

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-2-27-33>

УДК 621.039.5

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА ИВГ.1М

**Е. Б. Нуржанов^{1*}, В. С. Гныря¹, А. С. Азимханов¹, И. К. Дербышев¹, И. В. Прозорова¹,
Р. А. Иркимбеков¹, Ю. А. Попов¹, В. А. Витюк²**

¹ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

² РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Курчатов, Казахстан

*E-mail для контактов: nurerlan@mail.ru

Актуальность исследования связана с безопасностью управления ядерной установкой. Определение температурного коэффициента реактивности (ТКР) экспериментальным путем представляет собой довольно сложную задачу. Одна из основных трудностей заключается в разогреве реактора от двух (или более) источников тепла с различной температурой в течение продолжительного времени, достаточного для изотермического разогрева всех частей реактора. Доказательством изотермического разогрева реактора может быть выравнивание температуры теплоносителя в раздаточном коллекторе (на входе в реактор) и в сливном коллекторе (на выходе из реактора) в течение времени, достаточного для стабилизации критического состояния реактора и соответственно положения регулирующих органов.

Суть метода исследования связана с тем, что при проведении эксперимента по определению ТКР были созданы условия, при которых исключались барометрический (гидродинамический) и мощностной эффекты, влияющие на реактивность исследовательского реактора.

Значимость результатов заключается в том, что для реактора ИВГ.1М ТКР, один из важных параметров оценки безопасности, был определен экспериментальным путем после конверсии реактора с высокообогащенного (ВОУ) на низкообогащенный уран (НОУ) топливо.

Ключевые слова: реактор ИВГ.1М, реактивность, температурный коэффициент реактивности.

ВВЕДЕНИЕ

ТКР очень важен для безопасности и устойчивости ядерных реакторов. Правильное определение этого параметра экспериментальными или аналитическими методами очень важно для достижения безопасной и эффективной эксплуатации реактора [1–4].

На исследовательском реакторе ИВГ.1М [5–7] успешно завершены работы по конверсии топлива с высокообогащенного на НОУ. Работы проводились в рамках программы по минимизации использования высокообогащенного урана и снижения риска незаконного распространения делящихся ядерных материалов, которые могут быть использованы для создания оружия массового уничтожения.

Активная зона исследовательского реактора сконструирована тридцатью водоохлаждаемыми технологическими каналами с топливом, содержащим 19,75% ²³⁵U, разработанными и изготовленными Научно-исследовательским институтом «НПО Луч» Российской Федерации в рамках соглашения между Национальным ядерным центром Республики Казахстан и Аргонской национальной лабораторией Соединенных Штатов Америки.

Для увеличения скорости охлаждения теплоносителя и сокращения времени межпускового периода была разработана и внедрена система охлаждения теплоносителя реактора (СОТР). СОТР подключена к существующей системе охлаждения реактора ИВГ.1М [8].

В период с 31 марта по 05 мая 2022 года (первый этап) и с 24 мая по 15 августа 2022 года (второй этап) проведен физический пуск исследовательского реактора с новой активной зоной.

Физический пуск включал в себя выполнение задач по загрузке реактора НОУ топливом, выполнению реактора теплоносителем, достижению первого критического состояния на новой активной зоне, калибровке датчиков системы управления и защиты (СУЗ), исследованию радиационной обстановки на КИР «Байкал-1» на физических уровнях мощности реактора, определения активации теплоносителя и выхода продуктов деления из твэлов физических макетов водоохлаждаемый технологический канал (ВОТК).

В период с 27 октября 2022 года по 18 мая 2023 года проведен энергетический пуск исследовательского реактора, в ходе которого выполнены следующие задачи: определение основных теплогидравлических, нейтронно-физических параметров реактора и технологических каналов, калибровка штатных датчиков СУЗ по результатам измерений теплотехнических параметров, исследования выхода продуктов деления и радиационные исследования.

Результаты физических и энергетических пусков подтвердили правильность конструктивных и технических решений, принятых для проведения конверсии исследовательского реактора ИВГ.1М, и были утверждены регулирующим органом, Комитетом атомного и энергетического надзора и контроля Министерства энергетики Республики Казахстан.

В ходе проведенных исследований были определены эффекты, влияющие на изменение реактивности в течение работы реактора на мощности, одним из которых является температурный эффект реактивности. Оценка данного эффекта проводилась путем определения ТКР, представляющего собой отношение приращения реактивности к приращению температуры реактора при постоянстве всех остальных характеристик.

Определение ТКР является важным для безопасной эксплуатации реактора и позволяет оператору СУЗ оперативно прогнозировать поведение реактора при заданных изменениях температуры теплоносителя [9–11].

1. ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР ИВГ.1М И ЕГО СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ

Исследовательский реактор ИВГ.1М – гетерогенный корпусной ядерный реактор на тепловых нейтронах с легководными теплоносителем и замедлителем, и бериллиевым отражателем нейтронов.

Активная зона реактора представляет собой набор из 30 ВОТК с тепловыделяющие сборки (ТВС). ВОТК расположены в три кольцевых ряда: 12 каналов в первом и втором ряду с ТВС высотой 800 мм, 18 каналов в третьем ряду с ТВС высотой 600 мм.

Конструкцией и логикой управления СУЗ реактора предусмотрено совмещение функций аварийной защиты, автоматического и ручного регулирования исполнительными органами барабанного типа – регулирующими барабанами (РБ). В таблице 1 представлены некоторые характеристики реактора после конверсии.

Таблица 1. Параметры реактора после конверсии

Параметр	Значение
Проектная мощность, МВт	60
Номинальная мощность, МВт	10
Эффективный диаметр, мм	548
Количество ВОТК, шт.	30
Максимальный запас реактивности, $\beta_{эфф}$	$8,3 \pm 0,2$
Эффективность РБ, $\beta_{эфф}$	$11,2 \pm 0,3$
Эффективность системы компенсации реактивности, $\beta_{эфф}$	$3,5 \pm 0,1$

Система охлаждения исследовательского реактора по классификации системы реактора является системой нормальной эксплуатации, важной для безопасности. В основу проекта контура охлаждения заложены следующие основные принципы:

- контур выполнен по замкнутой схеме с принудительной циркуляции теплоносителя в контуре;
- дистанционное управление оборудованием и арматурой;
- обеспечение взрывобезопасных условий при выделении радиолитического водорода в газовом объеме сливной емкости.

Время работы основного контура определяется параметрами, заложенными в программу эксперимента, и ограничено запасами и температурой воды в сливной емкости. На случае нештатных ситуаций предусмотрена предупредительная и аварийная сигнализация, а также формирование сигнала на срабатывание аварийной защиты реактора по следующим параметрам: снижение расхода на выходе из ВОТК, снижение давления на выходе из ВОТК, повышение температуры на выходе из ВОТК, снижение давления в раздаточном коллекторе.

В состав основного контура охлаждения входят оборудование и трубопроводы: насосная группа; байпас насосов; сливная емкость; входной участок; узлы отвода воды; система слива воды из реактора.

Насосная группа обеспечивает подачу воды в реактор на всех режимах ее работы, для обеспечения заданного расхода воды в контуре. В насосную группу входят: три насоса 4МСК-10, два насоса ЦНГ-70М-1 (ЦНГ №№1, 2), трубопроводы обвязки насосов с запорной арматурой (рисунок 1). При штатной работе реактора, охлаждение реактора первоначально осуществляется насосами ЦНГ-70М-1 с производительностью до 5 кг/с. Теплоноситель из сливной емкости по трубопроводу подачи дистиллята насосами ЦНГ-70М-1 подается в напорный, а затем в раздаточный коллектор.

Раздаточный коллектор представляет собой заглушенную с одного торца трубу, в которую вварены патрубки трубопроводов для подвода воды к реактору. Другим торцом раздаточный коллектор соединяется с корпусом фильтра. Вода из раздаточного коллектора по четырем трубопроводам поступает на охлаждение петлевого канала, отражателя, центральной сборки и в крышку реактора. При включении более производительных насосов 4МСК-10 с производительностью до 67 кг/с, насосы ЦНГ-70М-1 автоматически отсекаются от напорного коллектора обратным клапаном и работают по своей байпасной магистрали.

Пройдя через реактор, большая часть воды, через окна в верхней части технологических каналов, поступает для охлаждения тепловыделяющих сборок в ВОТК. Оставшаяся часть воды поступает в полость теплового экрана, откуда поступает в сливной коллектор, а из него по магистральному сливному трубопроводу в сливную емкость. Из ВОТК теплоноситель через узлы отвода воды по трубопроводам, имеющим расходозадающие и расходомерные участки, поступает в коллектор, сливной коллектор и через магистральный трубопровод в сливную емкость.

Большая часть воды, поступающей в крышку реактора, сливается по трубопроводу в промежуточную емкость и оттуда откачивается насосами ЦНГ-70М-1 №№ 3, 4, 5 в сливную емкость. Остальная часть воды проходит внутрь реактора, где смешивается с основным потоком воды.

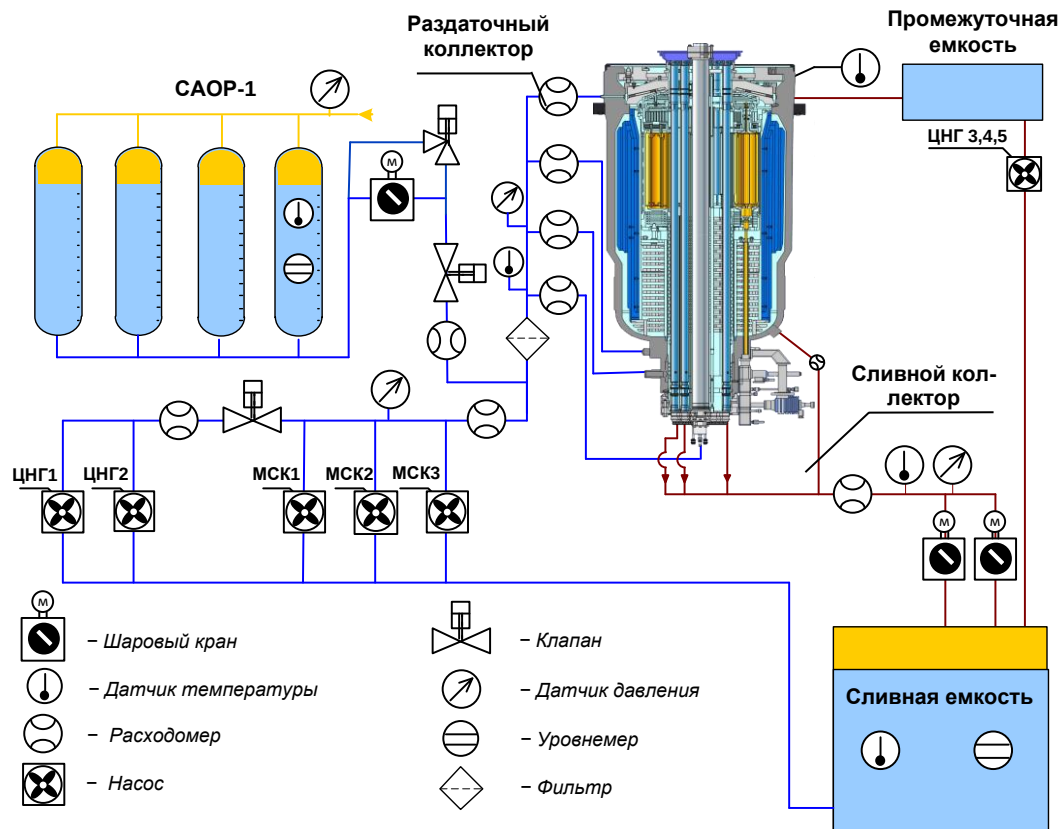


Рисунок 1. Упрощенная схема системы охлаждения реактора ИВГ.1М

Сливная емкость предназначена для хранения необходимого запаса воды и представляет собой резервуар объемом 1500 м³, облицованный изнутри листовой сталью 12Х18Н10Т.

Система аварийного охлаждения реактора (САОР) является защитной системой безопасности. В состав САОР входят четыре емкости общим объемом 200 м³. САОР предназначена для хранения аварийного запаса воды при нормальных режимах работы реактора ИВГ.1М и охлаждения ТВС в аварийных режимах, связанных с обесточиванием (потерей питания) или прекращением подачи воды в реактор от насосной группы. САОР обеспечивает подачу воды в реактор с давлением до 1,5 МПа и расходом до 91 кг/с.

САОР срабатывает при обесточивании, выходе из строя одного или нескольких из насосов 4МСК-10, при самопроизвольном закрытии вентиля на всасывание или напоре насосов 4МСК-10, разрыве напорного коллектора насосов 4МСК-10. Во всех рассматриваемых случаях уменьшается расход или совсем прекращается подача воды в реактор насосами основного контура охлаждения. При этом САОР автоматически переводится из режима готовности в режим функционирования. САОР работает по принципу вытеснительной системы. При падении давления в напорном коллекторе насосов «равновесное» состояние нарушается, обратный клапан закрывается давле-

нием от четырех емкостей САОР и производится аварийное расхолаживание реактора.

2. МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ

Температурный коэффициент реактивности (ТКР) $\alpha(t)$ определяется как отношение приращения реактивности ΔR к приращению температуры ΔT [12]:

$$\alpha(t) = \Delta R / \Delta T. \quad (1)$$

При этом предполагается, что все части реактора имеют одинаковую температуру и одинаковое приращение температуры по всему реактору. Одна из основных трудностей при измерениях ТКР заключается в реализации изотермического разогрева всех частей реактора [13]. При проведении эксперимента по определению температурного эффекта и ТКР основная задача заключается в стабилизации всех параметров реактора после изменения температуры в реакторе. Доказательством стабилизации параметров реактора может быть стабилизация критического состояния реактора и соответственно положения регулирующих органов на минимально контролируемом уровне (МКУ) мощности.

Метод определения ТКР на реакторе ИВГ.1М заключается в разогреве реактора до температуры T_1 после подачи теплоносителя из емкости №1 (сливная емкость) и стабилизации параметров реактора и, за-

тем, охлаждении реактора до температуры T_2 после подачи теплоносителя из емкости № 2 (САОР 1) с последующей стабилизацией параметров реактора. В ходе эксперимента должна быть обеспечена регистрация температуры в раздаточном коллекторе и в сливном коллекторе, регистрация положения РБ. Расчет ТКР проводится по формуле (2):

$$\text{TKP} = (\text{RM}_2 - \text{RM}_1) / (T_2 - T_1), \quad (2)$$

где RM_1 , RM_2 – запас реактивности реактора при температуре реактора T_1 и T_2 . Запас реактивности реактора определяется по регулировочной кривой РБ.

3. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Перед проведением реакторного эксперимента были обеспечены следующие условия:

- объем теплоносителя в сливной емкости реактора составил 1200 м^3 , температура теплоносителя составила $32,4 \text{ }^\circ\text{C}$;
- объем воды в емкостях САОР составил 120 м^3 , температура воды составила $20,6 \text{ }^\circ\text{C}$ (температура окружающей среды);
- информационная измерительная система регистрирует показания контрольно-измерительных приборов и основных параметров стенда с частотой 10 раз в секунду.

При проведении эксперимента по определению ТКР были созданы условия, при которых исключались барометрический (гидродинамический) и мощностной эффекты, влияющие на реактивность исследовательского реактора. Мощность реактора поддерживалась на МКУ мощности 1 кВт, исключаящем влияние мощностного эффекта реактивности на результаты эксперимента. Для изменения температуры реактора в отличие от [14, 15] была обеспечена прокачка теплоносителя через реактор от двух разных источников: сливная емкость с температурой воды $31,5^\circ\text{C}$ и емкостей САОР с температурой воды $20,6 \text{ }^\circ\text{C}$. Запас реактивности реактора при различных температурах определялся при одинаковых барометрических условиях: при прокачке через реактор теплоносителя насосной группой ЦНГ-70М-1.

Эксперимент по определению ТКР реактора ИВГ.1М был реализован в следующей последовательности:

1. Проверена готовность систем реактора к проведению эксперимента, обеспечено охлаждение реактора от насосной группы ЦНГ-70М-1 с расходом до 5 кг/с .
2. Реактор выведен на МКУ мощности (1 кВт).
3. Включена прокачка теплоносителя от трех насосов 4МСК-10 с расходом до 65 кг/с для уменьшения времени выравнивания температуры теплоносителя во всех полостях исследовательского реактора до температуры воды в сливной емкости. При этом на всем протяжении эксперимента поддерживался стабильный уровень мощности реактора 1 кВт.
4. После выравнивания температуры теплоносителя в раздаточном коллекторе и в сливном коллек-

торе, включена прокачка теплоносителя через реактор от двух насосов ЦНГ-70М-1 для исключения барометрического эффекта реактивности и фиксации положения РБ.

5. С целью минимизации гидравлического удара на напорный коллектор и обратный клапан при переводе охлаждения реактора от емкостей САОР, первоначально обеспечено охлаждение реактора от трех насосов 4МСК-10, а только затем включена подача теплоносителя от емкостей САОР реактора.

6. После выравнивания температуры теплоносителя в раздаточном коллекторе и в сливном коллекторе с температурой воды в емкостях САОР, включена прокачка воды от насосной группы ЦНГ-70М-1 для исключения барометрического эффекта реактивности и фиксации положения РБ.

При проведении эксперимента, как уже упоминалось выше, проводилась регистрация параметров реактора, таких, как температура теплоносителя в раздаточном коллекторе и в сливном коллекторе, давление и расход теплоносителя, а также положение РБ.

4. РЕЗУЛЬТАТЫ

Результаты эксперимента представлены в таблице 2. В таблице приведены начальная и конечная температуры T_1 и T_2 , положение РБ – показания счетчика числа шагов РБ для первой и второй точки (S_1 , S_2), запас реактивности (RM), изменение запаса реактивности (ΔR). ТКР рассчитан по формуле (3) ниже.

Таблица 2. Результаты эксперимента

	Время	T , $^\circ\text{C}$	Положение РБ на МКУ (S), шаг	RM , β_{eff}
МКУ 1	11:08	31,5	3125	$4,475 \pm 0,004$
МКУ 2	11:28	20,6	3180	$4,253 \pm 0,004$
Разница	–	$-10,9$	55	$-0,222 \pm 0,008$

$$\begin{aligned} \text{TKP} &= (4,475 - 4,253) / (31,5 - 20,6) = \\ &= 0,0204 \pm 0,0012 \text{ (b}_{\text{eff}} / ^\circ\text{C}) \end{aligned} \quad (3)$$

Как видно из результатов, при проведении эксперимента удалось обеспечить разность температур в реакторе до $10,9 \text{ }^\circ\text{C}$. ТКР был определен в рамках одного эксперимента, что позволило исключить погрешности в определении запаса реактивности. Результаты определения ТКР для этого эксперимента можно считать наиболее достоверными.

Ниже на рисунке 3 приведены диаграммы изменения параметров реактора в ходе эксперимента: температура в раздаточном коллекторе ($T(\text{in})$), средняя температура в сливном коллекторе ($T(\text{out})$), расход теплоносителя от насосов и от вытеснительной системы САОР1 (Q), показания счетчика числа шагов РБ (N). Для создания одинаковых условий эксперимента был осуществлен переход от насосов 4МСК-10 и САОР1 на расход от насосов ЦНГ-70М-1. Таким образом, положение РБ определялось после стабилизации реактора в моменты времени $\sim 11:08$ и $\sim 11:28$.

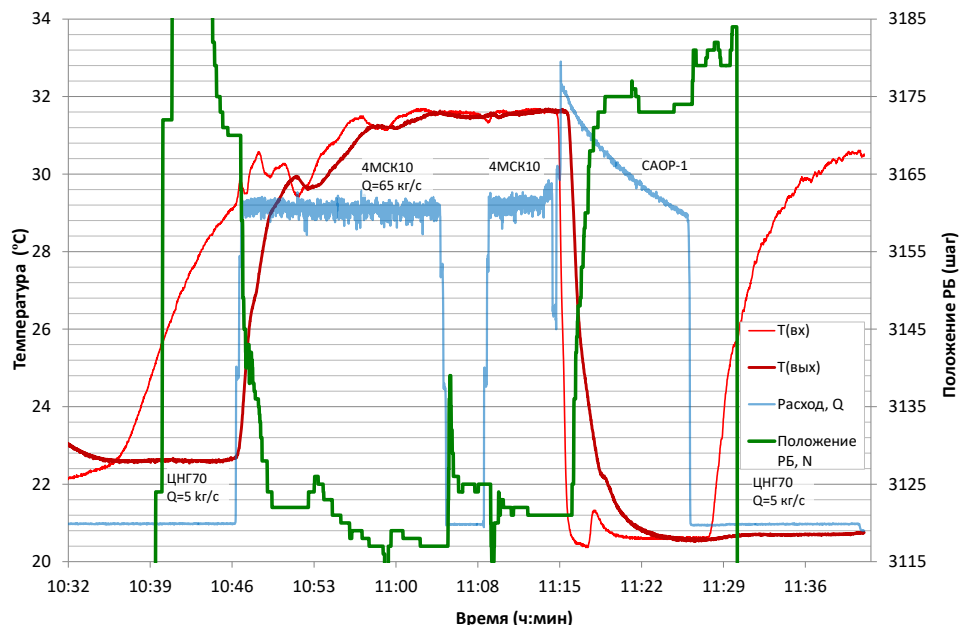


Рисунок 3. Диаграмма изменения параметров реактора на эксперименте

5. ОБСУЖДЕНИЕ

Реактор ИВГ.1М имеет гетерогенную структуру распределения топлива в активной зоне, и при работе на мощности в ее объеме устанавливается неравномерное температурное поле. Обширное число сопутствующих явлений и зависящих от изменения температуры теплоносителя затрудняет получение значения ТКР. К таким явлениям относятся: процесс установления теплового равновесия между всеми элементами активной зоны, изменение сечений взаимодействия с нейтронами, изменение плотности теплоносителя, конструкционных материалов активной зоны и отражателя.

При проведении эксперимента использованы все имеющиеся возможности фильтрации параметров, влияющих на реактивность: давления, мощности и времени установления теплового равновесия. Последний параметр оказывает существенное влияние на результаты измерения ТКР. По результатам эксперимента получено положительное значение ТКР, равное $0,0204 \pm 0,0012 \beta_{\text{eff}}/^\circ\text{C}$. Заметим, что положительный ТКР реактора ИВГ.1М с НОУ топливом получен с таким же знаком, что и для реактора с ВОУ топливом.

Но следует особо подчеркнуть, что при работе реактора на мощности достигается иное стационарное распределение температуры по активной зоне и отражателю. Процесс связан с особенностью охлаждения активной зоны: холодный теплоноситель, проходя через межканальное пространство и отражатель, дает возможность поддерживать низкую температуру бериллиевых блоков реактора. Далее теплоноситель поступает в ВОТК, где он достигает максимальной температуры. Спиралевидная конструкция твэлов обеспечивает эффективный отвод тепла, в связи с чем температура твэлов превышает температуру теп-

лоносителя не более чем на 2°C . В итоге, реактор ИВГ.1М с НОУ топливом имеет отрицательный мощный эффект реактивности, что позволяет безопасно управлять реактором.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На реакторе ИВГ.1М проведен эксперимент по определению ТКР. При проведении эксперимента был обеспечен изотермический разогрев всех частей реактора. Доказательством этого является стабилизация температуры теплоносителя в раздаточном коллекторе и в сливном коллекторе, стабилизация критического состояния реактора и, соответственно, положения регулирующих органов на МКУ мощности.

Для исключения барометрического (гидродинамического) и мощностного эффектов реактивности определение запаса реактивности реактора при различных температурах в реакторе проводилось во время охлаждения реактора малым расходом от насосной группы ЦНГ-70М-1.

При проведении эксперимента удалось обеспечить разность температур в реакторе до $10,9^\circ\text{C}$. ТКР был определен в рамках одного эксперимента, что позволило исключить погрешности неравноточных измерений в определении запаса реактивности. Результаты определения ТКР для этого эксперимента можно считать наиболее достоверными. ТКР составил $0,0204 \pm 0,0012 \beta_{\text{eff}}/^\circ\text{C}$.

Работа выполнена при финансовой поддержке Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Проект программно-целевого финансирования BR21882185 «Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан»).

ЛИТЕРАТУРА / REFERENCES

1. da Silva, R. C. Experimental Estimation of Moderator Temperature Coefficient of the IPEN-MB-01 Reactor // Brazilian Journal of Radiation Sciences. – 2019. – Vol. 7(2B (Suppl.)). <https://doi.org/10.15392/bjrs.v7i2B.615>
2. M. Yari, A. Lashkari, S.F. Masoudi, M. Hosseinipannah, Three dimensional analysis of temperature effect on control rod worth in TRR // Nuclear Engineering and Technology. – 2018. – Vol. 50. – Issue 8. – P. 1266–1276. <https://doi.org/10.1016/j.net.2018.07.020>
3. M Yang, Axial power distribution control in fast nuclear reactor based on proportional spatial-derivative method // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 150. P. 107800. ISSN 0306-4549, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107800>
4. O. Safarzadeh, F. Saadian-Derakhshandeh, A.S. Shirani, Calculation of reactivity coefficients with burn-up changes for VVER-1000 reactor // Progress in Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 81. – P. 217–227. ISSN 0149-1970, <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2015.02.006>
5. Sabitova, R.; Popov, Y.; Irkimbekov, R.; Prozorova, I.; Derbyshev, I.; Nurzhanov, E.; Surayev, A.; Gnyrya, V.; Azimkhanov, A. Results of Experiments under the Physical Start-Up Program of the IVG.1M Reactor // Energies. – 2023. – Vol. 16. – P. 6263. <https://doi.org/10.3390/en16176263>
6. Svetachev S.N., Popov Yu.A., Sabitova R.R., Bedenko S.V., Prozorova I.V., Medetbekov B.S. Experimental studies of fission product release from model fuel elements at the physical start-up of the IVG.1M research reactor // Applied Radiation and Isotopes. – 2023. – P. 111023. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2023.111023>
7. Сабитова Р.Р., Попов Ю.А., Иркимбеков Р.А., Прокурова И.В., Беденко С.В. Расчетные и экспериментальные данные о профиле энерговыделения в ТВС реактора ИВГ.1М после снижения обогащения топлива // Вестник НЯЦ РК. – 2023. – No. 1. – P. 83–87. [Sabitova R.R., Popov Yu.A., Irkimbekov R.A., Prozorova I.V., Bedenko S.V. Calculated and experimental data on energy release profile in the fuel assembly of the IVG.1M reactor after fuel enrichment reduction // NNC RK Bulletin. – 2023. – No. 1. – P. 83–87. (In Russ.)]. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2023-1-83-87>
8. Сериккан, Е. Е. Исследования оптимизации системы охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М / Е. Е. Сериккан, У. П. Козтаева // Молодые лидеры - 2017: Материалы II Международного конкурса выпускных квалификационных и курсовых работ, Казань, 15 мая 2017 года / Научный редактор А.В. Гумеров. – Казань: «Рокета Союз», 2017. – С. 79–81. – EDN YQNDSP. [Serikkan, E. E. Issledovaniya optimizatsii sistemy okhlazhdeniya teplonositelya reaktora IVG.1M / E. E. Serikkan, U. P. Koztaeva // Molodye lidery - 2017: Materialy II Mezhdunarodnogo konkursa vypusknkh kvalifikatsionnykh i kursovykh rabot, Kazan', 15 maya 2017 goda / Nauchnyy redaktor A.V. Gumerov. – Kazan': "Roketa Soyuz", 2017. – P. 79–81. – EDN YQNDSP. (In Russ.)]
9. Wang L, Chen B. and Yao D. Reactivity temperature coefficient evaluation of zirconium hydride fuel element in power reactor // Nucl. Eng. Des. – 2013. – Vol. 257. – P. 61–65.
10. Surian Pinem et al. Reactivity Coefficient Calculation for AP1000 Reactor Using the NODAL3 Code // J. Phys.: Conf. Ser. – 2018. – Vol. 962. – P. 012057. <https://doi.org/10.1088/1742-6596/962/1/012057>
11. Yasuda, H., Akino, F., Yamane, T., & Kaneko, Y. Measurements of temperature coefficient of reactivity of the VHTRC-1 core by the criticality method (IWGGCR-24) // International Atomic Energy Agency (IAEA). – 1991.
12. Duderstadt, J.J., Hamilton, L.J. Nuclear Reactor Analysis. – Wiley & Sons, New York. – 1976.
13. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы в физике реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 272 с. [Kazanskiy Yu.A., Matusevich E.S. Eksperimental'nye metody v fizike reaktorov. – Moscow: Energoatomizdat, 1984. – 272 p. (In Russ.)]
14. Rose Mary Gomes do Prado Souza, Amir Zacarias Mesquita. Measurements of the isothermal, power and temperature reactivity coefficients of the IPR-R1 TRIGA reactor // Progress in Nuclear Energy. – 2011. – Vol. 53. – Issue 8. – P. 1126–1131. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2011.06.010>
15. D.K. Mohapatra, P. Mohanakrishnan. Moderator temperature effect on reactivity in light water moderated experimental reactors // Annals of Nuclear Energy. – 2000. – Vol. 27. – Issue 11. P. 969–983. [https://doi.org/10.1016/S0306-4549\(99\)00104-8](https://doi.org/10.1016/S0306-4549(99)00104-8)

ИВГ.1М РЕАКТОРЫНЫҢ РЕАКТИВТІЛІГІНІҢ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ КОЭФФИЦИЕНТІН ЭКСПЕРИМЕНТТІК АНЫҚТАУ

**Е. Б. Нуржанов^{1*}, В. С. Гныря¹, А. С. Азимханов¹, И. К. Дербышев¹, И. В. Прокурова¹,
Р. А. Иркимбеков¹, Ю. А. Попов¹, В. А. Витюк²**

¹ ҚР ҰАО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

² «Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы» РМК, Курчатов, Қазақстан

*Байланыс үшін E-mail: nurerlan@mail.ru

Зерттеудің өзектілігі ядролық қондырғыны басқару қауіпсіздігімен байланысты. Реактивтіліктің температуралық коэффициентін (РТК) эксперименттік жолмен анықтау өте күрделі мәселе. Негізгі қиындықтардың бірі-реактордың барлық бөліктерін изотермиялық қыздыру үшін жеткілікті ұзақ уақыт бойы әртүрлі температурадағы екі (немесе одан да көп) жылу көздерінен реакторды жылыту. Реактордың изотермиялық қызуының дәлелі тарату коллекторындағы (реакторға кіре берісте) және ағызу коллекторындағы (реактордан шығуда) салқындатқыштың температурасын реактордың критикалық жай-күйін және тиісінше реттеуші органдардың жағдайын тұрақтандыру үшін жеткілікті уақыт ішінде теңестіру болуы мүмкін.

Зерттеу әдісінің мәні РТК анықтау бойынша эксперимент жүргізу кезінде зерттеу реакторының реактивтілігіне әсер ететін барометрлік (гидродинамикалық) және қуатты әсерлер алынып тасталатын жағдайлар жасалғандығымен байланысты.

Нәтижелердің маңыздылығы ИВГ.1М реакторы үшін РТК қауіпсіздігін бағалаудың маңызды параметрлерінің бірі, реакторды жоғары байытылған ураннан (ЖБУ) төмен байытылған (ТБУ) отынға түрлендіргеннен кейін эксперименттік жолмен анықталды.

Түйін сөздер: ИВГ.1М реакторы, реактивтілік, реактивтіліктің температуралық коэффициенті.

EXPERIMENTAL DETERMINATION OF THE TEMPERATURE COEFFICIENT OF THE IVG.1M REACTOR REACTIVITY

Ye. B. Nurzhanov^{1*}, V. S. Gnyrya¹, A. S. Azimkhanov¹, I. K. Derbyshev¹, I. V. Prozorova¹, R. A. Irkimbekov¹, Yu. A. Popov¹, V. A. Vityuk²

¹ Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

² RSE “National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan”, Kurchatov, Kazakhstan

*E-mail for contacts: nurerlan@mail.ru

The relevance of the study is related to the of nuclear control safety. Determining the temperature coefficient of reactivity (TCR) experimentally is a rather difficult problem. One of the main difficulties is to heat up the reactor from two (or more) heat sources with different temperatures for a long time, sufficient for the isothermal heating of all reactor parts. The proof of the reactor isothermal heating may be the equalization of the coolant temperature in the distribution header (at the reactor inlet) and in the drain header (at the reactor outlet) for a time sufficient to stabilize the reactor critical state and the position of the regulatory authorities accordingly.

The essence of the study method is related to the fact that during the experiment to determine the TCR, the conditions were created under which barometric (hydrodynamic) and power effects affecting the research reactor reactivity were excluded.

The significance of the results is the fact that the TCR, one of the important safety assessment parameters for the IVG.1M reactor, was determined experimentally after the reactor was converted from highly enriched (HEU) to low enriched uranium (LEU) fuel.

Keywords: IVG.1M reactor, reactivity, temperature coefficient of reactivity.