

процессы переноса излучения, с которыми они имеют одну физическую природу [9]. Параллельный ввод и вывод исходных данных и результатов моделирования посредством оптических сигналов позволяет параллельно выполнять операции конвергенции и дивергенции входных и выходных сигналов, а также операции межузловой связи НПЭ с перемножением входных сигналов на вектор весовых коэффициентов связи.

Таким образом, показано, что при решении задач переноса нейтронов с применением нейросете-

вых структур требуются новые подходы к разработке методов решения и построения на их основе новых алгоритмов, ориентированных на решение такого класса задач на специализированных процессорах. При выборе принципов построения нейросетевых алгоритмов решения задач переноса нейтронов предложены сеточно-лучевые модели переноса нейтронов, и на их основе разработаны сеточно-лучевые нейросетевые процессоры с сеточно-лучевой структурой для решения такого класса задач.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов / Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1974. – 494 с.
2. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1978. – Т. 1. – 397 с.
3. Галанин А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 416 с.
4. Вычислительные методы в физике реакторов / Ред. Х. Гринспен и др.; Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1972. – 370 с.
5. Марчук Г.И., Лебедев В.И. Численные методы в теории переноса нейтронов. – М.: Атомиздат, 1971. – 496 с.
6. Марчук Г.И. Методы вычислительной математики. – М.: Наука, 1980. – 456 с.
7. Уоссермен Ф. Нейрокомпьютерная техника / Пер. с англ. – М.: Мир, 1992. – 237 с.
8. Галушкин А.И. Теория нейронных сетей. – М.: Издательское предприятие редакции журнала «Радиотехника», 2000. – 416 с.
9. Лавренюк А.Ф. Основы математического моделирования нейтронно-физических процессов в нейросетевом базисе. – Томск: Изд-во ТГУ, 1998. – 196 с.

УДК 621.039.5

### ВОЗМОЖНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПАКЕТА ПРИКЛАДНЫХ ПРОГРАММ SCALE ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЁТОВ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

П.М. Гаврилов, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.Б. Чуканов, М.В. Антоненко, В.Н. Нестеров\*, И.В. Шаманин\*

ФГУП "Сибирский химический комбинат", г. Северск

\*Томский политехнический университет

E-mail: nesterov@phtd.tpu.edu.ru

*Приведены результаты нейтронно-физических расчетов канальных уран-графитовых реакторов с применением программ TRI-FON, WIMS-D4, MCU-RFFI/A и SCALE. Рассмотрены эффекты и случаи, представляющие наибольший интерес в физике и технике ядерных реакторов и определяющие степень ядерной безопасности установок в ходе эксплуатации. В их число вошли: температурные эффекты реактивности; эффекты отравления Xe и потери теплоносителя для ячеек с высокообогащенным ураном; наличие неоднородностей при различных состояниях полячейки; эффективность канала с высокообогащенным ураном; эффект обезвоживания для различных вариантов компоновки полячейки. Определено радиальное распределение поля энерговыделения в твэле в случае его эксцентричного расположения в технологическом канале. Проведен сравнительный анализ полученных по различным программам результатов и дается заключение о возможности использования программы SCALE в качестве альтернативного пакета прикладных программ при проведении теоретических нейтронно-физических исследований канальных уран-графитовых реакторов.*

#### Введение

Проведение инженерных нейтронно-физических расчётов имеет важное практическое значения при выработке решений технического и технологического характера, связанных с реакторным производством, обращением с делящимися материалами и облученным ядерным топливом. На Сибирском химическом комбинате (СХК) имеется опыт использования программы CELL [1], предназначенной для расчёта ячейки активной зоны, и программы НЕМ-3 [2], с помощью которой возможно проведение 3-

мерного расчёта модельной полячейки или реактора в целом. Также используется хорошо известная в отечественной практике (РНЦ "Курчатовский институт") программа WIMS-D4. Основным назначением программы WIMS-D4 являются нейтронно-физические расчёты в одно- и двухмерной геометрии, включая расчёт выгорания топлива. Ее применение совместно с НЕМ-3 позволяет оценивать эффективность стержней управления и защиты (СУЗ) различной конструкции. Для расчётов эффектов реактивности и расчёта выгорания в одномерной ци-

линдрической геометрии в настоящее время на СХК также применяется программа TRIFON, рекомендованная Институтом теоретической и экспериментальной физики РАН. Перечисленные программы имеют жёсткие ограничения на геометрические характеристики расчётной модели, так как в их основе лежит решение систем конечно-разностных представлений уравнения диффузии на фиксированных пространственных сетках. Параметры сеток, определяющие геометрию элементарных расчетных ячеек, таковы, что моделируются нейтронно-физические характеристики решеток, образованных элементами только правильной геометрической формы. В то же время деформация графитовой кладки после почти 40 лет эксплуатации обуславливает существенное отличие реальной решётки от классической расчётной модели, например, за счет радиально-азимутальной деформации. Кроме этого, программа НЕМ-3 не позволяет с достаточной точностью оценить аксиальное распределение нейтронного потока в ячейках со сложной аксиальной схемой загрузки даже там, где используется композиция всего из двух элементов, например, из блоков с высокообогащённым ураном и холостых алюминиевых блоков.

В 2000 г. Тихоокеанская Северо-Западная Национальная лаборатория (PNNL) США в рамках технической помощи передала СХК программный комплекс SCALE 4.4a. Программа SCALE является международно-признанной инженерной программой для расчётов, связанных с ядерной и радиационной безопасностью хранилищ и транспортных контейнеров с облучённым ядерным топливом и ядерными делящимися материалами. Она применяется при проведении нейтронно-физических расчётов, расчётов изотопного состава облучённого топлива, анализе защиты контейнеров с ядерным топливом. SCALE включает в себя различные библиотеки констант. Наибольшее количество нуклидов содержат 44- и 238-групповые библиотеки. В ее основе лежит метод статистических испытаний (метод Монте-Карло), позволяющий проводить моделирование в таких геометриях, которые требуют неоправданных затрат на совершенствование конечно-разностных методов решения задач физики реакторов.

Известны примеры успешного применения пакета прикладных программ (ППП) SCALE при проведении нейтронно-физических расчётов тепловыделяющих сборок реакторов типа PWR и BWR. В то же время информация о применении SCALE для нейтронно-физических расчётов уран-графитовых систем с естественнометаллическим ураном крайне ограничена. Поэтому основной целью являлась оценка принципиальной возможности применения SCALE при расчётах нейтронно-физических параметров уран-графитовых сборок с естественнометаллическим и высокообогащённым ураном и получение данных, которые в дальнейшем могут быть использованы для верификации программы SCALE применительно к действующему режиму уран-графитовых реакторов СХК.

Рассматривались в основном два модуля системы SCALE – CSAS и KENO. CSAS применяется для автоматизации процедуры обработки сечений ядерно-физических процессов. Мультигрупповая программа KENO применяется для решения стационарных задач переноса нейтронов в трехмерной геометрии методом Монте-Карло.

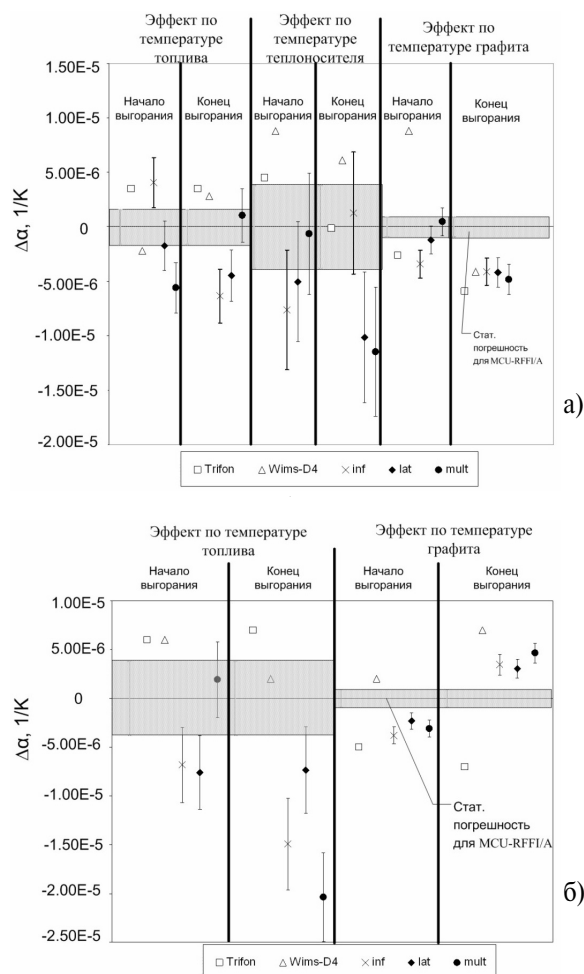
### Эффекты реактивности

В работе проведена серия нейтронно-физических расчётов при помощи ППП SCALE и результаты сопоставлены с результатами, полученными в РИЦ "Курчатовский Институт" с использованием других программ [3]. Реперными являлись результаты расчётов по прецизионной аттестованной Госатомнадзором России программе MCU-RFFI/A, основанной на использовании метода Монте-Карло для решения газокинетического уравнения Больцмана. Сравнивались расчётные значения наиболее важных с точки зрения безопасности эффектов реактивности по: температурам топлива, теплоносителя, графита, отравлению ксеноном, потере теплоносителя. С целью определения наиболее подходящего для промышленного уран-графитового реактора способа резонансной коррекции расчёт выполнялся в 3 режимах обработки сечений процессов.

На первом этапе были рассмотрены топливные ячейки двух типов. Первый тип – ячейки с естественнометаллическим ураном, определяющие основные физические свойства уран-графитовых реакторов СХК. Погрешности расчётных нейтронно-физических параметров для данной модели, в основном, обуславливают точность окончательных расчетных характеристик промышленных уран-графитовых реакторов. Второй тип – ячейки с высокообогащённым ураном. Расчеты проводились на модельной ячейке из 5 зон: сердечника твэла, оболочки твэла, кольцевого зазора твэл-труба для охлаждающей воды, трубы и графитового замедлителя. Изотопный состав выгоревшего топлива соответствовал изотопному составу, использованному в расчёте по программе MCU-RFFI/A [3].

Из результатов расчётов, представленных на рис. 1, 2, можно сделать вывод, что программа SCALE 4.4a достаточно корректно описывает основные эффекты реактивности в однородной решётке уран-графитового реактора, а отклонения результатов от MCU-RFFI/A, как правило, не выше, чем для программ TRIFON и WIMS-D4. На этих и последующих рисунках для программы MCURFFI/A и различных режимов счёта программы SCALE (inf, lat, mult) с 238-групповой библиотекой констант указана статистическая погрешность для доверительного интервала  $\sigma$ .

Расчётные значения эффектов реактивности, полученные при различных режимах корректировки сечений, в зависимости от геометрических параметров и для разных библиотек констант, в основном, согласуются в пределах статистических погрешностей.



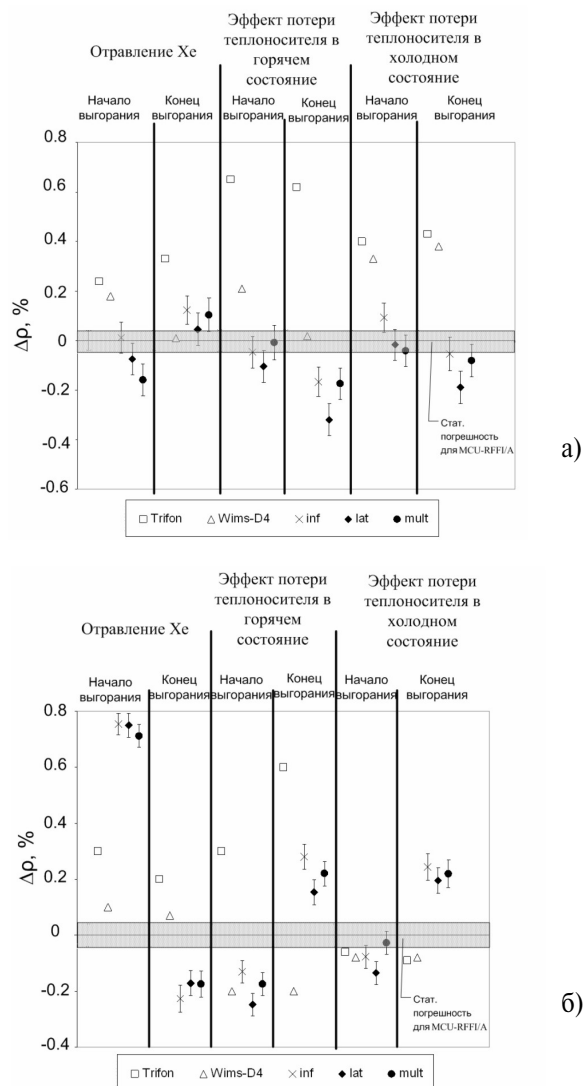
**Рис. 1.** Абсолютные отклонения от MCU-RFFI/A расчётных значений температурных эффектов реактивности, полученных при помощи программ WIMS-D4, Trifon и SCALE для топлива: а) из урана природного изотопного состава; б) из высокообогащённого урана

На втором этапе проведено сравнение программ для случая неоднородной решётки. В расчетах использовалась модель полячейки размером 4×4 (рис. 3). На границах ячейки задавалось условие трансляции. Один канал использовался для моделирования неоднородности. Все остальные каналы считались загруженными твэлами с естественнометаллическим ураном. Нейтронно-физические расчёты были выполнены для различных неоднородностей при различных состояниях полячейки.

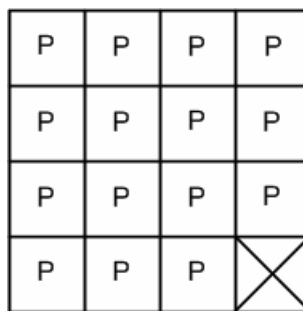
При анализе расчётных значений эффективности канала с высокообогащённым ураном (рис. 4), в основном, наблюдается согласие расчётных значений в пределах доверительных интервалов SCALE и MCU-RFFI/A.

Анализ расчётных значений эффективности канала СУЗ показал, что программа SCALE даёт хорошее согласие результатов, полученных при различных режимах счёта, с программой MCU-RFFI/A (рис. 5). Наилучшее согласие с MCU-RFFI/A при оценке эффективности канала с поглотителем было получено при

расчёте по SCALE с применением 238-групповой библиотеки констант и без учета геометрических особенностей при проведении резонансной корректировки.



**Рис. 2.** Абсолютные отклонения от MCU-RFFI/A расчётных значений отравления Xe и эффектов от потери теплоносителя для высокообогащённого урана, полученных при помощи программ WIMS-D4, Trifon и SCALE для топлива: а) из урана природного изотопного состава; б) из высокообогащённого урана



**Рис. 3.** Модельная полячейка: P – рабочие каналы, загруженные твэлами с естественнометаллическим ураном; X – технологический канал, моделирующий неоднородность

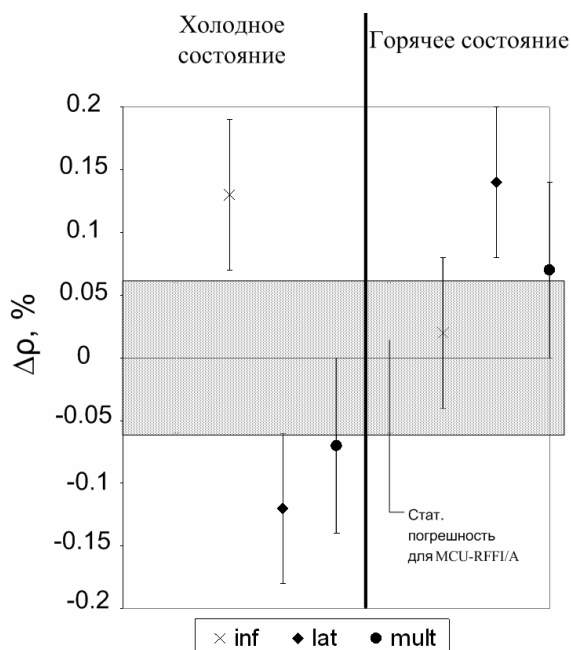


Рис. 4. Абсолютные отклонения от MCU-RFFI/A расчётных значений эффективности канала с высокообогащённым ураном, полученных при помощи программы SCALE

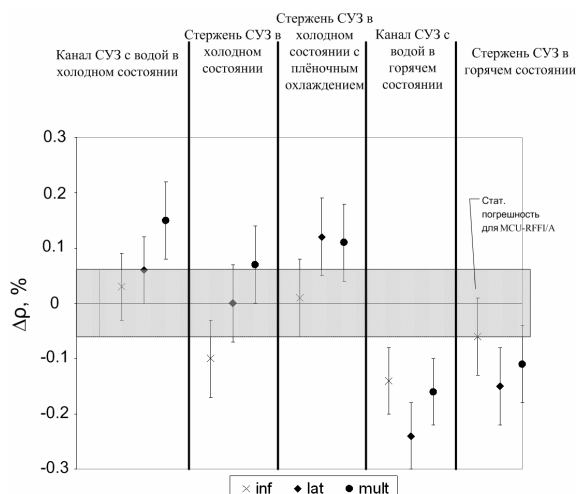


Рис. 5. Абсолютные отклонения от MCU-RFFI/A расчётных значений эффективности СУЗ, полученных при помощи программы SCALE

При расчёте горячей полиячейки в рабочем состоянии программа SCALE стабильно занижает относительно MCU-RFFI/A расчётное значение эффективности канала СУЗ, заполненного водой, давая, таким образом, результат в расчётах глубины заглушения реактора, который соответствует самому неблагоприятному сочетанию его параметров.

Значения эффектов от потери теплоносителя, рассчитанные по программе SCALE для различных схем компоновки канала, имитирующего неоднородность, при различных состояниях полиячейки (рис. 6), показали хорошее согласие с программой MCU-RFFI/A.

Можно сделать вывод, что программа SCALE даёт хорошее согласие с расчётными данными по про-

грамме MCU-RFFI/A и результатами других программ. Получено подтверждение возможности использования программы SCALE 4.4a для проведения оценочных расчётов нейтронно-физических параметров двухцелевых промышленных уран-графитовых реакторов. Наилучшее согласие с программой MCU-RFFI/A достигается при использовании программы SCALE с 238-групповой библиотекой констант. Выбор способов резонансной коррекции зависит, прежде всего, от решаемой задачи и требует дальнейших исследований. Переменный знак отклонения расчётных значений по программе SCALE различных эффектов реактивности от расчётных значений по программе MCU-RFFI/A свидетельствует о наличии особенностей у каждой из программ в реализации метода Монте-Карло или в константной базе, поэтому независимые расчёты по разным программам взаимно дополняют друг друга.

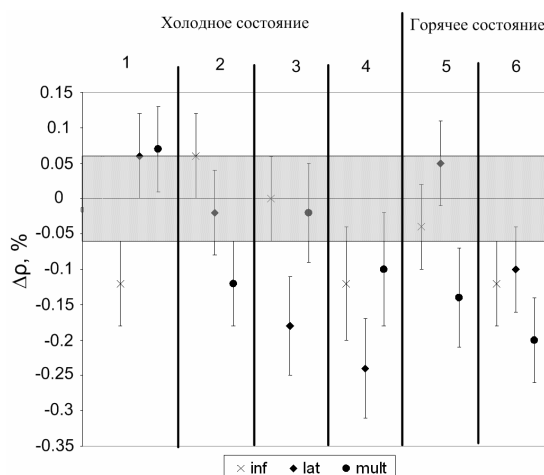


Рис. 6. Абсолютные отклонения от MCU-RFFI/A расчётных значений эффектов обезвоживания для различных вариантов компоновки полиячейки, полученных при помощи программы SCALE. Холодная полиячейка: 1) с каналом, содержащим свежезагруженный высокообогащённый уран; 2) с каналом, содержащим выгоревший высокообогащённый уран; 3) с каналом с плёночным расходом воды; 4) со стержнем СУЗ. Горячая полиячейка с каналом, содержащим высокообогащённый уран: 5) свежезагруженный; 6) выгоревший

### Расчет локальных возмущений

Был выполнен тестовый расчёт и проведены сопоставления с программами – MCU-RFFI/A и MCNP. В качестве расчётной принята модель, разработанная в РИЦ “Курчатовский институт”. Рассмотрен случай радиального смещения твэла, для которого в рамках этой модели получены результаты по распределению энерговыделения в поперечном сечении твэла. Схема разбиения сердечника на расчётные зоны представлена на рис. 7. Цифрами обозначены номера расчётных зон. Результаты расчётов, полученные при статистической погрешности 0,1...0,2 %, нормированные на максимальную мощность, для расчётных зон с 1 по 6 представлены на рис. 8.

Из этих результатов следует, что эффект смещения поля энерговыделения, обусловленный эксцентричным расположением твэла в технологическом канале, вполне отчётливо выражен в результатах расчёта по всем программам с удовлетворительным согласием на количественном уровне, причём результаты расчёта по программе SCALE лучше согласуются с MCU-RFFI/A, чем с MCNP. Различие результатов расчётов по программе SCALE при использовании различных библиотек констант незначительно.

В 60-х годах прошлого века на Горно-химическом комбинате на реакторах АД и АДЭ-2 был проведён уникальный эксперимент по определению удельной энергонапряжённости различных зон сердечника твэла с ураном природного изотопного состава. В эксперименте использовались урановые сердечники, разрезанные на две половины по оси. По всей плоскости среза прокладывалась фольга из естественнометаллического урана толщиной 0,1...0,15 мм. Собранный таким образом сердечник в дальнейшем проходил обычную технологию герметизации в алюминиевую оболочку. После химического растворения оболочки из сердечников облучённых опытных твэлов извлекалась урановая фольга. По  $\beta$ -активности вырезанных из фольги образцов оценивалось распределение энерговыделения в твэле. На рис. 9 представлены расчётное распределение энерговыделения в твэле с естественнометаллическим ураном, полученное по программе SCALE, и экспериментальные значения.

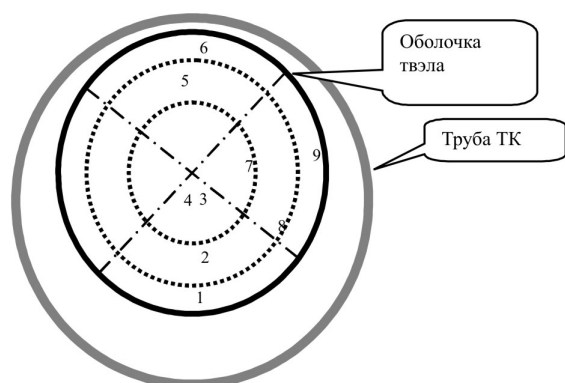


Рис. 7. Схема разбиения сердечника твэла на расчётные зоны

Таким образом, сопоставление расчётного радиального поля энерговыделения в твэле при эксцентричном расположении, полученного с использованием программы SCALE, с результатами расчётов [3] по прецизионным программам MCU-RFFI/A и MCNP показало, что SCALE даёт корректные результаты при расчёте характера распределения энерговыделения в тепловыделяющем элементе. Хорошее согласие расчётного аксиального распределения плотности энерговыделения с результатами эксперимента подтверждает возможность применения SCALE при расчётах нейтронных полей и полей энерговыделения в твэлах с сер-

дечником из естественнометаллического урана промышленных уран-графитовых реакторов.

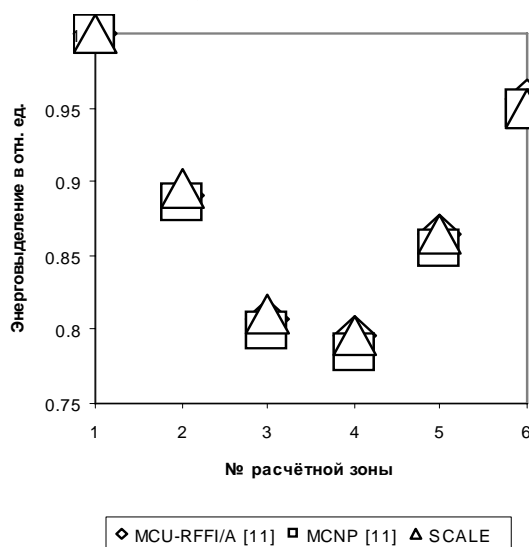


Рис. 8. Распределение энерговыделения в расчётных зонах

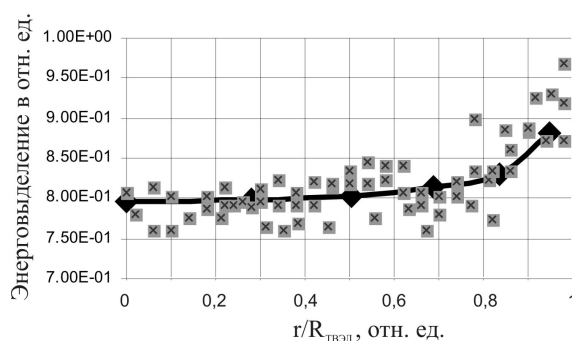


Рис. 9. Радиальное распределение плотности энерговыделения в твэле:  $\blacklozenge$  — расчётные,  $\boxtimes$  — экспериментальные значения;  $R_{\text{твэл}}$  — радиус тепловыделяющего элемента

### Заключение

1. Программа SCALE описывает основные эффекты реактивности промышленных уран-графитовых реакторов с точностью не хуже  $5 \cdot 10^{-3}$  (в единицах реактивности), чем в случае использования рекомендованных прецизионных пакетов прикладных программ MCU-RFFI/A и MCNP.
2. Рассчитанное при помощи программы SCALE поле энерговыделения в цилиндрических твэлах из природного урана в алюминиевой оболочке с точностью не хуже 8 % совпадает как с результатами расчётов по прецизионным программам MCU-RFFI/A и MCNP, так и с экспериментальными данными.

Программу SCALE можно рассматривать в качестве альтернативного (дополнительного) пакета прикладных программ при проведении теоретических нейтронно-физических исследований канальных уран-графитовых реакторов.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Иванов А.А. Программное средство CELL. Описание применения. – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 1993. – 27 с.
2. Городков С.С. Аннотация программы НЕМ-3 // Вопросы атомной науки и техники. Физика и техника ядерных реакторов. – 1984. – № 8(45). – С. 42–45.
3. Акимускин С.В., Дегтярёв А.М., Мясников А.А. и др. Сравнительные расчёты ячеек и полиячеек ПУГР по современным нейтронно-физическим программам. – М.: РНЦ «Курчатовский институт», Препринт ИАЭ-6230/4. – М., 2001. – 39 с.

УДК 621.039.564.2

## МЕРОПРИЯТИЯ ПО РАДИОМЕТРИИ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ В ГРАФИТОВЫХ КЛАДКАХ ОСТАНОВЛЕННЫХ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ СХК

А.О. Павлюк, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.И. Хвостов, М.В. Антоненко, С.Г. Котляревский, В.И. Бойко\*,  
И.В. Шаманин\*, В.Н. Нестеров\*

ФГУП "Сибирский химический комбинат", г. Северск

\*Томский политехнический университет

*Изложены содержание и ход работ по оценке количества делящихся материалов в графитовых кладках остановленных промышленных уран-графитовых реакторов. Представлены составные части расчетно-экспериментальной методики для определения массы делящихся материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках. Рассмотрены методы пробоотбора, зондирования параметров полей гамма- и нейтронного излучений. Приведено описание оборудования, необходимого для получения распределений излучений в кладках реакторов. Проведен анализ технических возможностей получения надежных экспериментальных данных по дифференциальным и интегральным параметрам полей излучений.*

### Введение

Необходимость оценки ядерной безопасности промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) обусловлена наличием в их графитовых кладках просыпей ядерного топлива, образовавшихся в результате инцидентов, связанных с разрушением топливных элементов и попаданием части топлива в графитовую кладку.

На Сибирском химическом комбинате (СХК) в начале 90-х гг. XX в. были остановлены и находятся в стадии вывода из эксплуатации три ПУГР: И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3.

Длительное облучение нейтронами фрагментов топлива в ячейках привело к образованию трансурановых элементов, что определило не только высокий уровень гамма-фона, но и наличие потоков тепловых и быстрых нейтронов. На остановленных ПУГР в районах таких ячеек были зарегистрированы источники нейтронов ( $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  и др.), имеющие значительный выход нейтронов при спонтанном делении.

В соответствии с правилами обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98) [1], для разработки правильной стратегии вывода из эксплуатации, включающей в себя выбор периода выдержки, технологии демонтажа, удаления и захоронения реакторных конструкций, проводится обследование ядерного и радиационного состояния оборудования, систем и т.д., включая:

- оценку радиационных характеристик просыпей и фрагментов ядерного топлива в графитовых

кладках, образовавшихся в результате инцидентов и оставшихся в активных зонах реакторов;

- выполнение исследований по определению масс и зон локализации просыпей ядерного топлива;
- проведение экспериментальных исследований по зондированию с целью определения активностей долгоживущих продуктов деления и зон их локализации в графитовой кладке.

Эти исследования на СХК начали проводиться совместно с Физико-энергетическим институтом (ФЭИ), Московским инженерно-физическим институтом (МИФИ), Институтом физической химии РАН (ИФХ РАН) и др. В число основных задач, решаемых специалистами СХК, входила адаптация существующих методов радиометрии и спектрометрии полей ионизирующих излучений к условиям и особенностям остановленных ПУГР.

В результате на Сибирском химическом комбинате были разработаны и внедрены методики и регламенты радиационного обследования ПУГР, которые позволяют получить необходимую информацию для разработки концепции вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов.

### Методы и применяемое оборудование

Метод гамма- и нейтронного зондирования

Для определения массы делящихся материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках ПУГР была разработана расчетно-экспериментальная методика, составными частями которой являются: