

УДК 621.039

РАЗРАБОТКА И ВЕРИФИКАЦИЯ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ ИРТ МИФИ

Шуровская М.В., Алферов В.П., Пинегин А.А., Хромов В.В. (МИФИ)

Сопровождение эксплуатации исследовательского реактора полномасштабным моделированием протекающих в нем процессов является важнейшим фактором безопасности. Верифицированные программы полномасштабного расчета позволяют прогнозировать и обосновывать безопасность различных режимов работы реактора.

Большой опыт расчета ИРТ и близких к ним по физическим характеристикам ВВР-М накоплен в РНЦ «Курчатовский ин-т» и ПИЯФ [1, 2]. Моделирование реакторов рассматриваемого типа позволяет сделать вывод о возможности использования диффузионных малогрупповых моделей.

Описание объекта исследований. ИРТ является водо-водяным реактором бассейнового типа. Его активная зона, представляющая собой систему из 12—20 ТВС с обогащением урана 90% (шаг квадратной решетки 7,15, высота активной зоны 58 см), окружена отражателем из бериллия, свинца, графита, алюминия и воды, через который проходят горизонтальные и вертикальные экспериментальные каналы. Малые размеры и сильная неоднородность свойств активной зоны и отражателя в пределах длины миграции нейтронов, наличие водяного отражателя, небольшая мощность, высокое обогащение определяют следующие физические особенности:

глобальное распределение нейтронов имеет большие градиенты;

спектр нейтронов внутри отдельной ТВС может существенно зависеть от ее окружения;

утечка нейтронов оказывает большое влияние на запас реактивности;

недиффузионные эффекты в водяном отражателе и полостях внутри активной зоны значительные.

Постановка задачи. Целью работы являлась разработка и верификация расчетной модели ИРТ, которую можно использовать для выбора и обоснования загрузок, определения характеристик органов СУЗ и контроля за выгоранием ТВС.

Создание модели включает разработку алгоритма, его программную реализацию, выбор параметров конструкции активной зоны и отражателя, которые необходимо учитывать. При создании модели предполагалось, что для верификации не потребуются специальные дорогостоящие эксперименты, будут использованы эксплуатационные данные, отражающие различные состояния активной зоны.

Адекватность расчетной модели процессам в реакторе оценивается на основе сопоставления с экспериментальными данными. Расхождение расчета и эксперимента обусловлено тремя источниками: погрешностью расчетной модели, расхождением за счет неопределенностей в конструкционных и технологических характеристиках и вследствие экспериментальных погрешностей измерения. Поэтому требования к расхождению расчета и эксперимента устанавливали с учетом возможного разброса расчетных результатов из-за технологических допусков и неопределенностей при установке конструкционных элементов. Поскольку подобные неопределенности не противоречат требованиям безопасности при эксплуатации реактора, можно предположить, что и связанный с ними разброс расчетных значений будет приемлемым.

Описание модели и выбор параметров расчета. В основу моделирования нейтронно-физических процессов в реакторе положена трехмерная (в X, Y, Z -геометрии) диффузионная многогрупповая модель переноса нейтронов с решением пространственной задачи на базе нодального алгоритма, которая реализована в программе TIGR. Библиотека макросечений подготовлена по программе GETERA [3], рассчитывающей гетерогенные ячейки и поля ячейки на основе метода вероятности первых столкновений.

При формировании трехмерной многогрупповой диффузионной модели активной зоны свободные параметры (число энергетических групп, параметры пространственного разбиения и др.) выбирали исходя из принципа равноточности по $k_{эф}$ (запасу реактивности). Зависимости погрешностей отдельных приближений от соответствующих параметров получены на основании сравнения с расчетами по более точным моделям (газокинетическим программам AMPX, PRIZMA [4, 5]) или с расчетами в рамках рассматриваемой модели с параметрами, обеспечивающими максимально возможную для данного приближения точность (за исключением случая выбора модели горизонтальных экспериментальных каналов, для которого применяли экспериментальные данные). Ориентиром при выборе единого для всех приближений уровня точности служил возможный разброс расчетной реактивности за счет неопределенностей в составе и конструкции активной зоны.

В процессе формирования равноточной модели получены следующие результаты: проведено сопоставление с расчетами по аналогичным программам модельной задачи для реактора с ТВС типа MTR [6]. Анализ результатов и предшествующего опыта применения программы GETERA для расчета других типов реакторов дал возможность оценить расхождение в реактивности при разном константном обеспечении. Расхождение в реактивности составляет $\sim 1\beta_{эф}$ ($\beta_{эф}$ — эффективная доля запаздывающих нейтронов), ее изменения при переходе из одного состояния в другое $\sim 0,3\beta_{эф}$;

путем сопоставления расчетов в конечно-разностном и нодальном приближениях установлено, что для систем рассматриваемого типа эффективным по точности и быстродействию является алгоритм на основе нодального метода разложения [7] с пространственным разбиением по одной точке на ячейку размером $7,15 \times 7,15$ см (на ТВС) в плоскости и шагом 10 см по высоте;

для расчета систем типа активной зоны ИРТ достаточно использовать 4-групповое энергетическое приближение, позволяющее получать универсальные не зависящие от окружения макросечения. Исключение составляют ячейки с поглощающими стержнями, для которых рассчитываются константы с учетом реального окружения;

основные недиффузионные эффекты, которые могут приводить к большим ошибкам реактивности, наблюдаются в водяном отражателе и водяных полостях внутри активной зоны и обусловлены особенностями рассеяния нейтронов на водороде. Предложены поправки к коэффициенту диффузии нейтронов первой энергетической группы в воде, позволяющие сократить указанную ошибку до приемлемого уровня;

путем сопоставления с экспериментальным распределением тепловых нейтронов по высоте ТВС, расположенной вплотную к горизонтальному экспериментальному каналу, установлено, что удовлетворительные результаты (по запасу реактивности) могут быть получены при использовании упрощенной модели экспериментальных каналов на основе подготовки специальных гомогенизированных констант для расчетных высотных слоев, содержащих каналы.

Исследования позволили сформировать расчетную модель, большинство приближений которой обеспечивают погрешность по сравнению с более точными приближениями не более $0,4\beta_{эф}$ для изменения реактивности и не более $1\beta_{эф}$ абсолютной реактивности.

Разработанный программный комплекс, включающий в себя программу TIGR и библиотеку макроконстант, подготовленную по программе GETERA, дает возможность рассчитывать следующие характеристики активной зоны: запасы и эффекты реактивности, критическое положение стержней, характеристики стержней, коэффициент размножения последовательных состояний активной зоны при перегрузках, глубину выгорания топлива, ксеноновое отравление, многогрупповую плотность потока нейтронов и поле энерговыделения.

Особенности сопоставления результатов расчетов с экспериментальными данными. Верификация и адаптация модели к реальной активной зоне и отражателю основывались на сопоставлении экспериментальной информации и результатов расчета множества различных состояний, подобранных из архива эксплуатации ИРТ МИФИ.

Как было отмечено ранее, степень совпадения расчетных и опытных данных зависит как от погрешностей расчетных программ, так и от неопределенностей экспериментальной информации. Последние обусловлены отклонениями параметров составных частей от номинальных значений и допусками на изготовление и установку элементов реактора (например, подвеску стержней-поглотителей), а также некоторыми погрешностями измерения (например, абсолютной мощности). Поэтому расхождения между расчетными и экспериментальными данными не могут быть определенно отнесены к погрешностям расчетных программ. Кроме того, для использования программы в качестве одного из эксплуатационных инструментов достаточно быть уверенным в том, что результаты расчета отличаются от экспериментальных данных на величину, сравнимую с разбросом расчетных значений, связанным с упомянутыми технологическими неопределенностями, допусками и погрешностями измерений. В силу этих обстоятельств при сопоставлении с экспериментальными данными определяются расхождения расчетных и опытных данных, а не погрешности программы. Границы приемлемых для эксплуатации расхождений устанавливались путем расчетной оценки связи технологических отклонений и допусков с разбросом результатов расчета по рассматриваемой программе.

Влияние неопределенностей и погрешностей экспериментальной информации на разброс результатов расчета. При расчете различных состояний активной зоны изучали влияние на разброс расчетных результатов экспериментальных и технологических неопределенностей, а именно неравномерности исходного распределения урана по высоте ТВС, неопределенности состава отражателя, неопределенности в высоте подвески стержней регулирования, погрешности абсолютной мощности и интегральной энерговыработки активной зоны. Результаты исследований приведены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Влияние технологических и конструкционных неопределенностей характеристик активной зоны на разброс расчетных результатов

Характеристика	Возможная неопределенность	Изменение реактивности, $\beta_{эф}$
Коэффициент неравномерности исходного распределения урана по высоте ТВС ИРТ-2М	$\pm 0,05$	$\pm 0,5$
Плотность графитового отражателя, г/см ³	$\pm 0,1$	$\pm 0,5$
Начало отсчета глубины погружения стержней, см	± 1	$\pm 0,3$
Интегральная энерговыработка за кампанию, МВт·ч	$\pm 400 (\pm 10\%)$	$\pm 0,4$
Абсолютная мощность (для стационарного отравления), кВт	$\pm 250 (\pm 10\%)$	$\pm 0,1$

Исходное распределение урана по высоте свежей ТВС ИРТ-2М имеет некоторую неравномерность. Содержание топлива на крайних участках может быть меньше, чем в центральной части. Это объясняется, в частности, тем, что активная часть ТВС

может иметь разную длину, отличающуюся от средней, используемой в расчетах. Для оценки возможного вклада в разброс расчетных результатов неопределенности в содержании урана на границе активной части ТВС проанализированы экспериментальные данные для ТВС ВВР-М2. Для расчетных исследований выбран коэффициент неравномерности, вычисленный как отношение среднего содержания урана в центральной по высоте части ТВС к среднему содержанию урана на крайних участках длиной 10 см с каждой стороны и по экспериментальной информации оцененный в $1,1 \pm 0,05$. Запас реактивности активной зоны, рассчитанный с учетом экспериментального распределения урана по высоте ТВС, отличается от полученного в предположении равномерности распределения примерно на 15%. Разброс расчетного запаса реактивности за счет неопределенности в коэффициенте неравномерности составляет $\pm 0,5 \beta_{эф}$.

Реальная плотность некоторых материалов отражателя (например, графита) известна с большой погрешностью. Есть неопределенность, связанная с неполной информацией о положении графитовых пробок в некоторых экспериментальных каналах. В отражателе устанавливаются экспериментальные устройства, детальный учет конфигурации и состава которых представляет большие трудности. Запас реактивности обладает большой чувствительностью к составу отражателя, непосредственно примыкающего к активной зоне. Например, возможная неопределенность в плотности графитового отражателя $\pm 0,1 \text{ г/см}^3$ приводит к разбросу расчетного запаса реактивности на $\pm 0,5 \beta_{эф}$. Полный разброс расчетной реактивности за счет неопределенности в составе отражателя можно оценить как $\pm 1 \beta_{эф}$.

Неопределенность начала погружения стержней СУЗ в активную зону обусловлена следующими причинами: во-первых, граница активной части ТВС известна приближенно, поэтому реально начало отсчета глубины погружения стержней может с ней не совпадать, во-вторых, оно может меняться при новом подвешивании стержня (при перемещении стержня в другую ТВС или переключении приводов). По расчетным оценкам неопределенность глубины погружения стержней $\pm 1 \text{ см}$ может приводить к изменению абсолютной реактивности на $\pm 0,3 \beta_{эф}$ для активной зоны с запасом реактивности $8 \beta_{эф}$.

Погрешность экспериментального определения интегральной энерговыработки (абсолютной мощности) может достигать 7—10%. При изменении запаса реактивности 4—5 $\beta_{эф}$ за кампанию наличие такой погрешности может привести к расхождению расчетной и экспериментальной реактивности на 0,4—0,5 $\beta_{эф}$. Исследования чувствительности расчетного стационарного отравления ксеноном к абсолютной мощности показали, что с учетом экспериментальной погрешности разброс расчетной реактивности в данном случае незначителен ($\sim 0,1 \beta_{эф}$).

Разброс расчетных результатов за счет возможных неопределенностей в данных о композиции активной зоны является величиной одного порядка с полученной оценкой модельных погрешностей. Так как число составляющих, вносящих вклад в расхождение (модельные погрешности и разброс за счет неопределенностей) велико и они имеют разные знаки, разумно предположить, что будет наблюдаться их частичная компенсация.

Результаты верификации программы на основе сопоставления с экспериментальными данными. Проведено моделирование работы реактора в течение первых трех лет его эксплуатации с топливом ИРТ-2М. Такой выбор экспериментальной информации позволил исключить влияние неопределенности в исходной глубине выгорания топлива. Рассматривались следующие процессы и связанные с ними характеристики: калибровка стержней СУЗ, перегрузка активной зоны, выгорание топлива, стационарное и нестационарное отравление ксеноном.

В процессе сопоставления с экспериментальными данными завершено построение расчетной модели путем определения параметров модельного объекта. Определены элементы и параметры конструкции активной зоны и отражателя, учет которых существенно сказывается на расхождении расчетной и экспериментальной реактивности.

Количественной характеристикой расхождения является отклонение расчетной реактивности от нуля при воспроизведении состояния активной зоны с экспериментальным критическим положением стержней.

Моделирование калибровки стержней. Рассмотрены калибровки стержней для двух загрузок активных зон с 12 и 16 ТВС ИРТ-2М нулевого выгорания, значительно различающихся запасом реактивности (2 и $8 \beta_{эф}$). Расхождение результатов расчета и запаса реактивности с измеренными данными при разнообразных перемещениях органов регулирования составляет от $0,07$ до $0,29 \beta_{эф}$ и от $-0,35$ до $0,04 \beta_{эф}$ для первой и второй загрузки соответственно.

Анализ результатов позволяет сделать вывод, что возможное рассогласование расчетных и опытных данных о реактивности при разнообразных положениях органов регулирования для невыгоревших (слабовыгоревших) разотравленных активных зон с запасом реактивности от минимального до максимально возможного лежит в интервале примерно от $-0,4$ до $0,4 \beta_{эф}$.

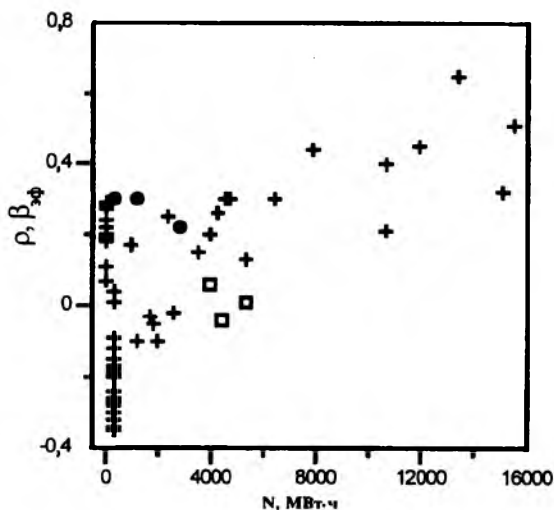
Моделирование выгорания. В результате расчета выгорания в течение первых трех лет эксплуатации было установлено, что расхождение расчета и эксперимента по мере выгорания имеет тенденцию к увеличению. Скорость этого увеличения согласуется с возможной экспериментальной погрешностью определения энерговыработки (до $\sim 10\%$). Рассчитанная для выгорания активной зоны от нуля до $16\ 000$ МВт·ч реактивность составляет от $-0,4$ до $0,7 \beta_{эф}$. Анализ результатов расчета и экспериментальных данных позволяет заключить, что при максимальном запасе реактивности на выгорание $4-5 \beta_{эф}$ расхождение между расчетной и измеренной реактивностью в процессе выгорания не превышает $0,4-0,5 \beta_{эф}$.

Моделирование отравления. Результаты расчета горячих отравленных и предшествующих им холодных разотравленных состояний при пуске реактора показали, что реактивность при моделировании стационарного отравления изменяется не более чем на $0,25 \beta_{эф}$ по сравнению с соответствующим разотравленным состоянием.

Моделирование перегрузок. Расчет нескольких перегрузок активной зоны, связанных с перестановкой и догрузкой ТВС и блоков отражателя, показал, что для исходного, промежуточных (с водяными полостями вместо выгруженных ТВС) и конечного момента перегрузки реактивность меняется не более чем на $0,4 \beta_{эф}$.

Результаты моделирования первых лет эксплуатации после физического пуска реактора с топливом ИРТ-2М показаны на рисунке. Представлены данные для холодных разотравленных ($\times$), горячих отравленных ($\bullet$) и промежуточных (с несколькими выгруженными ТВС) состояний ($\square$) при перегрузках.

Результаты расчета эффектов и запаса реактивности показали, что при моделировании рассмотренных режимов эксплуатации расхождение расчета и эксперимента находится в диапазоне от



Зависимость расхождения расчетной и экспериментальной реактивности от интегральной энерговыработки

$-0,4$ до $0,7\beta_{эф}$. Анализ чувствительности результатов расчета к изменению высоты подвески стержней, составу отражателя, исходному распределению урана по высоте ТВС, абсолютной мощности позволил установить, что в этом случае расхождение расчетных и экспериментальных данных соответствует изменению результатов расчета, обусловленному указанными неопределенностями, и может считаться приемлемым.

Разработанный программный комплекс в настоящее время используется при выборе загрузок ИРТ МИФИ (табл. 2). Приведены расчетный и экспериментальный запасы реактивности на конец кампании в июле 1995 г., прогнозный расчетный после перегрузки в ноябре 1995 г., связанной с выгрузкой пяти выгоревших, загрузкой трех свежих ТВС и заменой четырех бериллиевых блоков на алюминиевые, и соответствующее ему экспериментальное значение, а также расчетная и экспериментальная реактивность в феврале 1996 г. при энерговыработке 2600 МВт·ч.

Т а б л и ц а 2. Результаты расчета запаса реактивности для перегрузок активной зоны в 1995—1996 гг., $\beta_{эф}$

Состояние активной зоны	Эксперимент	Расчет
Кампания:		
конец 1-й	5	4,6
начало 2-й после перегрузки	8,5	8,5
конец 2-й	6	6,3

Результаты верификации и применения программного комплекса позволяют утверждать, что заложенная в его основу математическая модель с удовлетворительной точностью описывает заявленные состояния ИРТ и может использоваться для обоснования безопасности действующих и выбора предполагаемых загрузок, а также для решения некоторых других эксплуатационных задач.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Насонов В.А., Ципулин В.Н., Карпукhin А.А., Митрофанов В.Н. Точность расчета по двухгрупповой диффузионной программе критических загрузок реактора из ТВС типа ИРТ-2М с ураном 36%-ного обогащения: Препринт ИАЭ-5259/4, 1990.
2. Дик Г.Р., Ерыкалов А.Н., Петров Ю.В. Точность малогрупповой модели при расчете критической массы ВВР-М. — Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 2, с. 83—87.
3. Belousov N., Bichkov S., Marchuk Y. e.a. The code GETERA for cell and polycell calculations. Models and capabilities. — In: Proc. 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, March 8—11, 1992, Charleston, USA.
4. Green N., Lucius J., Petrie L. e.a. AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. ORNL/TM-3706, March, 1976.
5. Хромов В.В., Крючков Э.Ф., Тихомиров Г.В. Решение уравнения переноса нейтронов в средах с ячеичными структурами методом объемных и поверхностных балансов. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 4, с. 24—28.
6. Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels. Vienna: IAEA-TECDOC-233, 1980.
7. Lawrence R. Progress in nodal methods for the solution of the neutron diffusion and transport equations. — Progress in Nuclear Energy, 1986, v. 17, № 3, p. 271—301.
8. Васильев Г.Я., Васильева Т.Н., Верховых П.М. и др. Распределение топлива по высоте твэла ВВР-М: Препринт ЛИЯФ-114, 1974.