементов экспериментального устройства

Простейшей методикой расчета диаграммы мощности топлива или элемента экспериментальной сборки является расчет его удельной мощности по отношению к мощности реактора в начальных условиях проведения эксперимента. Полученное соотношение мощностей предполагается неизменным в течение эксперимента [8].

Расчет выполняется для холодного состояния активной зоны реактора (294 К). Кроме расчетов, как правило, выполняется физический пуск реактора с макетом экспериментального устройства для измерения мощности ядерного топлива. Эти два метода дают хорошее согласие между собой. Простота методов позволяет сделать минимум расчетов в короткие сроки и дает возможность для технико-экономического обоснования пуска. Но для отработки условий проведения экспериментов точности этих методов недостаточно.

Методика 2. Расширенная методика расчета мощности экспериментального устройства с учетом разогрева активной зоны

Данная методика является расширением методики 1. Отличием является проведение серии нейтронно-физических расчетов реактора с экспериментальным устройством [9]. Серия расчетов включает первый расчет согласно методике 1 и дополнительные расчеты горячего состояния реактора в различные

моменты пуска. По опыту подготовки экспериментов для этого достаточно расчета десяти состояний реактора. Эти состояния характеризуются положением органов регулирования и средней температурой активной зоны, которая соответствует интегральной мощности. Интерполяция результатов позволяет построить гладкую функцию мощности исследуемого экспериментального устройства и реактора. Это позволяет учесть изменение соотношения мощности экспериментального устройства и реактора при подготовке эксперимента. В зависимости от расположения и композиции исследуемого образца, это соотношение может колебаться в небольших пределах, монотонно увеличиваться или иметь форму параболы в период проведения пуска.

Такой подход позволяет улучшить достоверность получаемых результатов, но для этого требуется в десять раз больше вычислительной мощности и дополнительные мероприятия по подготовке расчетных моделей.

Методика 3. Дополнительная методика расчета мощности реактора с учетом запаздывающего энерговыделения

Энергия ядерных реакций имеет множество составляющих. Значительная доля энергии ядерных реакций преобразуется в тепло не сразу, а после серии распадов активных ядер продуктов деления и продуктов активации. Около 180,88 МэВ преобразуется в тепло за одну миллисекунду после деления ядра урана-235. До 16 МэВ излучаются с падающей интенсивностью в течение длительного времени. Также в реакторе имеются дополнительные источники тепловой энергии, которые образуются при активации ядер нейтронами. В различных реакторах этот вклад может достигать 5 % от энергии деления урана-235.

Механизм расчета мощности с учетом запаздывающего энерговыделения во многом схож с механизмом расчета запаздывающих нейтронов. Стоит отметить, что это не имеет ничего общего с самими запаздывающими нейтронами, максимальное время жизни которых исчисляется секундами. Выделение энергии от распада продуктов деления и активации длится годами, но около половины этой энергии будет выделено в течение десятков секунд. За характерное время пусков на реакторе ИГР.

Методика также является расширением методики 1 и отличается проведением дополнительного нейтронно-физического расчета с учетом запаздывающего выделения энергии. На данный момент результаты расчетов использовались для проведения кинетических расчетов пуска реактора ИГР, учета вклада запаздывающего энерговыделения в разогрев активной зоны и для оценки влияния запаздывающего энерговыделения на элементы экспериментального устройства.

Разработанный подход позволяет улучшить достоверность получаемых результатов, но для выполнения требуется проведение дополнительного расче-

та с использованием новейшего программного продукта – *MCNP6*.

Методика 4. Продвинутое методика расчета мощности элементов экспериментального устройства.

Данная методика объединяет две предыдущие методики и является завершением разработки методики учета доли запаздывающей мощности при подготовке и анализе реакторных экспериментов.

В рамках методики проводится серия расчетов, включенных в расширенную методику и дублирование этих расчетов с учетом запаздывающего выделения энергии. Расчет множества параметров – отношение мгновенной и запаздывающей мощности реактора и экспериментального устройства – показывает, что каждый из них подвержен изменению в ходе эксперимента. В результате расчетов получается набор из четырех массивов, которые включают в себя данные для различных элементов экспериментального устройства. Их обработка возможна только с использованием специально разработанного программного обеспечения.

На сегодня данная методика позволяет получить наиболее достоверные данные о распределении выделения энергии в экспериментальном устройстве. Ее внедрение для обоснования безопасности проведения экспериментов является безоговорочным прогрессом при решении задач, связанных с расчетным сопровождением реакторных экспериментов.

Ввиду сложности, методика требует в 20 раз больше вычислительной мощности по сравнению с базовой методикой, наличие программы *MCNP6*, поддержки специальной программы для обработки результатов и наличие квалифицированных кадров.

Экспериментальные методики определения энергетических параметров.

Отдельно хочется отметить, что в филиале «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК также существуют и развиваются экспериментальные методики по измерению выделяемой энергии в устройстве во время испытательных пусков реактора. Данные методики позволяют оценить энергетические параметры экспериментальных устройств на основе измерений без разогрева активной зоны или с проведением серии пусков с разогревом активной зоны и экспериментального устройства. Один из подходов к решению задачи определения энергетических параметров испытываемых устройств, основан на использовании результатов измерений теплофизических параметров и решении уравнения теплового баланса [10]. Все подходы также отличаются качеством измерений и количеством затрачиваемых ресурсов.

РАСЧЕТ ДИАГРАММЫ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА ИГР ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПУСКА

Эксперимент с конвертором нейтронов ИГР имеет свои специализированные задачи. Для получения необходимых результатов исследования было реше-

ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТА МОЩНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ НА ИГР

но выбрать режим работы «импульс» с максимальным интегральным энерговыделением 5,2 ГДж. Рассчитав отношение энерговыделений по методике 1, была принята предварительная диаграмма реактора со стационарной мощностью 5,2 МВт, позволяющая получить оптимальную диаграмму мощности в испытываемых твэлах, учитывая теплофизические характеристики.

Для более детального расчета графика изменения мощности ИГР во времени была создана программа на языке *Visual Basic.Net* в программном комплексе *Microsoft Visual Studio* моделирующая точечную кинетику ИГР. Программа моделирует диаграмму мощности реактора ИГР с учетом движения группы стержней регулирования, и рассчитывает нейтронно-физические параметры пуска, такие как поток нейтронов, мгновенная и запаздывающая мощность реактора, интеграл мощности реактора. Для расчета полной мощности используется система дифференциальных уравнений, учитывающая изменение концентрации источников запаздывающего энерговыделения и система констант для математического описания процесса превращения запаздывающего энерговыделения в тепловую энергию материалов активной зоны и конструктивных элементов испытываемых устройств [11]. Математический алгоритм расчета мощности представлен в [12]. С помощью программы расчета точечной кинетики была смоделирована следующая диаграмма, представленная на рисунке 3.

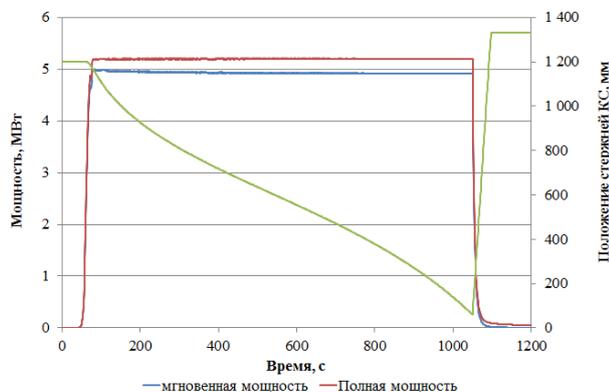


Рисунок 3. Диаграмма мощности реактора в эксперименте

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ МОЩНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ УСТРОЙСТВА

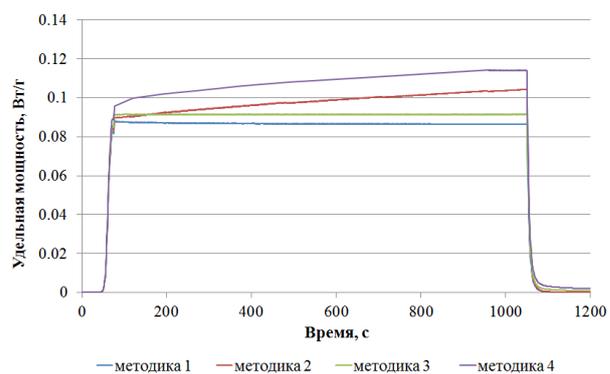
Были проведены нейтронно-физические расчеты диаграммы мощности ампулы и защитного корпуса с использованием всех четырех расчетных методик. Это позволяет наглядно сравнить различие в результатах расчета при учете различных физических процессов в реакторе.

Результаты расчетов энерговыделения представлены таблице, диаграммы мощностей изображены на рисунке 4. Учитывая отсутствие системы охлаждения ампулы и защитного корпуса с ловушкой распла-

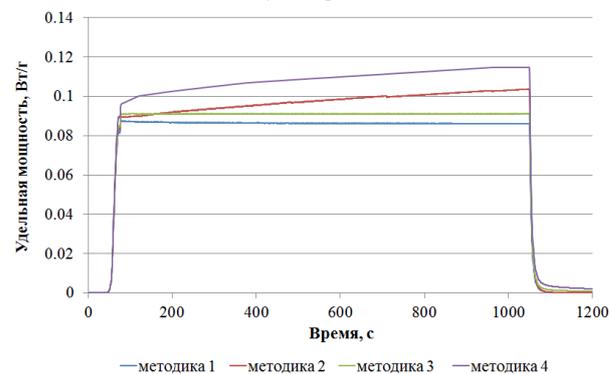
ва, пренебрежение дополнительным энерговыделением подвергает опасности перегрева защитной ампулы.

Таблица. Сравнение значений по методикам

Номер методики	Интегральное удельное энерговыделение, МДж/г	
	Ампула WF	Защитный корпус с ловушкой расплава
1	86,6	87,3
2	96 (+10,8 %)	96,5 (+10,5 %)
3	90,5 (+5 %)	91,9 (+5,2 %)
4	107 (+23,5 %)	110,3 (+26,3 %)



а) ампула



б) защитный корпус

Рисунок 4. Сравнение расчетных методик по нахождению диаграммы удельной мощности объектов экспериментального устройства

Выводы

На сегодняшний день с помощью методики 4 получаются наиболее близкие к реальности расчетные данные по энерговыделению в испытываемом устройстве. Использование данной методики повышает точность работ по обоснованию безопасного проведения экспериментов на ИГР. В целом, использование комплексных методов, использующих различные способы математического и компьютерного моделирования, на порядок улучшают представительность расчетов.

Несмотря на значительный прогресс в получаемых результатах имеется множество неучтенных факторов, которые могут повлиять на результаты экспери-

мента. Пренебрежение распределением температурного поля активной зоны реактора при проведении нейтронно-физических расчетов дает погрешность при расчете горячего реактора около 1–2 $\beta_{эфф}$ [13]. Разогрев реактора на 1000 °С приводит к удлинению органов регулирования и активной зоны в самых горячих областях на 10 мм.

Следующие шаги улучшения качества расчетного моделирования экспериментов на реакторе ИГР будут связаны с более детальным рассмотрением нестационарных нейтронно-физических и тепловых процессов, происходящих в объеме активной зоны реактора. На сегодня нет предпосылок, что следующие улучшения расчетных методик покажут дополнительный вклад в

энерговыведение экспериментальных устройств. Поэтому методика 4 может считаться завершенной с точки зрения потребностей в проведении нейтронно-физических расчетов для обоснования безопасности конструкций экспериментальных устройств. Однако дальнейшее развитие методик позволит проводить детальный анализ реакторных экспериментов на ИГР.

Данная работа выполнена в рамках мероприятия «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан на 2018–2020 годы», бюджетной программы «Развитие атомных энергетических проектов», тема «Исследование поведения твэлов быстрых реакторов в тяжелых авариях».

ЛИТЕРАТУРА

1. Курчатov И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / Курчатov И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. и др. // Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463–474.
2. Котов В.М., Жанболатов О.М. Конвертер нейтронов для испытания твэлов быстрых реакторов. // Патент на изобретение РК № 33207 от 15.10.2018, бюл. № 40.
3. Котов В.М., Жанболатов О.М. Конвертер нейтронов ИГР для испытаний твэлов быстрых реакторов / Котов В.М., Жанболатов О.М. // Вестник НЯЦ РК. – 2017. – № 1(69). – С. 98–102.
4. Котов В.М. Изучение возможности проведения экспериментов в реакторе ИГР с твэлом на быстрых нейтронах / Котов В.М., Жанболатов О.М. // Вестник НЯЦ РК. – 2018. – № 4(76). – С. 18–21.
5. Котов В.М. Конвертер тепловых нейтронов в быстрые реактора ИГР. / Котов В.М., Жанболатов О.М. // V Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». Москва, 2–5 октября 2018, АО «НИКИЭТ». С. 336–342.
6. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code: Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
7. Вурим А.Д., Котов В.М., Иркимбеков Р.А. и др. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов. // А.с. № 2738 РК, 27.12.2016.
8. Определение распределения энерговыведения в канале ID3 реактора ИГР / Л.К. Жагипарова, Р.А. Иркимбеков // Актуальные вопросы мирного использования атомной энергии: доклады международной конференции-конкурса молодых ученых и специалистов. Алматы, 06–08 июня 2012 г. – Алматы, 2012. – С. 179–189.
9. Энерговыведение в модельной ТВС при тепловых испытаниях в импульсной реакторной установке: дис. канд. физ.-мат. наук.: 01.04.14: защищена 07.10.16 / Р. А. Иркимбеков. – НИТПУ. – Томск, 2016. – 129 с.
10. Методика определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов: дис. канд. физ.-мат. наук.: 01.04.14: защищена 28.12.13 / В.А. Витюк. – НИ ТПУ. – Томск, 2013. – 129 с.
11. Жанболатов О.М. Моделирование точечной кинетики реактора ИГР с учетом временного распределения выделенной энергии деления / Жанболатов О.М., Иркимбеков Р.А. // Вестник НЯЦ РК. – 2019. – № 3. – С. 59–61.
12. Алгоритм решения математической модели точечной кинетики с учетом запаздывающего энерговыведения / Жанболатов О.М., Бакланова О.Е. // 6 Международная научно-техническая конференция студентов, магистрантов и молодых ученых «Творчество молодых инновационному развитию Казахстана», Усть-Каменогорск, 9–10 апреля 2020 г.
13. Иркимбеков Р.А. Исследование зависимости значений температурного коэффициента реактивности от физического состояния активной зоны реактора ИГР / Иркимбеков Р.А., Вурим А.Д. // Вестник НЯЦ РК. – 2012. – № 3. – С. 31–37.

ИГР РЕАКТОРДАҒЫ ТЕСТЕРІНІҢ ТӘЖІРИБЕЛІК ҚҰРЫЛЫМЫНЫҢ ЭЛЕМЕНТТЕРІН ЭСЕПТЕУ ТӘРТІБІ

О.М. Жанболатов, Р.А. Иркимбеков

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатov, Қазақстан

Мақалада тәжірибелік құрылғы элементтерінің қуатын есептеудің әртүрлі әдістері сипатталған. Әр әдістеменің жағымды және жағымсыз жақтарына салыстырмалы талдау жасалады, есептеу әдістері мен қолдану шектері келтірілген. Орнатыңыздың энергетикалық параметрлерін есептеу әдістерін жасау тәжірибелік реактор физикасын дамыту үшін маңызды міндет болып табылады.

**FEATURES OF POWER CALCULATION OF EXPERIMENTAL DEVICE ELEMENTS
FOR REACTOR TESTS IN THE IGR**

O.M. Zhanbolatov, R.A. Irkimbekov

Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The article describes various methods for calculating the power of elements of an experimental device. A comparative analysis of the positive and negative sides of each methodology is carried out, methods of calculation and the limits of applicability are presented. The development of methods for calculating the energy parameters of the assembly is an important task for the development of experimental reactor physics.