
ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

УДК 621.039.516.2:621.039.514.45:621.039.566

**ИНТЕРАКТИВНЫЙ АЛЬБОМ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ
ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ РЕАКТОРОВ ВВЭР**

© 2019 А.А. Лапкис, В.А. Игнаткин, М.А. Коломиец

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», Волгодонск, Ростовская обл., Россия

В статье описаны метод и разработанное авторами программное средство для автоматизации оперативных расчётов изменения реактивности реактора ВВЭР-1000. Приведены основные расчётные зависимости, экранные формы и результаты тестирования. Оценено снижение погрешности расчётов. Предложен путь развития разработанного программного средства как элемента цифрового двойника ядерного реактора ВВЭР-1000.

Ключевые слова: ВВЭР-1000, реактивность, топливная загрузка, эффекты реактивности, коэффициенты реактивности, ПС СУЗ, ОР СУЗ, нейтронно-физические характеристики.

Поступила в редакцию 27.05.2019

После доработки 03.06.2019

Принята к публикации 06.06.2019

ЗАДАЧИ РАБОТЫ

Изменения состояния реакторной установки, связанные с введением реактивности, представляют особую опасность ввиду существования возможности разгона на мгновенных нейтронах при введении реактивности, величина которой превышает эффективную долю запаздывающих нейтронов.

Это обуславливает необходимость формирования у оперативного персонала реакторного цеха (РЦ) чёткого представления о конечном состоянии реакторной установки (РУ). Такое представление обеспечивается:

- компетентностью персонала, включающей опыт эксплуатации [1, 2];
- путём оперативного расчёта изменения реактивности в результате управляющего воздействия.

Методики оперативного расчёта изменения реактивности известны [3], а на Ростовской АЭС предписаны эксплуатационной документацией на реактор - альбом нейтронно-физических характеристик (НФХ). Однако отсутствие в указанном типе документов [4] пошаговых методик расчёта в обоснование воздействий на реактивность с учётом ксеноновых процессов ограничивает полноту представления о переходном процессе.

Выполнение расчётов вручную занимает некоторое время – около 5-10 минут в условиях отсутствия отвлекающих факторов, редко достижимых при работе работы смены блочного щита управления (БЩУ) – и отвлекает внимание оперативного персонала БЩУ от текущего технологического процесса. Кроме того, результаты ручного счёта, как правило, обнаруживают существенную погрешность.

Указанные проблемы могут быть отчасти нивелированы путем использования нейтронно-физических кодов, применяемых при расчёте НФХ каждой топливной загрузки реакторов ВВЭР-1000. Однако это потребовало бы наличия у оперативного персонала компетенций, соответствующих более специалистам отделов ядерной

безопасности и надёжности (ОЯБиН) атомной станции. Отсутствие возможности проведения подобных процедур на рабочем месте смены БЩУ делает постоянное использование нейтронно-физических кодов нерациональным.

Наиболее перспективным представляется создание методики проведения расчётов и её реализация в виде программного средства (ПС). В рамках приоритетного направления ГК «Росатом» – цифровизации [5] – такое программное средство может исполнять роль интерактивного дубликата эксплуатационной документации реактора – альбома НФХ. В связи с вышесказанным в задачу настоящей работы, проводимой специалистами Ростовской АЭС и ВИТИ НИЯУ МИФИ, вошли:

- оценка погрешности имеющейся методики оперативных расчётов изменения реактивности;
- разработка программного средства для расчёта – интерактивного дубликата альбома НФХ.

РАСЧЁТНО-АНАЛИТИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВВЭР-1000

Задача повышения точности нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов является ключевой для обеспечения их безопасности. Нейтронно-физические коды используются для определения параметров активной зоны в различных режимах эксплуатации, расчета топливной кампании, выгорания ядерного топлива, эффективности органов регулирования и других важных НФХ.

Программные средства в части нейтронно-физических вычислений подразделяются на следующие группы в зависимости от сферы их применения [6]:

- прецизионные программы, как правило, основанные на методе Монте-Карло и в качестве константной базы использующие файлы оцененных значений ядерных данных;
- инженерные (спектральные) ПС, применяемые для расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в элементах активной зоны;
- программы-имитаторы активных зон ядерных реакторов, основанные на численном решении уравнения переноса нейтронов или диффузионном приближении.

Прецизионные программы в первую очередь используются для решения сложных и нетиповых задач физики реакторов. Также их применяют для верификации и обоснования точности инженерных ПС, которая проводится путем сравнения нейтронно-физических характеристик ядерного реактора, полученных по прецизионным и инженерным методикам. На сегодняшний день наиболее распространенным инструментом прецизионного расчета нейтронно-физических характеристик является метод Монте-Карло.

Коды класса MCNP (Monte Carlo N-Particle transport code) широко используются для моделирования процессов переноса различных частиц в сложных средах. Коды MCNP4b, MCNP4c, MCNP5, MCNPX (далее MCNP), разработанные в США в Лос-Аламосской национальной лаборатории, основываются на методах Монте-Карло и позволяют осуществлять прецизионные расчеты при решении задач нейтронной физики в ядерной промышленности.

При решении задач ядерной и радиационной безопасности стандартный код класса MCNP традиционно применяется в ИБРАЭ РАН для уточнения нейтронно-физических характеристик. В исследовательских центрах и конструкторских организациях РФ программа MCU активно используется для решения задач физики реакторов [7].

Спектральные ПС используют для создания библиотек малогрупповых констант, включающих нейтронные макроскопические сечения элементов активных зон ядерных

реакторов в зависимости от физических характеристик ядерного реактора. Среди инженерных ПС для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов можно выделить наиболее используемые ячеечные ПС. Среди российских ПС – это ТВС-М, UNK, WIMS / ABBN. Среди ПС других стран – WIMS, CASMO, HELIOS, DRAGON.

Программа ТВС-М является основной ячейочной программой, используемой для проектных и эксплуатационных расчетов реакторов типа ВВЭР [8]. Программа создана в РНЦ им. Курчатова. Расчет сечений основан на использовании банка данных программы MCU RFFI/A и программ семейства MCU: CROSS и ТЕРМАК. ПС ТВС-М предназначено для расчета нейтронно-физических характеристик однородных топливных решеток и топливных кассет реакторов типа ВВЭР.

Программы-имитаторы активных зон ядерных реакторов позволяют выполнять сравнительно быстрые вычисления НФХ, используя предварительно подготовленную библиотеку малогрупповых констант, данные об исходном состоянии, переходном процессе.

Инженерный проектно-эксплуатационный программный комплекс КАСКАД предназначен для эксплуатационных и проектных расчетов ядерных реакторов типа ВВЭР. Комплекс программ КАСКАД включает в себя:

- спектральную программу ТВС-М (решение уравнения переноса нейтронов для отдельной кассеты и подготовка гомогенизированных констант);
- трехмерную редкосеточную диффузионную программу БИПР-7А;
- двумерную мелкосеточную диффузионную программу ПЕРМАК-А.

Потвэльная малогрупповая диффузионная программа ПЕРМАК является одной из основных программ расчета физики ВВЭР. Расчетный код БИПР проводит нодальное (покассетное) нейтронно-физическое моделирование реактора. Комплекс КАСКАД используется в РНЦ КИ, проектных организациях (ОКБ Гидропресс, ВНИИАЭС, ОКБМ) и на атомных станциях в России и других странах для обоснования характеристик топливных циклов реакторов ВВЭР. Комплекс КАСКАД внедрён на всех АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 [9].

Расчетно-аналитическое сопровождение эксплуатации реактора ВВЭР-1000 реализуется путем создания альбома НФХ [4], который предназначен для использования оперативным персоналом при эксплуатации реакторной установки. Альбом НФХ создаётся на основании расчётов в программах:

- БИПР-7А в части НФХ активной зоны;
- ПЕРМАК-А в части распределения энерговыделения в ТВС;
- ТВС-М для подготовки малогрупповых констант.

Данные, приведённые в альбоме НФХ, позволяют проводить оценочные расчеты переходных процессов реактора ВВЭР-1000. Расчетные изменения реактивности в результате ксеноновых переходных процессов на произвольные эффективные сутки для произвольного изменения уровня мощности запрашиваются в ОЯБиН.

В отсутствие возможности получения расчетных значений изменения реактивности, оперативный персонал может провести приблизительную оценку вручную. Однако подобные процедуры неизбежно сопряжены с проблемами, указанными выше. Разрабатываемое программное средство призвано решить эту проблему, обеспечив оперативный персонал РЦ системой информационной поддержки для быстрого автоматизированного расчёта изменений реактивности на основании данных альбома НФХ.

ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ РУЧНОГО РАСЧЁТА ИЗМЕНЕНИЙ РЕАКТИВНОСТИ

Как было сказано выше, ручной расчёт изменений реактивности по процедуре, описанной в альбоме НФХ, имеет присущую ему погрешность, которая преимущественно определяется:

- определением справочных данных по графикам альбома НФХ;
- погрешностью в определении исходного и конечного состояния РУ.

Так, например, для расчёта объёма борного концентрата при изменении мощности РУ используется формула (1):

$$V = \frac{V_{1K}}{1,04} \cdot \ln \left(\frac{C_{\text{подп}} - C_0}{C_{\text{подп}} - C_{\text{кон}}} \right) \cdot 60, \quad (1)$$

где $V_{1K} = 320 \text{ м}^3$ – объём 1 контура;

$C_{\text{подп}}, C_0, C_{\text{кон}}$ (г/кг) – подпиточная, начальная и конечная концентрация борной кислоты.

Погрешность определения объёма водообмена можно найти по формуле (2):

$$\varepsilon_V = \frac{\left(\left| \frac{C_0 - C_{\text{кон}}}{(C_{\text{подп}} - C_0) \cdot (C_{\text{подп}} - C_{\text{кон}})} \right| \cdot \Delta C_{\text{подп}} + \left| \frac{-1}{C_{\text{подп}} - C_0} \right| \cdot \Delta C_0 + \left| \frac{1}{C_{\text{подп}} - C_{\text{кон}}} \right| \cdot \Delta C_{\text{кон}} \right) \cdot \frac{V_{1K} \cdot 60}{1,04}}{\frac{V_{1K} \cdot \ln \left(\frac{C_{\text{подп}} - C_0}{C_{\text{подп}} - C_{\text{кон}}} \right) \cdot 60}{1,04}}, \quad (2)$$

где $\Delta C_{\text{подп}} = \Delta C_0 = \Delta C_{\text{кон}} = \Delta C = 0,01 \frac{\text{г}}{\text{кг}}$ – погрешности измерения концентраций борной кислоты.

После преобразований с применением разложения в ряд Маклорена получаем формулу (3):

$$\varepsilon_V \approx \frac{2 \cdot \Delta C}{\delta C}, \quad (3)$$

где δC – модуль изменения концентрации борной кислоты в 1 контуре.

Для расчёта изменения реактивности при изменении мощности РУ используется формула (4):

$$\Delta \rho = (W^{\text{кон}} - W^{\text{исх}}) \cdot \left(\frac{\delta \rho}{\delta N} + \frac{8}{3000} \cdot \frac{\delta \rho}{\delta T} \right), \quad (4)$$

где $W^{\text{кон}}$ – конечное значение уровня тепловой мощности, МВт (по показаниям);

$W^{\text{исх}}$ – исходное значение уровня тепловой мощности, МВт;

$\frac{\delta \rho}{\delta N}$ – мощностной коэффициент реактивности с учётом подогрева теплоносителя при неизменной температуре на входе в активную зону, %/МВт;

$\frac{\delta \rho}{\delta T}$ – коэффициент реактивности по температуре теплоносителя, %/°С.

Погрешность определения изменения реактивности можно найти по формуле (5):

$$\varepsilon_{\Delta \rho} = \frac{2 \cdot \Delta W}{W^{\text{кон}} - W^{\text{исх}}} + \frac{\Delta \left(\frac{\delta \rho}{\delta N} \right) + \frac{8}{3000} \cdot \Delta \left(\frac{\delta \rho}{\delta T} \right)}{\frac{\delta \rho}{\delta N} + \frac{8}{3000} \cdot \frac{\delta \rho}{\delta T}} \approx \frac{2 \cdot \Delta W}{W^{\text{кон}} - W^{\text{исх}}} + \frac{\varepsilon_N + \varepsilon_T}{2}, \quad (5)$$

где $\Delta(W^{\text{кон}}) = \Delta(W^{\text{исх}}) = \Delta W$ – абсолютная погрешность измерения мощности;

ε_N и ε_T – относительные погрешности определения мощностного и температурного коэффициентов соответственно.

Аналогичные выкладки могут быть выполнены для расчёта концентрации борной кислоты, конечной мощности, объёма дистиллята для введения положительной реактивности, конечного положения групп ОР СУЗ и т. п. При этом погрешность определения температурного коэффициента реактивности по графикам, подобным показанному на рисунке 1, составляет $\approx 3,5\%$, мощностного коэффициента – $\approx 4,2\%$, коэффициента реактивности по борной кислоте – $\approx 5\%$.

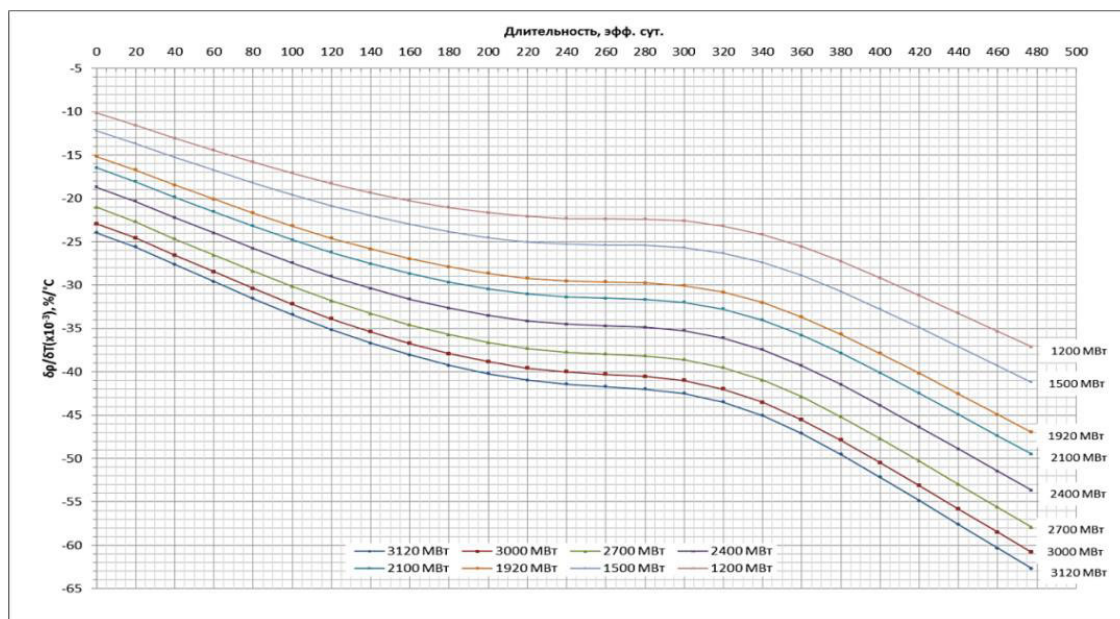


Рисунок 1 – Пример графической зависимости температурного коэффициента реактивности ВВЭР-1000 от состояния РУ [An example of the graphical dependence of the temperature coefficient of reactivity on the WWER-1000 reactor installation state]

Начальная и конечная мощности, исходя из известных характеристик системы внутриреакторного контроля (СВРК) [10], не может быть известна точнее, чем $\Delta W = 60$ МВт. Отсюда следует, что результат расчёта будет иметь заметную погрешность, тем большую, чем меньше было изменение состояния РУ. На рисунках 2 и 3 приведены зависимости относительной погрешности расчёта характеристик реакторной установки.

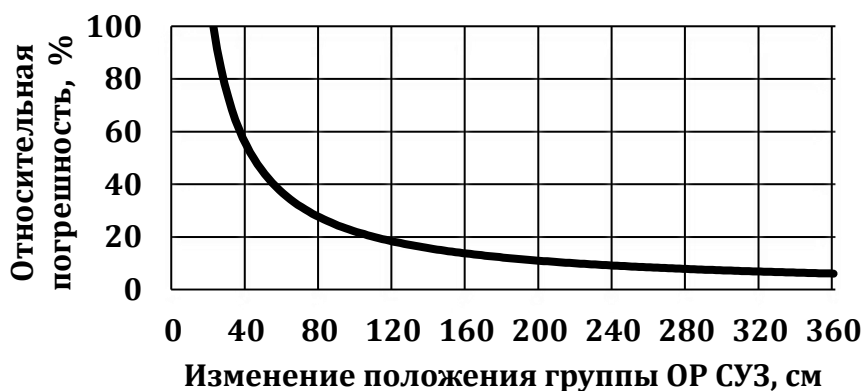


Рисунок 2 – Зависимость относительной погрешности при изменении положения группы ОР СУЗ от величины изменения [Dependence of the relative error when changing the control rod group position]

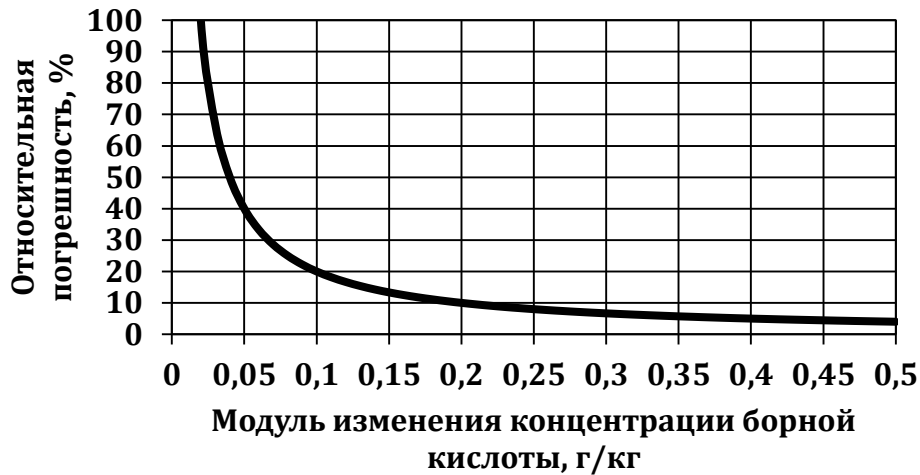


Рисунок 3 – Зависимость относительной погрешности при подпитке дистиллятом от изменения концентрации борной кислоты [The dependence of the relative error when feeding distillate from changes in the concentration of boric acid]

Учитывая малую кривизну расчётных графиков, двойная линейная интерполяция позволяет повысить точность до второго порядка [11]. Погрешность линейной интерполяции на некотором отрезке может быть оценена по формуле (6):

$$\Delta_L \leq \frac{M_2 \cdot h^2}{8}, \quad (6)$$

где M_2 – максимальное значение модуля второй производной функции на отрезке;
 h – ширина отрезка.

Так, погрешность вычисления температурного коэффициента реактивности с помощью интерполяции не превышает $2 \cdot 10^{-5}$ в единицах коэффициента реактивности, что даёт относительную погрешность не более $0,5 \cdot 10^{-2} = 0,5 \%$. Значения относительной погрешности при интерполяционном определении других величин по графикам альбома НФХ не превосходят 0,5 %.

Таким образом, программное средство, реализующее расчёт изменения реактивности с применением двойной линейной интерполяции, может снизить погрешность определения конечного состояния РУ в 8-12 раз.

РАЗРАБОТАННОЕ ПРОГРАММНОЕ СРЕДСТВО

На основании вышесказанного было реализовано программное средство ANFC-I, основанное на процедурах и справочных данных, регламентированных альбомом НФХ топливной загрузки.

ANFC-I представляет возможность осуществления расчётов переходных процессов, связанных с изменением реактивности, во всём диапазоне мощностей, определяемом максимально допустимой тепловой мощностью реактора в зависимости от количества работающих ГЦН. Максимально допустимая тепловая мощность реактора составляет 104 % (3120 МВт) от номинальной при четырёх работающих ГЦН и 40 % (1200 МВт) от номинальной при двух работающих ГЦН.

Разработанное программное средство реализует следующие виды расчетов:

- изменения положения групп ОР СУЗ при изменении мощности реактора;
- изменения концентрации борной кислоты при изменении мощности реактора;
- изменения критической концентрации борной кислоты при изменении положения групп ОР СУЗ на неизменной мощности реактора;

- времени и объёма водообмена при подпитке первого контура чистым дистиллятом или раствором борной кислоты;
- поиска критической конфигурации реактора (под конфигурацией понимается сочетание мощности, положения групп ОР СУЗ и концентрации борной кислоты) после изменения состояния РУ с учетом изменения концентрации ксенона-135;
- пусковой концентрации борной кислоты после перевода РУ в состояние «горячий останов».

На рисунках 4 и 5 приведены примеры экранных форм ANFC-I.

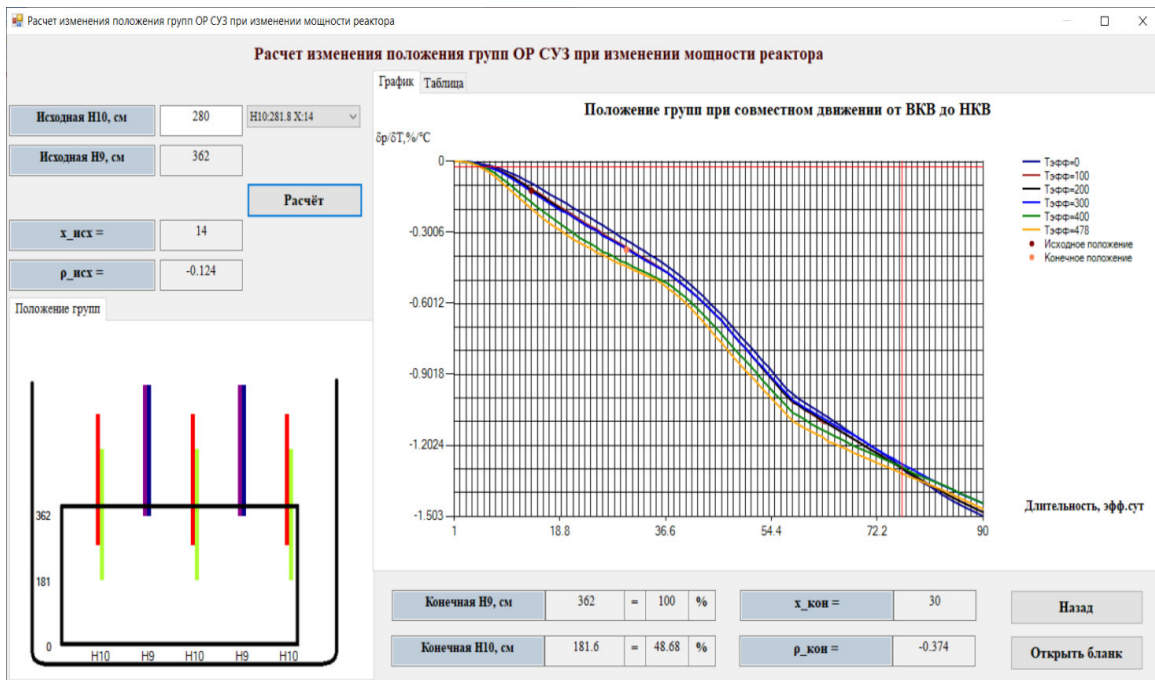


Рисунок 4 – Экранная форма расчёта положения групп ОР СУЗ [On-screen form of calculating the position of control rod groups]

Рисунок 5 – Экранная форма поиска критической конфигурации [Critical configuration search screen]

Справочные данные для выполнения расчётов ANFC-I читает из подготовленных xml-файлов, содержащих основную информацию альбома НФХ.

Программное средство не влияет на ядерную и радиационную безопасность, поскольку является средством информационной поддержки оператора РУ.

АЛГОРИТМ ПРОХОЖДЕНИЯ ЙОДНОЙ ЯМЫ С МИНИМАЛЬНЫМ ВОДООБМЕНОМ

После уменьшения мощности реакторной установки наблюдается увеличение концентрации ксенона-135 в активной зоне из-за снижения плотности потока нейтронов и, как следствие, скорости выгорания данного изотопа. Ксенон-135 является сильным поглотителем нейтронов, поэтому увеличение его концентрации приводит к введению отрицательной реактивности. Данное явление получило название «йодная яма».

Поскольку уменьшение мощности, как правильно, связано с изменением положения ОР СУЗ, это приводит к увеличению неравномерности энерговыделения в активной зоне (аксиального офсета), что обуславливает возникновение ксеноновых колебаний после прохождения «йодной ямы».

Вопрос компенсации изменений реактивности после сброса мощности РУ требует детального рассмотрения ввиду актуальности минимизации водообмена. Это позволяет уменьшить нагрузку на системы спецводоочистки и повысить экономичность эксплуатации АЭС.

При работе на мощности рабочая группа ОР СУЗ находится в рекомендованном положении на высоте от 70 % до 95 % от низа активной зоны. Для подавления ксеноновых колебаний допускается ее нахождение в нерегламентном положении не более 10 часов.

Увеличение концентрации ксенона-135, начинающееся сразу после уменьшения мощности, приводит к вводу отрицательной реактивности (погружению в «йодную яму») и требует постепенного извлечения групп ОР СУЗ из активной зоны. Если подъема рабочей группы для компенсации отравления ксеноном-135 достаточно для ее возвращения в регламентное положение, то подпитка не производится.

Следует отметить, что наиболее неблагоприятным фактором, приводящим к возникновению ксеноновых колебаний, является длительное, более 0,5-1,0 часа, положение групп ОР СУЗ в диапазоне 40-60 %. Поэтому рабочая группа должна быть приведена в регламентное положение.

Несложно предсказать существование оптимального алгоритма, обеспечивающего как минимальное искажение поля плотности потока нейтронов, так и минимальный объем водообмена. Однако характеристики данного оптимального алгоритма существенно зависят от критериев, предъявляемых в качестве оценочных для степени неблагоприятности с точки зрения эксплуатации к неравномерности поля энерговыделения и системам подпитки-продувки и водоподготовки.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ANFC-I

По результатам опытной эксплуатации разработанного программного средства в учебно-тренировочном подразделении Ростовской АЭС отмечено следующее:

- освоение интерфейса и работы программы занимает у квалифицированного персонала РЦ (ВИУР, НСРЦ) не более 15-30 минут;
- программное средство реализует заявленный функционал в полном объеме;
- по замечаниям эксплуатирующего персонала РЦ улучшено удобство элементов интерфейса ANFC-I;
- в процессе тренировок на полномасштабном тренажере на расчёт изменения реактивности персонал тратит не более 1-2 минут в условиях действия отвлекающих факторов.

Общепринятой практикой является подтверждение точности расчётных методик, связанных с изменениями реактивности реакторов ВВЭР, испытаниями в условиях полномасштабного тренажера [12]. В связи с этим в настоящее время проводится

подобного рода тестирование на базе учебно-тренировочного подразделения Ростовской АЭС.

Таким образом, проведённая работа показала возможность повышения точности и скорости оперативных расчётов изменения реактивности путём дополнения расчётно-аналитического сопровождения ВВЭР-1000 разработанным авторами программным средством – интерактивным дубликатом альбома НФХ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Система PRIS МАГАТЭ [Электронный ресурс] / Ресурс МАГАТЭ PRIS посвященный опыту эксплуатации АЭС в мире. – URL : <https://www.iaea.org/PRIS/>. (дата обращения: 19.02.2019).
2. НП-082-07 «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций»
3. Белозеров, В.И. Физика и эксплуатационные режимы реактора ВВЭР-1000 [Текст] / В.И. Белозеров, М.М. Жук, Ю.А. Кузина, М.Ю. Терновых. – Монография. Москва : НИЯУ МИФИ, 2014. – 288 с.
4. РД ЭО 1.1.2.25.0445-2016 «Требования к содержанию альбома нейтронно-физических характеристик топливных загрузок реакторов ВВЭР 1000 и ВВЭР-1200»
5. Росатом выстраивает единую цифровую стратегию развития атомной отрасли [Электронный ресурс] Сайт Госкорпорации Росатом // URL : <https://www.rosatom.ru/journalist/news/rosatom-vystraivaet-edinuyu-tsifrovuyu-strategiyu-razvitiya-atomnoy-otrasli/> (дата обращения: 03.06.2019).
6. Калугин, М.А. Развитие прецизионных и инженерных методов и программ расчета ядерных реакторов с использованием алгоритмов Монте-Карло : дис. докт. тех. наук: 05.13.18 [Текст] / М.А. Калугин. – Москва, 2009. – 295 с.
7. Митенкова, Е.Ф. Анализ нейтронно-физических характеристик в ячеечных расчетах реактора ВВЭР с использованием кодов MCNP5 и MCU_FREE [Текст] / Е.Ф. Митенкова, П.А. Кизуб, Д.А. Колташев. – Препринт. Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН. – № ИБРАЕ-2013-04. – Москва : ИБРАЭ РАН, 2013. – 23 с.
8. Курченко, А.Ю. Программа ТВС-М. Описание алгоритма и инструкция для пользователей [Текст] / А.Ю. Курченко, С.Н. Большагин. – Отчет РНЦ КИ, инв. № 32/1-18-203 от 21.04.2003. – Москва. – 2003.
9. Томилов, М.Ю. Комплекс программ КАСКАД. Инструкция по использованию графического интерфейса комплекса КАСКАД [Текст] / М.Ю. Томилов, Н.А. Бычкова, Е.К. Косоуров // Отчет РНЦ КИ, инв. № 32/1-51-402 от 28.11.2002. – 2002
10. Добротворский, А.Н. Разработка и обоснование методики определения средневзвешенной мощности реактора энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000: дис. канд. техн. наук : 05.14.03 [Текст] / А.Н. Добротворский. – Нововоронеж, 2017. – 190 с.
11. Амосов, А.А. Вычислительные методы для инженеров [Текст] / А.А. Амосов, Ю.А. Дубинский, Н.В. Копченова – Москва : Высш. шк., 1994. – 544 с.
12. Семёнов, В.К. Оценка точности метода определения коэффициентов реактивности и эффективности твердых поглотителей на основе решения обратной задачи динамики точечного реактора [Текст] / В.К. Семёнов, М.А. Вольман // Глобальная ядерная безопасность, 2018 – № 3 – С. 64-72.

REFERENCES

- [1] Sistema PRIS MAGATE` [The IAEA PRIS System]. Resurs MAGATE` PRIS posvyashhenny`j opy`tu e`kspluatcii AE`S v mire [The IAEA PRIS Resource Dedicated to the Experience of Operating Nuclear Power Plants in the World]. URL : <https://www.iaea.org/PRIS/> (in Russian).
- [2] NP-082-07 «Pravila yadernoj bezopasnosti reaktorny`x ustanovok atomny`x stancij» [Nuclear Safety Regulations for Nuclear Installations at Nuclear Installations] (in Russian).
- [3] BelozeroV V.I., Zhuk M.M., Kuzina Yu.A., Ternovy`x M.Yu.. Fizika i e`kspluatacionny`e rezhimy` reaktora VVE`R-1000 [Physics and Operating Conditions of the WWER-1000 Reactor]. Monograph. Moscow: National Research Nuclear University MEPhI. 2014. 288 p. (in Russian).
- [4] RD E`O 1.1.2.25.0445-2016 «Trebovaniya k soderzhaniyu al`boma nejtronno-fizicheskix charakteristik toplivny`x zagruzok reaktorov VVE`R 1000 i VVE`R-1200» [Requirements for the Content of the Album of Neutron-Physical Characteristics of the Fuel Column of WWER 1000 and WWER -1200 Reactors] (in Russian).

- [5] Rosatom vy`straivaet edinuyu cifrovuyu strategiyu razvitiya atomnoj otrasli [Rosatom is Building a Unified Digital Strategy for the Nuclear Industry Development] The site of Rosatom State Corporation. URL : <https://www.rosatom.ru/journalist/news/rosatom-vystraivaet-edinuyu-tsifrovuyu-strategiyu-razvitiya-atomnoy-otrasli> (in Russian).
- [6] Kalugin, M.A. Razvitie precizionny`x i inzherny`x metodov i programm rascheta yaderny`x reaktorov s ispol`zovaniem algoritmov Monte-Karlo : dis. dokt. tex. nauk: 05.13.18 [Development of Precision and Engineering Methods and Programs for Calculating Nuclear Reactors Using Monte-Carlo Algorithms: Thesis of Dr. in Engineering: 05.13.18]. Moscow. 2009. 295 p. (in Russian).
- [7] Mitenkova E.F., Kizub P.A., Koltashev D.A. Analiz nejtronno-fizicheskix xarakteristik v yachechny`x raschetax reaktora VVE`R s ispol`zovaniem kodov MCNP5 i MCU_FREE [Analysis of Neutron-Physical Characteristics in Cell Calculations of a WWER Reactor Using the MCNP5 and MCU_FREE codes] Preprint. Institute of Problems of Nuclear Energy Security Development RAS. IBRAE-2013-04. Moscow: IBRAE RAS. 2013. 23 p. (in Russian).
- [8] Kurchenokov A.Yu., Bol`shagin S.N. Programma TVS-M. Opisanie algoritma i instrukciya dlya pol`zovatelej [TVS-M program Description of the Algorithm and Instructions for Users]. Report of RRC KI. inv. № 32/1-18-203. 21.04.2003. Moscow. 2003 (in Russian).
- [9] Tomilov M.Yu., By`chkova N.A., Kosourov E.K.. Kompleks programm KASKAD. Instrukciya po ispol`zovaniyu graficheskogo interfejsa kompleksa KASKAD [Complex Programs CASCADE. Instructions for Using the Graphic Interface of the CASCADE Complex] Report of the RRC KI. inv. № 32/1-51-402. 28.11.2002. 2002 (in Russian).
- [10] Dobrotvorskij, A.N. Razrabotka i obosnovanie metodiki opredeleniya srednevzveshennoj moshhnosti reaktora e`nergoblokov AE`S s VVE`R-1000 : dis. kand. texn. nauk : 05.14.03 [Development and Substantiation of the Methodology for Determining the Weighted Average Power of the NPP units with WWER -1000 Reactor: Abstract Thesis of PhD in Engineering]. Novovoronezh. 2017. 190 p. (in Russian).
- [11] Amosov A.A., Dubinskij Yu.A., Kopchenova N.V. Vy`chislitel`ny`e metody` dlya inzhenerov: Ucheb. Posobie [Computational Methods for Engineers: Proc. Manual]. Moscow: Higher School 1994. 544 p. (in Russian).
- [12] Semyonov V.K., Vol`man M.A. Ocenka tochnosti metoda opredeleniya koe`fficientov reaktivnosti i e`ffektivnosti tverdyy`x poglotitelej na osnove resheniya obratnoj zadachi dinamiki tochechnogo reaktora [Accuracy Estimation of the Method for Determining the Reactivity Coefficients and Efficiency of Solid Absorbers Based on the Solution of the Inverse Problem of the Point Reactor Dynamics] // Global nuclear safety. 2018. №3. P. 64-72 (in Russian).

Interactive Album of Neutron-Physical Characteristics of WWER Reactor Fuel Column

A.A.Lapkis¹, V.A.Ignatkin², M.A.Kolomietz³

*Volgodonsk Engineering Technical Institute the branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
Lenin St., 73/94, Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360*

¹ORCID ID: 0000-0002-9431-7046

e-mail: aalapkis@mephi.ru

²ORCID ID: 0000-0002-1759-5675

³ORCID ID: 0000-0002-0027-4306

e-mail: mariya.kolomiec.97@mail.ru

Abstract – The paper describes the method and software developed by the authors for automating operational calculations of reactivity changes of the WWER-1000 reactor. The main calculation dependencies, screen forms and test results are given. Rising of the calculation accuracy is shown. The development path of the developed software as an element of the digital twin of the WWER 1000 nuclear reactor is proposed.

Keywords: WWER-1000, reactivity, fuel loading, reactivity effects, reactivity coefficients, control rod, rod bank, neutron-physical characteristics.