

так и импортируемых продуктов сельскохозяйственных культур (табл. 2). Видно, что косточки фруктовых деревьев богаты фосфором и азотом. В некоторых сортах косточковых содержание фосфора выше в 2 раза, чем в зерновых. Изучение аналитических характеристик методики показывает, что в диапазоне концентрации фосфора 0,1—1% погрешность определения не превышает 5%. Погрешности определения азота, как отмечалось [2], не превышают погрешности химического метода.

Таким образом, разработанная методика нейтронно-активационного анализа, основанная на применении нейтронного генератора НГ-150 и пороговых ядерных реакций $^{14}\text{N}(n, 2n)^{13}\text{N}$ и $^{31}\text{P}(n, \alpha)^{29}\text{Al}$, позволяет инструментально определять содержание азота и фосфора в зерновых, зернобобовых, крупяных и косточковых культурах. Погрешность анализа не превышает погрешности химических методов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Муминов В.А., Навалихин Л.В. Активационный анализ с использованием нейтронного генератора. Ташкент: ФАН, 1979. 152 с.

2. Мухаммедов С., Хайдаров А., Барсукова Е.Г. Определение белка в зернопродуктах методом активационного анализа с применением нейтронного генератора. — Атомная энергия, 2009, т. 106, вып. 3, с. 169—173.
3. Mukhammedov S., Khaydarov A., Osinskaya N.S., Barsukova E.G. Fast neutron activation analysis of protein in wheat. — Узбек. физ. журн., 2009, т. 11, № 1, с. 79—83.
4. Хайдаров А. Методика активационного анализа для определения азота в зернах риса. — Там же, 2008, т. 10, № 4—5, с. 343—347.
5. Мухаммедов С., Хушвактов Ж., Барсукова Е.Г. и др. Учет мешающего влияния конкурирующей реакции в нейтронно-активационном анализе. — Атомная энергия, 2010, т. 109, вып. 1, с. 57—59.
6. Schachtman D., Reid R., Ayling S. Phosphorus uptake by plants: from soil to sells. — Plant Physiol., 1998, v. 116, p. 447—453

Поступило в Редакцию 21.10.10

УДК 621.039.5.001.24

РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК ИГР

Котов В.М., Курпешева А.М., Иркимбеков Р.А. (Ин-т атомной энергии Нац. ядерного центра Республики Казахстан, г. Курчатов, Восточно-Казахстанская обл.)

Реактор ИГР эксплуатируется более 50 лет [1]. С его помощью были исследованы различные образцы техники и технологий. Совершенствуется и методология работ на реакторе. Основой совершенствования является понимание процессов, происходящих в реакторе, появление эффективных программ нейтронно-физических и теплофизических расчетов, анализ особенностей работы с различными облучаемыми объектами.

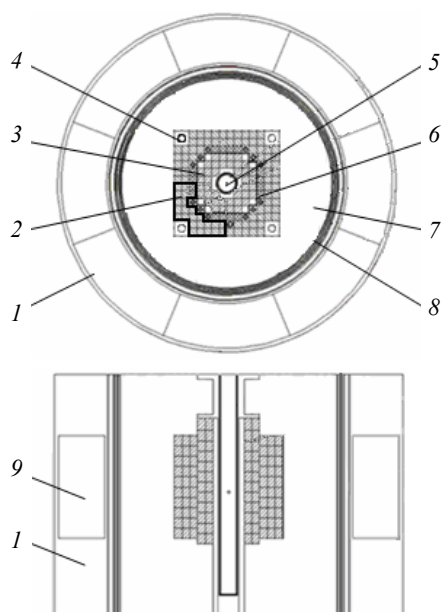
Актуальными в эксплуатации реактора являются знание изменения отношения мощности ТВС, установленной в центральном экспериментальном канале, к мощности реактора и стабильность регистрации мощности. Поставленные вопросы не могут быть решены в рамках одноточечной модели реактора. В работах [2—5] показана высокая эффективность программы [6] расчета нейтронно-физических характеристик ИГР. В работе [5] обоснована необходимость определения температурных полей кладки расчетным путем. На основе программы [6] и программы теплофизических расчетов [7] создана методика расчета динамики полей температуры и потоков нейтронов в ходе пуска ИГР.

Согласно методике длительность пуска и кладка активной зоны разбиваются на определенное число частей с условно равной температурой на каждом временном шаге, задаются исходное поле температу-

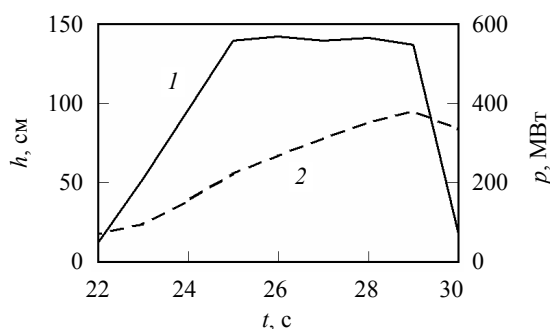
ры в элементах кладки (первого временного шага), положение органов регулирования в каждом временном шаге. В настоящее время в методику не включена задача кинетики реактора, поэтому данные о мощности в каждом временном шаге приняты фактические.

Поочередно для каждого временного шага проводили нейтронно-физические и теплофизические расчеты. С помощью нейтронно-физических расчетов на основании распределения температуры по объему кладки и положения органов регулирования находится распределение потока нейтронов. Для учета изменения сечений в графите дополнительно с помощью программного комплекса [8] рассчитывали зависимость характеристик графита от температуры с шагом 50 К. В теплофизических расчетах на основании энерговыделения определяли приращение температуры в элементах кладки активной зоны. Малое время пуска реактора позволяет считать нулевыми перетоки теплоты между ними. Так, в работе [5] показано, что время выравнивания температурного поля для ИГР составляет несколько часов.

Как правило, в начальный момент работы реактора температуру всех элементов кладки устанавливали одинаковой 300 К. Кладку активной зоны разбивали на 124 элемента по горизонтальному и вертикальному сечениям с пустым центральным экс-



Р и с. 1. Разбиение кладки ИГР: 1 — бак с водой; 2 — контрольная ячейка; 3 — активная зона; 4, 5 — боковой и центральный экспериментальный канал соответственно; 6 — стержни регулирования; 7 — отражатель; 8 — тепловые экраны; 9 — датчик нейтронного потока



Р и с. 2. Изменение мощности ИГР (1) и положение нижней кромки поглотителя регулирующих стержней (2) в пуске 164Ф-14

периментальным каналом (рис. 1). Малое изменение температуры кладки отражателя и других внешних элементов, среди которых важным является водяной бак с установленными в нем датчиками СУЗ, не влияет на изменение поля нейтронов и в тепловых расчетах не учитывается.

Пуск реактора в режиме «импульс» проводили с пустым центральным экспериментальным каналом. Время работы реактора на мощности 9 с было разбито на девять шагов (рис. 2).

Высотное распределение температуры горизонтального сечения кладки в ходе пуска существенно неравномерно, что обусловлено положением поглотителя нейтронов регулирующих стержней (в начале пуска имеется небольшая свободная зона от поглотителей в нижней части реактора, затем она распространяется вверх) и различиями утечки нейтронов вверх и вниз из активной зоны (определяется различием толщины нижнего и верхнего отражателя и возможностью выхода нейтронов через центральный экспериментальный канал). Для оценки влияния утечки на высотное распределение температуры рассчитана симметричная зона с графитовой вставкой в верхней части центрального канала (рис. 3).

Анализ рис. 4 позволяют сделать следующие выводы:

температура нагрева ячеек симметричного реактора по всей высоте больше температуры нагрева ячеек несимметричного реактора в начале пуска в среднем на 2,7%, к концу пуска на 3,3%;

к концу пуска наблюдается рост энерговыделения на 1,5—2% в верхней части активной зоны.

В целом можно сделать вывод о преобладающем влиянии на высотную несимметричность потока нейтронов регулирующих стержней СУЗ.

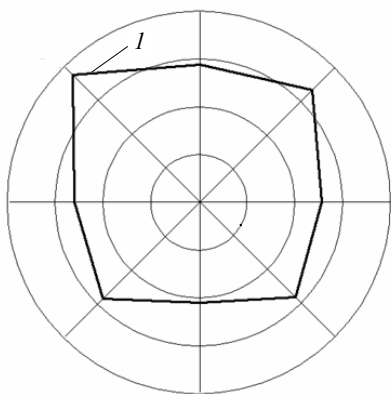


Рис. 6. Расчетное азимутальное распределение потока нейтронов (I) в водяном баке при максимальном потоке $8 \cdot 10^{-9}$

Исследовалось изменение в ходе пуска отношения мощности ТВС к мощности реактора как отношение интенсивности делений в ТВС и активной зоне (рис. 5). Расчетное и экспериментальное отношение мощностей для данного пуска можно описать соотношением $(W_{\text{ТВС}}/W_{\text{ИГР}})_k / (W_{\text{ТВС}}/W_{\text{ИГР}})_0 = 1,1 \pm 0,01$. Индексы k и 0 соответствуют концу и началу пуска. Экспериментальные данные получены измерением тепловой мощности ТВС и мощности реактора по показаниям датчиков СУЗ.

Исследование взаимосвязи потоков нейтронов в водяном баке, где размещены датчики СУЗ, с мощностью реактора осложняется большим различием потоков в активной зоне и баке, необходимостью получения значимой статистики в районе расположения датчиков. Погрешность определения потоков в области датчиков составляла 1% при отношении среднего потока в активной зоне к среднему потоку в области датчиков $5 \cdot 10^5$.

Расчетное отношение скорости деления нейтронов в активной зоне к скорости их поглощения в области размещения датчиков СУЗ для начального и конечного временных участков пуска 164Ф-24 показало его увеличение на 4,4%.

На рис. 6 видна большая неравномерность азимутального распределения потока нейтронов в баке (24-я секунда пуска 164Ф-14). Отношение максимального потока к среднему равно 1,31. Максимальный поток $7,5 \cdot 10^{-9}$ расположен по радиусу, на котором находится боковой экспериментальный канал. Изменение азимутального распределения для разных временных участков пуска незначительно $\sim 1\%$, т.е. близко к расчетной ошибке.

Таким образом, разработанная методика расчета импульсного теплоемкостного реактора имеет хорошее согласие с экспериментальными данными. Она позволяет исследовать помимо приведенных характеристик максимальные теплонапряжения в стыках между кладкой активной зоны и отражателем как для ИГР, так и других возможных его модификаций.

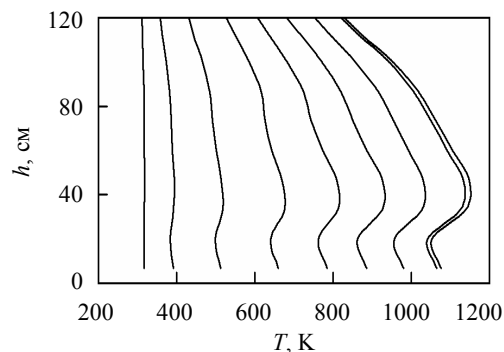


Рис. 3. Изменение высотного распределения температуры в каждом шаге для третьей четверти неподвижной части кладки с пустым центральным экспериментальным каналом (пуск 164Ф-14)

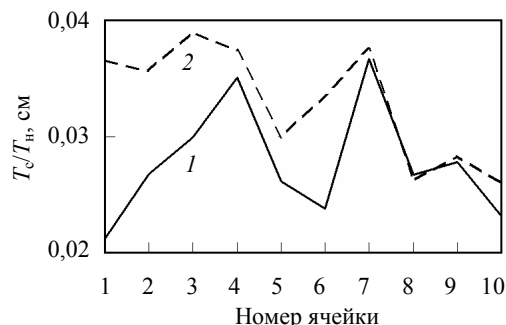


Рис. 4. Отношение температуры нагрева ячеек симметричного реактора T_c к температуре нагрева несимметричного реактора T_n для третьего (1) и седьмого шага (2)

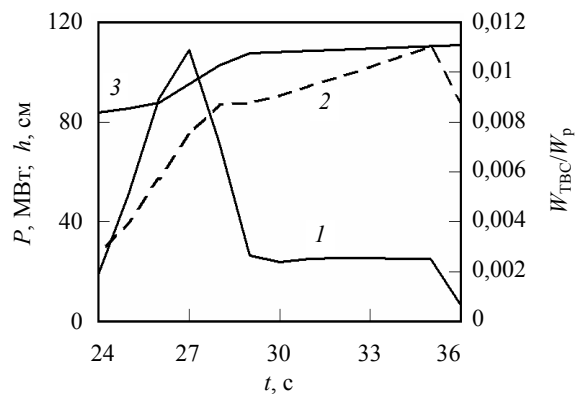


Рис. 5. Изменение мощности реактора (1), хода стержней (2) в пуске 164Ф-24 и отношения мощности ТВС к мощности реактора $W_{\text{ТВС}}/W_p$ (3) в ходе пуска

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курчатov И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. и др. Импульсный графитовый реактор ИГР. — Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463—474.
2. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР. — Там же, 2000, т. 89, вып. 3, с. 233—237.
3. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. Эффект «просветления» уран-графитового топлива ИГР. — Там же, 1998, т. 85, вып. 5, с. 419—422.

4. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А. и др. Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР. — Там же, 2001, т. 90, вып. 4, с. 251—255.
5. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Садыкова М.О. и др. Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР. — Там же, 2000, т. 88, вып. 4, с. 247—251.

6. MCNP-5.1.40 Monte Carlo N-Particle Transport Code. LANL, 2003.
7. SINDA/G Systems Improved Numerical Differencing Analyzer/Gaski. Arizona State Research Park, 1996.
8. NJOY99.0 Nuclear Data Processing System Version 99. ORNL, 1999.

Поступило в Редакцию 23.11.10

Рефераты статей

УДК 621.039.519

Калугин М.А., Олейник Д.С., Сухинко Хоменко Е.А. Оценка систематической погрешности расчетов методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик с использованием многопроцессорных ЭВМ. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 2, с. 63—67.

В статье описаны алгоритмы оценки систематической погрешности расчетов методом Монте-Карло, которая возникает при использовании различных вариантов аппроксимации решения однородного уравнения переноса нейтронов (метод постоянного числа точек деления, пополнения и др.), когда с помощью некоторых подходов число нейтронов в поколении приводится к априорно заданному. Предложена формула для получения оценки этой погрешности на многопроцессорных ЭВМ.

Приводятся результаты вычислений систематической погрешности для полномасштабной трехмерной модели активной зоны ВВЭР-1000, полученные по теоретической формуле и экспериментальным путем. Даются рекомендации по выбору числа частиц в поколении, которое обеспечивает приемлемо низкую погрешность. Рис. 6, список лит. 7 назв.

УДК 621.039.58

Огородников В.А., Кондрашенко А.В., Мочалов М.А., Пелесков С.А., Андреев Ю.Н., Ерунов С.В., Пешков В.В., Ближних металлов для очистки от примесей, химический состав, микроструктура и микротвердость иодидных прутков. Рассмотрены режимы дегазации сырья и иодидного рафинирования металлов в промышленных аппаратах. Показано, что иодидное рафинирование позволяет использовать в качестве сырья отходы и обороты металлургического и прокатного производства титана, циркония и гафния и получать из них в промышленных условиях высокочистые металлы многоцелевого назначения, включая компоненты шихт для выплавки сплавов ядерной энергетике. Использование материалов на основе титана, циркония и гафния стабильного качества, полученных с применением иодидных металлов, даст возможность повысить срок службы ВВЭР до 60 лет. Табл. 2, список лит. 22 назв.

УДК 621.039.526

Митенкова Е.Ф., Новиков Н.В. Влияние библиотеки выхода продуктов деления на расчет нуклидного состава топлива в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 2, с. 77—83.

Расчет состава облученного топлива для разных уровней выгорания является базовой задачей при анализе ядерно-радиационной безопасности объектов с отработавшими ТВС. Выход продуктов деления — один из важных исходных показателей в расчетах выгорания. В статье описаны способы компиляции библиотек выхода продуктов деления на основе современных файлов оцененных ядерных

ков А.О., Фунтиков А.И. Среднемасштабный эксперимент с получением прототипного расплава массой ~100 кг и исследование его взаимодействия с бетоном. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 2, с. 67—72.

Представлены результаты среднемасштабного эксперимента с получением прототипного расплава путем сгорания химически активного состава в процессе реакции $2\text{Fe}_2\text{O}_3 + 3\text{Zr} = 3\text{ZrO}_2 + 4\text{Fe} + 2840 \text{ кДж/кг}$ в бетонной емкости объемом $\sim 6 \cdot 10^{-2} \text{ м}^3$. Показано, что созданный расплав массой ~100 кг, имеющий температуру 2700—3200 К, обеспечивает тепловые потоки в стенке и к дну бетонной емкости 100—150 кВт/м² на протяжении ~10 мин. Абляция стенок бетонной емкости составила в конце эксперимента 2,5—3 см. Рис. 4, список лит. 13 назв.

УДК 669.295+669.296+669.297

Кочарь М.Л., Лавриков С.А., Никонцов В.И., Александров А.В., Ахтонов С.Г., Александров А.В. Высокочистые титан, цирконий и гафний в ядерной энергетике. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 2, с. 72—77.

В статье рассмотрено применение высокочистых (иодидных) титана циркония и гафния для получения конструкционных и поглощающих материалов ядерной энергетике. Приведены возможности иодидного рафинирования

данных ENDF/B. Приведены результаты анализа нуклидного состава оксидного уранового и уран-плутоний-циркониевого металлического топлива в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем, полученные в прецизионных расчетах с разными библиотеками выхода продуктов деления при использовании кодов MONTEBURNS—MCNP5—ORIGEN2. Рис. 5, табл. 7, список лит. 8 назв.

УДК 66.081.5+66.074.5

Фишкова А.А., Макаеев А.Ю. Исследование свойств сорбента на основе фторида лития. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 2, с. 84—88.

В настоящей статье представлены результаты исследования физико-механических и сорбционных свойств таблетированного сорбента на основе фторида лития, полученного с применением в качестве порообразователя карбоната аммония. Показано, что свойства гранулированного фторида лития с использованием карбоната аммония оказались аналогичными сорбенту, получаемому на основе фторида лития и фторида аммония. Приведены результаты сорбционного разделения смеси WF_6 — HF на гранулированных сорбентах. Данный сорбент обладает селективностью к фтороводороду и позволяет при строгом соблюдении качества сорбента и условий проведения сорбции-десорбции эффективно очищать летучие фториды тугоплавких металлов. Рис. 3, табл. 3, список лит. 10 назв.

УДК 621.039.566