

СОЗДАНИЕ ПРЕЦИЗИОННОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ВВР-ц ДЛЯ ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ОПТИМИЗАЦИИ ЕГО КОНСТРУКЦИИ И НАРАБОТКИ ^{99}Mo И ДРУГИХ РАДИОНУКЛИДОВ

В.В. Колесов*, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков*, В.Ф. Украинцев*,
Р.И. Фомин***

**Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

***Обнинский филиал ГНЦ ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск*



Для оптимизации конструкции реактора ВВР-ц с целью оптимальной наработки ^{99}Mo и других радиоизотопов создана прецизионная математическая модель реактора. С помощью этой модели методом Монте-Карло были проведены расчеты загрузки реактора, плотностей потоков нейтронов в экспериментальных каналах и весов стержней управления. Показано, что расчетные значения хорошо согласуются с экспериментальными данными.

Ключевые слова: ядерный реактор, производство ^{99}Mo , прецизионная модель, расчет загрузки, плотность потока нейтронов, веса стержней СУЗ.

Key words: nuclear reactor, ^{99}Mo productivity, precision model, criticality calculation, neutron flux, control rod worth.

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц (15 МВт тепловой мощности) находится в эксплуатации с 1964 г. в ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» в г. Обнинске. ВВР-ц представляет собой гетерогенный водо-водяной реактор бассейнового типа. Реактор был специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедческих исследований, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводников и др. Реактор оснащен вертикальными и горизонтальными экспериментальными каналами разных диаметров. С 1980 г. на базе реактора действует и развивается производство радионуклидов медицинского назначения и радиофармпрепаратов (РФП) на их основе. С учетом успешности развития этого направления, а также выгодного географического положения ВВР-ц в 1980 г. было принято решение о реконструкции реактора [1]. Предусматривается модернизация активной зоны, создание нового, более эффективного отражателя и ряд других изменений. В настоящее время эта реконструкция проводится поэтапно.

В связи с необходимостью улучшения параметров реактора и эффективности наработки радионуклидов (^{99}Mo , ^{131}I и др.) на реакторе ВВР-ц была проведена работа по созданию прецизионных нейтронно-физических расчетных моделей

существующей и модернизированной активных зон, отражателей реактора и органов СУЗ. При этом полностью моделировались геометрия всех твэлов (топливо, оболочка, водяной зазор, температуры компонентов), изменение изотопного состава топлива в зависимости от выгорания [2], геометрия и состав органов СУЗ, отражателей, экспериментальных каналов, конструкций.

В работе приводятся некоторые результаты расчетов нейтронно-физических характеристик существующей активной зоны реактора и их сравнение с характеристиками, данными в обоснование реактора [3].

Первая задача, которую пришлось решить, состояла в определении количества ТВС со свежим топливом, при котором будет достигаться критичность реактора.

Для этого были смоделированы ТВС реактора, которые имеют специфический вид, изображенный на рис. 1. Как и реальная ТВС, модель состоит из четырех гексагональных и одного цилиндрического твэлов, заключенных в оболочки из сплава САВ-I. Был принят следующий химический состав сплава САВ-I по ОСТ 190048-72, изменение №3: Al – основа, Mg – 0.45-0.9%, Si – 0.7-1.2%, Fe – 0.2%, Cu – 0.012%, Mn – 0.012%, Ni – 0.03%, Ti – 0.012%, B – 0.00012%, Cd – 0.0001%, Zn – 0.03%, прочие – 0.07%.

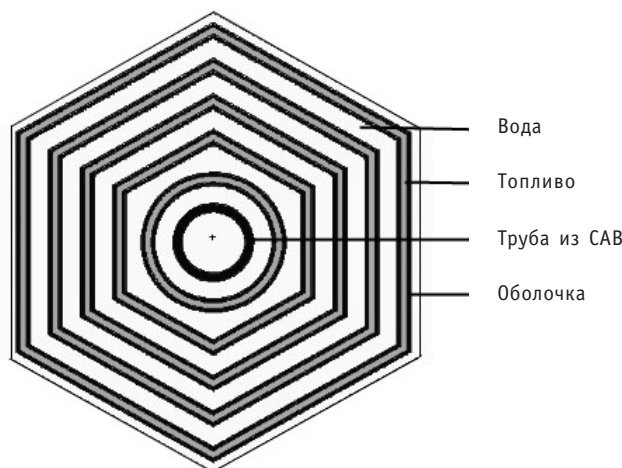


Рис. 1. ТВС реактора ВВР-ц

ТВС реактора ВВР-ц имеет следующие параметры [3]:

- конструкционный материал – алюминиевый сплав САВ-I;
- толщина топливного слоя в твэле – 1.1 мм;
- толщина алюминиевого покрытия – 0.6 мм;
- толщина твэла – 2.3 мм;
- высота топливного слоя – 600 мм;
- толщина водяного зазора между твэлами – 3 мм;
- обогащение по ^{235}U в ТВС – 36%;
- количество ^{235}U в ТВС – 110 г;
- наружный размер ТВС «под ключ» – 65.4 мм.

Рабочими органами СУЗ служат девять стержней-поглотителей нейтронов, в том числе три стержня аварийной защиты (АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3), один стержень автоматического регулирования (АР), три компенсирующих ручных регулятора (РР):

- РР-1 имеет 2 стержня-поглотителя,
- РР-2 имеет 2 стержня-поглотителя,
- РР-3 имеет 1 стержень-поглотитель.

Каналы стержней АЗ по высоте активной зоны имеют шестигранную форму, каналы АР и РР проходят в активной зоне через макеты ТВС, у которых вынуты два внутренних макета твэлов.

Стержни поглотители АЗ набраны из втулок карбида бора, заключенных в оболочку, выполненную из двух труб диаметром 50 и 30 мм. Длина поглотителя – 700 мм, длина вытеснителя – 58 см.

Диаметр тяги, вытеснителей и стержней поглотителей АР, РР – 27 мм. Длина вытеснителя – 630 мм, длина поглотителя – 700 мм.

Особенностью начальной загрузки свежего топлива в реактор являлось то, что в макетах ТВС для стержней РР в трех внешних гексагональных твэлах оставалось загруженное топливо. Этот факт мы также учитывали в расчетах.

Ядерные концентрации урана и алюминия в гомогенной смеси определялись нами из того условия, что, согласно паспорту в ТВС, содержится 110 г ^{235}U .

С учетом изложенного выше критическая загрузка составила 34 свежих ТВС (рис. 2), что соответствует количеству ТВС, полученному в экспериментальной загрузке [2]. При этом, при взведенных стержнях АЗ, стержне АР, находящемся в среднем состоянии, и стержнях РР1, РР2 и РР3, находящихся на 3.5 см ниже среднего состояния, нами было получено значение $K_{эфф} = 1.00147+/-0.00034$ (т.е. отклонение от экспериментального значения критичности составило 0.15%, что находится в пределах требуемой для тепловых реакторов погрешности).

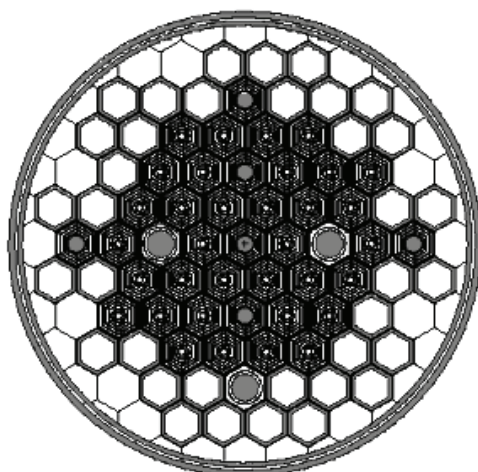


Рис. 2. Картограмма загрузки 34-х ТВС свежего топлива для обеспечения критичности при пуске реактора

Для проведения дальнейших расчетов необходимо было выполнить «привязку» модели к состоянию активной зоны реактора на какой-то момент времени. Для этого было выбрано состояние реактора на 28.11.2009 г. На этот момент времени были известны выгорания всех ТВС и картограмма их загрузки. Вид активной зоны приведен на рис. 3.

В предположении, что средняя тепловая мощность реактора составляет порядка 8.5 МВт, был рассчитан состав всех 70-ти ТВС в соответствии с данными по выгораниям в каждой из них, и они были расположены в соответствии с картограммой. При этом было получено значение $K_{эфф} = 0.99984+/-0.00031$ (т.е. недооценка критичности даже в зоне с выгорающими твэлами составила 0,016%, что находится в пределах требования к погрешностям расчетов для тепловых реакторов). Стержень АР при этом находился в центре активной зоны, а стержни РР – на 4 см

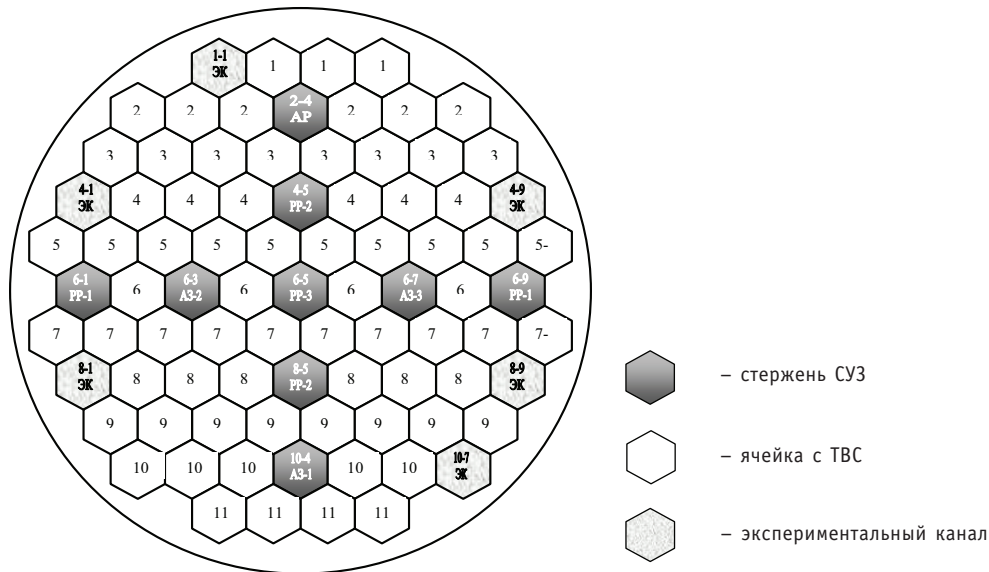


Рис. 3. Картограмма активной зоны реактора ВВР-ц [3]

ниже ее середины. Понятно, что такой подход дает лишь приближенный состав ТВС, однако в отсутствие реальных данных о составе ТВС даже такой подход дает неплохое согласие с экспериментом и является, по-видимому, единственно возможным. Дальнейшие расчеты показывают, что при таком подходе могут быть получены характеристики (интегральные и дифференциальные) весов стержней РР, АЗ, находящиеся в удовлетворительном согласии с данными, приведенными в [3].

В таблице 1 приведены рассчитанные с помощью созданной модели веса стержней СУЗ в единицах $\beta_{эфф} = 0.7\%$.

Видно, что расчетные оценки неплохо согласуются с данными обоснования [3] и тяготеют к более высоким значениям, хотя разброс самих данных обоснования весьма значителен. Видимо, разные значения приведены для свежей загрузки и загрузки с максимальным выгоранием.

В таблице 2 приведены рассчитанные плотности потоков нейтронов в экспериментальных каналах в сравнении с соответствующими экспериментальными данными.

Таблица 1

Сравнение расчетных весов стержней регулирования с данными обоснования реактора [3]

Рабочий орган СУЗ	Количество групп РО, шт	Количество рабочих органов в группе, шт	Эффективность групп в единицах $\beta_{эфф}$ [3]	Рассчитанная эффективность групп в единицах $\beta_{эфф}$
АЗ	3	1	АЗ-1 1,2–1,6 АЗ-2 2,8–3,2 АЗ-3 2,3–2,6	АЗ-1 1.61 АЗ-2 2.98 АЗ-3 2.38
АР	1	1	0,6–0,7	0.74
КО (РР)	3	2 2 1	РР-1 1,1–1,3 РР-2 3,5–4,0 РР-3 1,8–2,0	РР-1 1.30 РР-2 4.01 РР-3 2.36

Таблица 2

Сравнение рассчитанных плотностей потоков нейтронов с экспериментом

Номер канала	Расчет	Эксперимент	Расхождение (Р-Э)/Э%
1-1	$5.1 \cdot 10^{13}$	$6.8 \cdot 10^{13}$	25
4-1	$7.8 \cdot 10^{13}$	$7.3 \cdot 10^{13}$	7
4-9	$7.2 \cdot 10^{13}$	$5.9 \cdot 10^{13}$	22
8-9	$7.0 \cdot 10^{13}$	$4.4 \cdot 10^{13}$	59
10-7	$6.5 \cdot 10^{13}$	$6.4 \cdot 10^{13}$	2

Следует отметить, что экспериментальные каналы расположены на границе активной зоны и отражателя, поэтому погрешности в экспериментальном определении плотностей потоков нейтронов в этой области достаточно высоки, что подтверждается сравнением результатов экспериментов и расчетов в табл. 2. Трудно объяснить, однако, что экспериментально полученное значение плотности потока нейтронов для канала 8-9 значительно отличается от соответствующего значения в канале 4-1, расположенном симметрично каналу 8-9 относительно центра активной зоны, которая практически симметрична. При этом расчетные значения плотностей потоков нейтронов в этих каналах достаточно близки. Более информативными здесь могли бы быть сопоставления скоростей деления и энерговыделений в делящихся мишенях или скорости реакций захвата в экспериментальных устройствах.

Таким образом, можно сделать вывод, что созданная прецизионная модель реактора может быть использована для расчетов критичности с учетом отражателей и температур компонентов, значений весов органов СУЗ и определения плотностей потоков нейтронов в экспериментальных каналах и исследуемых в них устройствах. Модель готова к проведению расчетов по модернизации и оптимизации реактора, его отражателей и конструкций экспериментальных каналов для повышения выработки традиционной и вновь разрабатываемой изотопной продукции.

Литература

1. Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д. ВВР-ц – этапы реконструкции реактора. Тезисы доклада на XI Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок» (Димитровград, 25-30 мая 2009 г.). – С. 35-36.
2. Колесов В.В., Камаев Д.А., Украинцев В.Ф., Хитрик Д.В. Использование метода интервальных вычислений для получения оценок погрешностей характеристик топлива в процессе кампании // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. – № 2. – С. 3-7.
3. Описание конструкции и характеристик ИЯР ВВР-ц, его систем и оборудования. Отчет по обоснованию безопасности исследовательского реактора и ВВР-ц (ООБ ВВР-ц). – Обнинск: ФГУП НИФХИ им. Л.Я.Карпова, 2002. – Т. 3. – С. 6-12.

Поступила в редакцию 29.06.2011

УДК 621.311.25.004.7

Place and Role of Information Technologies at Decommissioning of NPP Power Units \V.L. Tikhonovsky, B.K. Bylkin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 1 illustration. – References, 6 titles.

The place and role of information technologies at decommissioning (DBD) (БДВЭ) have been analysed in the context of final stage of life cycle of NPP unit, as well as prospect of creation of unified information system (IS) DBD OAO «Concern Rosenergoatom» with use of three-dimensional modeling.

It was shown, that creation of IS DBD will provide not only system unitized solution of the problem of D process information информационного accompaniment, but also solution of more wide spectrum of tasks on control of engineering-technical information at the operation stage.

УДК 621.039.534.6

Estimation of Intensity of Consumption of Oxygen Constructional Steels of Primary Coolant Circuit Power Reactor Facility with Heavy Heat-Carriers \R.Sh. Askhadullin, K.D. Ivanov, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 3 illustrations. – References, 6 titles.

On the basis of the executed experimental researches on influence of temperature and an oxygen mode of heavy liquid-metal heat-carriers on intensity of course of oxidizing processes of their interaction with various constructional steels the technique of numerical estimations of local and integrated streams of the oxygen spent for oxidation of internal surfaces of the first contour of reactor installations is developed.

Use of the given technique allows carrying out tentative estimations of results of long operation of constructional steels, to prove use optimum from the point of view mass carry oxygen modes of the heat-carrier, to form requirements to systems of technology of the heat-carrier.

УДК 621.039.51

Creation of the WWR-c Reactor Precision Model for Its Construction Optimisation and Following Optimisation of the ⁹⁹Mo and Other Radioisotope Productivity \V.V. Kolesov, O.Yu. Kochnov, Yu.V. Volkov, V.F. Ukraintsev, R.I. Fomin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 3 titles.

For the WWR-C research reactor construction optimization for optimal ⁹⁹Mo and other radioisotope productivity a precision mathematical model of reactor was created. Monte-Carlo calculation with use of this model were carried out to determine reactor criticality, neutron fluxes at an experimental channels and control rod worth. It is shown that calculated values are in good accordance with experimental ones.

УДК 621.039.526: 621.039.83

Experience of development and operation of the process radiation facility «Polymer» at the Beloyarsk NPP \Yu.V. Nosov, V.I. Ogleznev, I.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

Using spent control rods with europium absorber of the BN600 reactor as gamma sources, the Beloyarsk NPP together with the Obninsk branch of the Physical-Chemical Research Centre named after L.Ya. Karpov has designed and manufactured the process radiation facility «Polymer» and successfully operated it for 18 years. This paper presents main characteristics of the facility and summarizes the technical-organizational and economic issues of ensuring its safe operation.