

## МОЩНОСТНОЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ: ОПРЕДЕЛЕНИЕ, СВЯЗЬ С КОЭФФИЦИЕНТАМИ РЕАКТИВНОСТИ, ОЦЕНКА РЕЗУЛЬТАТОВ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Ю.А. Казанский\*, Я.В. Слекеничс\*\*

\* *Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ  
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1*

\*\* *ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы»  
249040, Калужская обл., г. Обнинск, пр. Ленина, д. 133*

**Р**

Авторы статьи предполагают, что по мере роста вклада ядерной энергетики в производство электроэнергии АЭС будут в большей степени использоваться в маневренном режиме работы, нежели в базисном. Другими словами, изменение мощности от номинальной до уровня собственных нужд будет обычным и не столь редким событием, как плановые остановы реактора для перегрузки топлива и на планово-предупредительные работы. Существуют известные проблемы использования ядерных реакторов в маневренном режиме, среди которых есть и общая задача для всех типов ядерных реакторов. Было бы полезно иметь единый показатель, слабо зависящий от уровня мощности, достаточно просто измеряемый, который давал бы возможность судить о характере переходных процессов на всем диапазоне мощности и оценивать требуемую реактивность для изменения мощности на заданное значение. Таким показателем может быть мощностной коэффициент реактивности (МКР). Проведен анализ существующих в литературе определений и представлений о МКР. Оказалось, что нет единого мнения по поводу определения МКР. На основании проведенного изучения предложено следующее его определение: МКР – это отношение малой реактивности, введенной в реактор, к приращению мощности после окончания переходного процесса. При этом предполагается, что изменения реактивности зависят от энергии, освобождающейся при делении ядер, и не связаны с изменениями реактивности, вызываемыми сигналами обратной связи в системе автоматического регулирования мощности реактора. С учетом принятого определения проведен анализ связи МКР с температурными коэффициентами и технологическими параметрами, связанными со статической программой регулирования. Выполнены расчеты МКР в рамках простейшей модели энергетического реактора типа ВВЭР-1000. Оказалось, что МКР слабо зависит от мощности.

Исследуется зависимость МКР от температурных эффектов реактивности, заданных температурными коэффициентами реактивности, и от технологических параметров, связанных со статической программой регулирования энергоблока, на примере ВВЭР-1000. Анализируется влияние МКР на статику и динамику энергетического реактора.

**Ключевые слова:** атомные электростанции, мощностной коэффициент реактивности, температурные коэффициенты реактивности, динамика ядерных реакторов.

## ВВЕДЕНИЕ

Динамика и статика энергетического реактора, в основном, определяются его внутренними обратными связями, отражающими влияние на реактивность температуры и давления в реакторе и зависящими от них ядерно-физическими свойствами материалов активной зоны.

Степень влияния отдельного технологического параметра (ТП) принято оценивать соответствующим коэффициентом реактивности (КР), наиболее часто температурным (ТКР) и барометрическим (БКР) КР, например, теплоносителя, топлива, замедлителя.

Математически КР определяются в виде частной производной реактивности по ТП, изменение которого оказывает влияние на реактивность. Физически, например, ТКР и БКР означают отношение изменения реактивности к вызвавшему его малому изменению температуры или давления, при постоянстве всех других факторов, влияющих на реактивность.

Уравнения динамики реактора, содержащие уравнения внутренних обратных связей, записанных с учетом КР, наиболее полно описывают динамику и статику энергетического реактора, что демонстрируется в фундаментальных работах, посвященных реакторам АЭС в России [1 – 3]. По мере увеличения количества АЭС будет расти востребованность маневренного режима работы, в котором мощность реактора должна будет меняться в широких пределах – от собственных нужд до номинального уровня. В таком режиме работы полезно иметь универсальную характеристику реактора, с помощью которой можно было бы легко оценить требуемую реактивность для оперативного изменения мощности энергоблока.

Использование такого режима для ядерных реакторов осложнено рядом проблем, связанных с технологическими параметрами и нейтронно-физическими характеристиками. Одна из основных проблем – необходимость изыскивать дополнительные ресурсы конструкционных материалов, устойчивость которых к нейтронному флюенсу и температуре при частых изменениях мощности уменьшается в сравнении с постоянной плотностью потока нейтронов [4]. Это важно особенно для реакторов на быстрых нейтронах, для которых важнейший показатель – глубина выгорания ограничен устойчивостью исходных физико-технических характеристик топлива и конструкционных материалов предельными значениями флюенса нейтронов [1, 4, 5]. Кроме того, для реакторов на быстрых нейтронах изменения мощности и, следовательно, температуры влияют на утечку нейтронов. Влияние данных процессов на вычисления МКР не рассматриваются в данной статье. Для реакторов на тепловых нейтронах есть особенность при использовании маневренного режима – медленное (часы) изменение реактивности после установления нового уровня мощности, которое компенсируется работой регулятора мощности, что не влияет на оценку значений реактивности для перевода реактора с одного уровня мощности на другой.

Вместе с тем применение на практике ТКР и БКР, например, для оперативной оценки требуемого запаса реактивности для осуществления предстоящего маневра мощности реактора, вызывает определенные трудности, часто обусловленные отсутствием оперативных данных по требуемым технологическим параметрам. Например, температура топлива реактора непосредственно не контролируется штатными средствами измерения, что затрудняет применение ТКР топлива для расчета ТЭР по температуре топлива.

Более удобным для оценки поведения реактора на энергетических уровнях мощности, включая задачу оперативного расчета требуемой реактивности, представляется МКР, характеризующий мощностной эффект реактивности (МЭР) как суммарное воздействие всех эффектов реактивности [6].

Рассмотрим, в какой степени такой характеристикой может служить МКР, принимая во внимание характеристики водо-водяных реакторов (ВВЭР-1000).

Действительно, зная МКР  $\alpha_w(w)$  реактора на всем диапазоне изменений мощности  $w$  с учетом действующей на энергоблоке статической программой регулирования (СПР), т.е. зависимостями температуры, расхода в первом контуре, давления теплоносителя от  $w$ , можно представить требуемую реактивность  $\Delta\rho$  для перевода реактора с  $w_1$  на  $w_2$  в виде

$$\Delta\rho = \int_{w_1}^{w_2} \alpha_w(w) dw.$$

Кроме того,  $\alpha_w(w)$  можно рассматривать как некоторую интегральную меру внутренней самозащитенности реактора [7], ибо отрицательность МКР на всем диапазоне мощностей является необходимым условием устойчивости реактора [6].

Если окажется, что для энергоблока при какой-нибудь СПР  $\alpha_w(w)$  – постоянная (или близка к постоянной), то статика реактора описывается простейшим выражением  $\Delta\rho = \alpha_w(w_2 - w_1)$ . Если не получится простого аналитического выражения  $\alpha_w(w)$ , то следует вывод, что для нахождения  $\Delta\rho$  по заданному  $\Delta w$  надо решать уравнения динамики численными методами, что, в принципе, и делается в настоящее время.

Основная цель представляемой работы – изучение различных аспектов МКР и представления упрощенной аналитической модели прогнозирования поведения мощности реактора в статических режимах.

### **МНОГООБРАЗИЕ ПРЕДСТАВЛЕНИЙ О МКР**

Часто при описаниях характеристик реакторов ограничиваются таблицей, в которой среди прочих коэффициентов реактивности приводят значение МКР или мощностного эффекта реактивности как само собой разумеющееся понятие. В то же время в литературе (которую, как правило, рекомендуют в качестве учебных пособий) даются различные и порой противоречивые толкования и определения МКР. Самое простое и распространенное определение [8 – 10] – приращение реактивности, вызванное единичным приращением мощности. Это определение на интуитивном уровне оказывается вполне приемлемым, если ввести ряд добавлений, которые, надо полагать, подразумеваются авторами по умолчанию. Необходимо добавить, что приращение мощности надо определять после ее стабилизации, т.е. после окончания вызванного возмущением переходного процесса. Есть работы, в которых это определение сопровождается добавлением – «вызванное изменение реактивности при единичном возрастании мощности реактора при сохранении остальных условий неизменными» [11 – 13]. Если эту оговорку принимать буквально, то МКР будет нулевым [6]. В ряде работ сформулированное выше определение сопровождается дополнениями типа «при неизменном расходе теплоносителя» [14], «при условии неизменной температуры воды» [15], «при постоянной температуре теплоносителя на входе в активную зону» [16], «при условии постоянства подогрева теплоносителя и входной температуры теплоносителя» [17]. В руководящем документе [18], на основании которого экспериментально определяются КР во время пуска реакторов ВВЭР-1000, используется два определения – МКР при постоянной температуре теплоносителя на входе реактора и МКР при постоянной температуре теплоносителя в активной зоне.

В работе [6] МКР был определен следующим образом: МКР – это отношение введенной в реактор реактивности к приращению мощности после окончания переходного процесса. Отсюда следует, что по определению МКР должен быть отрицательным (неизбежно из-за нового стационарного состояния). Предполагается также, что изменения реактивности обусловлены высвобождающейся энергией при делении ядер (не принимаются во внимание возможные внешние источники тепла), не принимаются во внима-

ние изменения реактивности, вызываемые системой автоматического регулирования реактора (АРМ) [19].

Из приведенного определения вытекают несколько способов измерения МКР на действующем энергоблоке, например, способ с отключенным автоматическим регулятором мощности. В реактор, в котором отключен АРМ, вводится небольшая реактивность. Начинается переходной процесс (изменяются мощность, температуры топлива и теплоносителя и т.д.), после которого устанавливается новый уровень мощности (МКР предполагается отрицательным, реактор устойчивым). Отношение введенной реактивности к изменению мощности принимается в качестве оценки МКР на данном уровне мощности.

Другой способ с включенным АРМ в режиме поддержания нейтронной мощности (режим «Н») заключается в изменении заданной мощности. При этом АРМ автоматически изменит мощность реактора путем ввода необходимой реактивности. Как и в предыдущем случае, отношение введенной реактивности к изменению мощности принимается в качестве МКР. Величину введенной реактивности в обоих случаях оценивают по известной градуировочной характеристике регулирующих органов реактора. Можно также предложить способ измерения МКР путем небольшого изменения заданной электрической мощности автоматического регулятора при работе АРМ в режиме «Т». Как и в предыдущих случаях, МКР вычисляется в виде отношения изменения реактивности к изменению мощности после переходного процесса.

### МОЩНОСТНОЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ

Исходя из предложенного определения МКР (изменение реактивности, обусловленное суммарным действием на нее изменений температуры топлива, температуры и давления [6] теплоносителя, возникших вследствие изменения его мощности, и связанных СПР энергоблока), можно записать следующую зависимость МКР от ТП [6]:

$$\alpha_w(w_0) = \left. \frac{d\rho}{dw} \right|_{\substack{w=w_0 \\ t \rightarrow \infty}} = \sum_{i=1}^n \left. \frac{d\rho}{dp_i} \frac{dp_i}{dw} \right|_{\substack{w=w_0 \\ t \rightarrow \infty}} = \sum_{i=1}^n \alpha_{pi} \left. \frac{dp_i}{dw} \right|_{\substack{w=w_0 \\ t \rightarrow \infty}}, \quad (1)$$

где  $w_0$  – уровень мощности реактора;  $\alpha_{pi}$  – коэффициент реактивности по  $i$ -му технологическому параметру  $p_i$ .

Таким образом, в соответствии с (1) МКР есть отношение изменения реактивности к вызвавшему его небольшому отклонению мощности от исходного уровня в установившемся режиме.

МКР по вышеприведенному определению имеет ряд привлекательных свойств:

- определен как полная производная по мощности, что автоматически учитывает его зависимость от всех ТП, зависящих от мощности и влияющих на реактивность в реальных условиях эксплуатации энергоблока, а не в искусственно созданных для стабилизации ряда ТП;
- его нетрудно экспериментально измерить в условиях эксплуатации реактора, поскольку не требуется принимать специальные меры по поддержанию других ТП энергоблока;
- выражается через остальные КР.

Так как в режимах нормальной эксплуатации на энергетических уровнях мощности давление теплоносителя поддерживается постоянным и, следовательно, величина барометрического эффекта реактивности по сравнению с температурными эффектами незначительна, ограничимся двумя ТП, влияющим на реактивность, – температурами топлива и теплоносителя.

В этом случае формула (1) примет вид

$$\alpha_w(w_0) = \alpha_f \left. \frac{dT_f}{dw} \right|_{\substack{w=w_0 \\ t \rightarrow \infty}} + \alpha_c \left. \frac{dT_c}{dw} \right|_{\substack{w=w_0 \\ t \rightarrow \infty}}, \quad (2)$$

где  $\alpha_f$  – ТКР топлива;  $\alpha_c$  – ТКР теплоносителя;  $T_f, T_c$  – средние температуры топлива и теплоносителя соответственно, К.

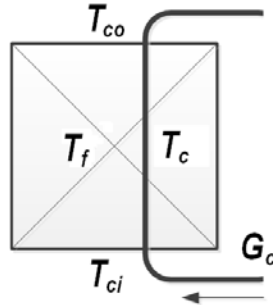


Рис. 1. Модель теплообмена в активной зоне реактора:  $T_{ci}, T_{co}$  – температуры теплоносителя на входе и выходе из реактора;  $G_c$  – массовый расход теплоносителя

Найдем полные производные температур топлива и теплоносителя по мощности для формулы (2). Для этого используем простую модель теплообмена в активной зоне с сосредоточенными параметрами в установившемся режиме (рис. 1).

Соотношения между технологическими параметрами в рамках предложенной модели в установившемся режиме могут быть представлены в следующем виде:

$$w = K_f (T_f - T_c), \quad (3)$$

$$w = G_c c_{pc} (T_{co} - T_{ci}), \quad (4)$$

где  $K_f = k_f(G_c)F$  – произведение эффективного коэффициента теплопередачи  $k_f$  от топлива к теплоносителю на площадь  $F$  теплопередачи, Вт/К;  $c_{pc}$  – удельная изобарная теплоемкость теплоносителя, Дж/(кг·К).

Если в качестве средней температуры теплоносителя принимается полусумма его температур на входе и выходе из реактора, т.е.  $T_c = (T_{co} + T_{ci})/2$ , то совместное решение (3) и (4) по отношению к  $T_c$  и  $T_f$  может быть записано в виде

$$T_c = w / (G_c c_{pc}) + T_{ci} = T_c(w, G_c, T_{ci}), \quad (5)$$

$$T_f = w [K_f^{-1} + (2 G_c c_{pc})^{-1}] = T_f [w, K_f(G_c), G_c, T_{ci}] \quad (6)$$

при допущении, что  $c_{pc} = \text{const}$ .

Из (5) получаем

$$\frac{dT_c}{dw} = \frac{\partial T_c}{\partial w} + \frac{\partial T_c}{\partial G_c} \frac{dG_c}{dw} + \frac{\partial T_c}{\partial T_{ci}} \frac{dT_{ci}}{dw}, \quad (7)$$

а из (6), соответственно,

$$\frac{dT_f}{dw} = \frac{\partial T_f}{\partial w} + \frac{\partial T_f}{\partial K_f} \frac{\partial K_f}{\partial G_c} \frac{dG_c}{dw} + \frac{\partial T_f}{\partial G_c} \frac{dG_c}{dw} + \frac{\partial T_f}{\partial T_{ci}} \frac{dT_{ci}}{dw}. \quad (8)$$

Дальнейшие оценки полных производных температур топлива и теплоносителя по мощности возможны только с учетом СПР энергоблока.

В случае реакторов с водой под давлением (ВВЭР, РБМК) в качестве теплоносителя применяются СПР с постоянным расходом  $G_c = \text{const}$  и, следовательно,  $dG_c/dw = 0$ .

Как следует из [17], для типовых СПР зависимость температуры теплоносителя на входе реактора от мощности можно представить линейной функцией

$$T_{ci}(w) = T_{co} + k_{ct}w, \quad (9)$$

где  $T_{co}$  – начальная температура теплоносителя, К;  $k_{ct}$  – коэффициент пропорциональности, К/Вт.

В частности, для СПР с постоянной средней температурой теплоносителя из (5) следует, что  $k_{ct} = -(2G_c c_{pc})^{-1} < 0$ . При поддержании  $T_{ci} = \text{const}$  коэффициент  $k_{ct} = 0$ . Для наиболее часто применяемых на практике СПР с постоянным давлением пара перед турбиной  $k_{ct} > 0$  и для реакторов типа ВВЭР приблизительно равен  $0,1K/(\%N_{\text{ном}})$  [15].

Продифференцировав (5), (6) и (9) в соответствии с (7) и (8) и подставив полученные производные в (2), получаем МКР в виде

$$\alpha_w(w) = \alpha_f(w) \left[ \frac{1}{K_f(G_c)} + \frac{1}{2G_c c_{pc}} + k_{ct} \right] + \alpha_c(w) \left( \frac{1}{2G_c c_{pc}} + k_{ct} \right). \quad (10)$$

Из этого выражения следует, что МКР зависит от СПР. В частности, для СПР с  $T_c = \text{const}$  влияние ТЭР по температуре теплоносителя в приближении рассматриваемой модели исключается. В этом случае выражение (10) принимает вид

$$\alpha_w(w) = \alpha_f(w)/K_f(G_c). \quad (11)$$

При поддержании  $T_{ci} = \text{const}$  выражение (10) совпадает с аналогичным выражением, полученным в [6].

Из выражений (10) и (11) следует, что МКР зависит от текущего уровня мощности реактора, если такую зависимость имеют другие коэффициенты реактивности.

Кроме того, на  $\alpha_w$  оказывает влияние расход теплоносителя даже при СПР с  $G_c = \text{const}$ , так как  $G_c$  может измениться, например, вследствие действия системы разгрузки и ограничения мощности (РОМ) при отключении одной или двух петель первого контура.

### РАСЧЕТ МОЩНОСТНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ

Для оценки зависимостей МКР от мощности для распространенных СПР при работе на четырех, трех и двух петлях первого контура был написан расчетный код в среде SciLab, реализующий (10) на примере ВВЭР-1000 при типовых допущениях для моделей активной зоны с сосредоточенными параметрами:

- в качестве средней температуры теплоносителя принимается полусумма его температур на входе  $T_{ci}$  и выходе  $T_{co}$  из реактора;
- отсутствует неравномерность расхода теплоносителя и энерговыделения в активной зоне;
- имеет место параболическое радиальное распределение температуры топлива в твэле, т.е. средняя температура топлива превышает наружную температура твэла на значение, равное двум третям максимального перепада температуры внутри твэла.

Подогрев теплоносителя в реакторе рассчитывается как

$$\Delta T_c = w / [c_{pc}(T_c, p_c) \cdot G_c(w)]. \quad (12)$$

Максимальная температура топлива в твэле [18]

$$T_{f \max} = T_c + q_v r_f / (2\alpha_{\text{eff}}) + q_v r_f^2 / (4\lambda_f), \quad (13)$$

где  $q_v$  – среднее энерговыделение в твэле, Вт/м<sup>3</sup>;  $r_f$  – радиус топлива, м;  $\alpha_{\text{eff}}$  – эффективный коэффициент теплоотдачи, Вт/(К·м<sup>2</sup>);  $\lambda_f$  – коэффициент теплопроводности топлива, Вт/(К·м);  $\alpha_{\text{eff}}$  рассчитывается по формуле [18]

$$\alpha_{\text{eff}} = \left( \frac{r_f / (\alpha R_f) + (r_f / \lambda_c) \ln R_f + \frac{\delta_g}{\lambda_g}}{R_f - \delta_w} \right)^{-1}, \quad (14)$$

где  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи, Вт/(К·м<sup>2</sup>);  $R_f$  – наружный радиус твэла, м;  $\delta_w$  – толщина стенки твэла, м;  $\delta_g$  – ширина газового зазора твэла, м;  $\lambda_c$  – коэффициент теплопроводности теплоносителя, Вт/(К·м);  $\lambda_g$  – коэффициент теплопроводности газа, Вт/(К·м).

Для расчета коэффициента теплоотдачи  $\alpha = \text{Nu} \cdot \lambda_c / d_h$  применялись упрощенные формулы из [19]. При этом число Нуссельта  $\text{Nu} = \text{Ar} \text{Re}_c^{0,8} \text{Pr}_c^{0,4}$ ; число Рейнольдса

$Re_c = vd_h/\nu_c$ ; число Прандтля  $Pr_c = \mu_c c_{pc}/\lambda_c$ ; параметр  $A = 0,0165 + 0,02(1 - 0,91x^{-2})x^{0,15}$ ;  $d_h = 2R_f(1,10266x^2 - 1)$  – гидравлический диаметр, м;  $x = s/(2R_f)$  – относительный шаг твэлов;  $s$  – шаг твэлов, м;  $v$  – скорость теплоносителя в активной зоне, м/с;  $\mu_c$  Па·с и  $\nu_c$  м<sup>2</sup>/с – коэффициенты динамической и кинематической вязкости теплоносителя соответственно.

В качестве зависимости ТКР теплоносителя  $\alpha_c(T_c)$  от температуры принята линейная аппроксимация на интервале рабочих температур с предельными значениями  $-1,0 \cdot 10^{-4}$  и  $-1,5 \cdot 10^{-4}$  K<sup>-1</sup> [13] без учета влияния изменения концентрации бора на реактивность при регулировании мощности реактора. Аналогичная линейная аппроксимация была использована для ТКР топлива с предельными значениями  $-2,5 \cdot 10^{-4}$  и  $-2,0 \cdot 10^{-4}$  K<sup>-1</sup> [14].

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Результаты расчета МКР в зависимости от мощности реактора при фиксированном расходе теплоносителя для разных СПР приведены на рис. 2 – 4.

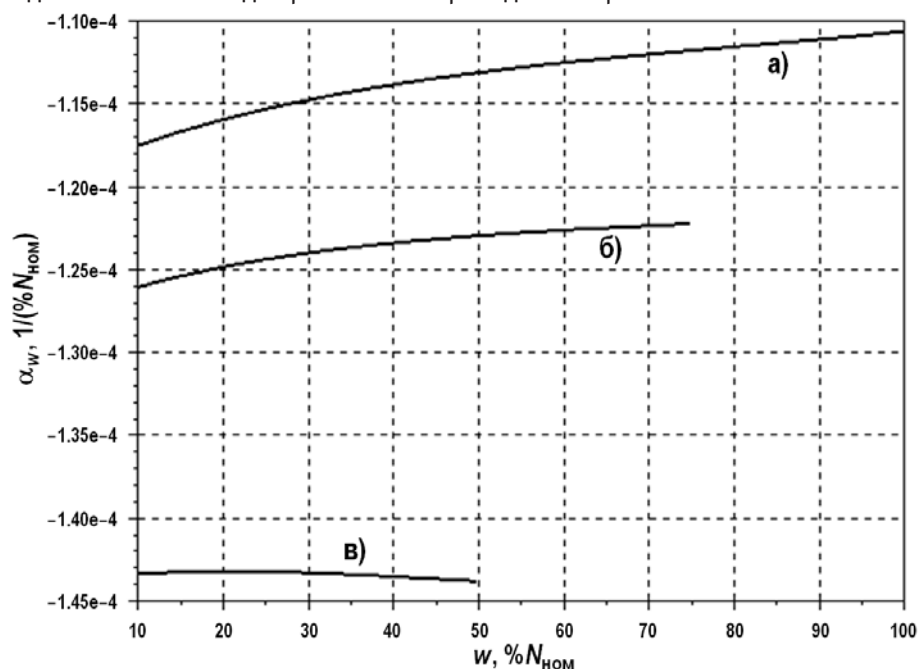


Рис. 2. Расчетные зависимости МКР от мощности реактора при заданном расходе для СПР с постоянной температурой теплоносителя на входе активной зоны: а) при номинальном расходе  $G_c = G_{ном}$ ; б) при работе на трех петлях ( $G_c = 0,75 G_{ном}$ ); в) – на двух ( $G_c = 0,5 G_{ном}$ ) петлях первого контура

Анализ полученных расчетных зависимостей показывает (см. рис. 2 – 4), что на величину МКР и его зависимость от мощности оказывают влияние конкретные условия эксплуатации энергоблока, в том числе задаваемые СПР и работой РОМ. Например, СПР с постоянной средней температурой теплоносителя в реакторе ослабляет МЭР, поскольку практически нейтрализуется температурный эффект теплоносителя.

В таблице 1 приведены усредненные значения МКР на диапазоне мощности 10 – 100%  $N_{ном}$ , а также максимальные отклонения от МКР от среднего значения, полученные на основании рис. 2 – 4.

Из данных таблицы следует, что при постоянном расходе теплоносителя в первом контуре зависимость МКР от мощности довольно слабая и не превышает 10% на всем диапазоне ее изменения, что сопоставимо с точностью проведенных расчетов теплообмена в активной зоне. Следовательно, МКР в первом приближении можно считать постоянным, не зависящим от мощности реактора.

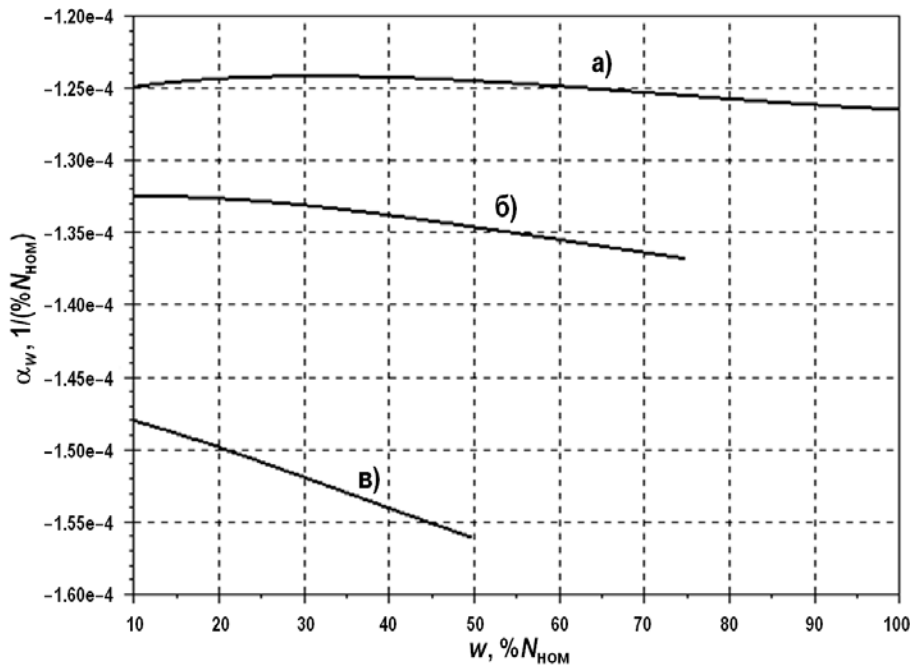


Рис. 3. Расчетные зависимости МКР от мощности реактора при заданном расходе для СПР с постоянным давлением пара перед турбиной ( $p_2 = \text{const}$ ): а) при номинальном расходе  $G_c = G_{\text{НОМ}}$ ; б) при работе на трех петлях ( $G_c = 0,75 G_{\text{НОМ}}$ ); в) на двух ( $G_c = 0,5 G_{\text{НОМ}}$ ) петлях первого контура

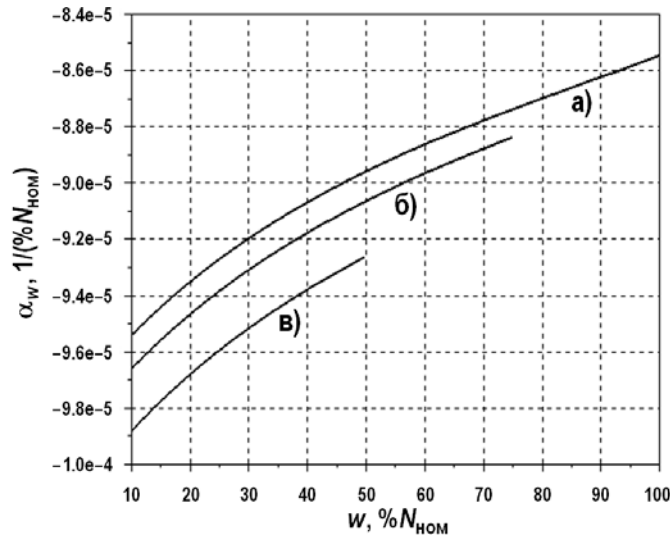


Рис. 4. Расчетные зависимости МКР от мощности реактора при заданном расходе для СПР с постоянной средней температурой теплоносителя в активной зоне: а) при номинальном расходе  $G_c = G_{\text{НОМ}}$ ; б) при работе на трех петлях ( $G_c = 0,75 G_{\text{НОМ}}$ ); в) на двух ( $G_c = 0,5 G_{\text{НОМ}}$ ) петлях первого контура

Уменьшение расхода теплоносителя, например, вследствие срабатывания системы РОМ, приводит к увеличению по модулю МКР, что усиливает свойство саморегулирования реактора и благоприятно сказывается на безопасности энергоблока.

Более заметное изменение МКР (около 40%) происходит при изменении СПР, например, при переходе с СПР с постоянным давлением пара перед турбиной на СПР с постоянной средней температурой теплоносителя в реакторе. Это обстоятельство следует учитывать при построении комбинированных СПР, ибо может потребоваться изменение настроек автоматических регуляторов, например, АРМ.



Таблица 1

**Усредненные по мощности значения МКР и максимальные отклонения от среднего значения**

СПР	Расход теплоносителя, % $G_{с ном}$	Среднее значение $1/( \% N_{ном} )$	Максимальное отклонение $\Delta \alpha_{w ср}, \%$
$T_{cl} = const$	100	$-1,13 \cdot 10^{-4}$	3,8
	75	$-1,24 \cdot 10^{-4}$	2,0
	50	$-1,43 \cdot 10^{-4}$	0,3
$p_2 = const$	100	$-1,25 \cdot 10^{-4}$	1,2
	75	$-1,34 \cdot 10^{-4}$	1,9
	50	$-1,52 \cdot 10^{-4}$	2,7
$T_c = const$	100	$-8,95 \cdot 10^{-5}$	6,6
	75	$-9,18 \cdot 10^{-5}$	5,2
	50	$-9,54 \cdot 10^{-5}$	3,6

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Определение МКР в соответствии с (1) как отношение изменения реактивности к вызвавшему его небольшому отклонению мощности от заданного уровня в установившемся режиме и выражение его в виде полной производной  $dp/dw$  позволяет учитывать суммарное влияние эффектов реактивности в реальных условиях работы энергоблока.

В этом случае, как отмечалось во введении, при переходе РУ с уровня мощности  $w_1$  на уровень  $w_2$  изменение реактивности

$$\Delta \rho = \int_{w_1}^{w_2} \alpha_w(w) dw.$$

При слабой зависимости МКР от мощности, характерной, например, для РУ типа ВВЭР-1000, получается простое и удобное для практических расчетов выражение  $\Delta \rho = \alpha_w \Delta w$ .

Зависимость  $\alpha_w(w)$  может быть построена экспериментально или рассчитана, например, по методике, приведенной выше.

Требуемые ТКР можно вычислить по экспериментальным данным, полученным во время пуска реактора. Применительно к ВВЭР-1000 в соответствии с [13] во время подъема мощности определяют суммарный ТКР по температуре топлива и теплоносителя  $\alpha_T = \partial \rho / \partial T_f + \partial \rho / \partial T_c$  и КР, названный МКР при постоянной температуре теплоносителя в активной зоне. Имея численные значения этих коэффициентов, нетрудно вычислить необходимые для формулы (10) ТКР, как и  $\alpha_c = \alpha_T - \alpha_f$ .

Так как МКР в соответствии с (1) определяется для установившегося режима, то расчет переходных процессов в реакторе на основе МКР особых преимуществ по сравнению с исходными уравнениями динамики не даст. Тем не менее, в зависимости  $\alpha_w(w)$  заложены необходимые условия устойчивости реактора. Для устойчивости реактора необходимо, чтобы  $\alpha_w(w) < 0$  во всем пространстве технологических параметров энергоблока. Только в этом случае реактору присуща внутренняя самозащищенность – свойство обеспечивать безопасность на основе естественных обратных связей, процессов и характеристик [2]. Поэтому по МКР  $\alpha_w(w)$ , определенному в соответствии с (1), во многом можно судить и о динамике энергетического реактора.

### Литература

1. Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. – М.: Издат, 2012. – 630 с.
2. Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф. и др. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: ЛОГОС. 2006. – 488 с.
3. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. / Под общ. ред. Ю.М. Черкашова. Отв. редакторы Ю.М. Никитин, И.А. Стенбок. 144 автора и 14 редакторов. – М.: «ГУП НИКИЭТ». 2006. – 631 с.
4. Овчинников И.И., Овчинников Г.И., Богина М.Ю., Матора А.В. Влияние радиационных сред на механические характеристики материалов и поведение конструкций (обзор). // Интернет-журнал «НАУКОВЕДЕНИЕ». – 2012. – № 4. – С. 1- 39.
5. Воеводин В.Н. Конструкционные материалы ядерной энергетики – вызов 21 века. // ВАНТ. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2007. – Т. 90. – № 2. – С. 10-22.
6. Казанский Ю.А., Слекеничс Я.В. Кинетика ядерных реакторов. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику: Учебное пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – 300 с.
7. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2015. – 56 с.
8. Широков С.В. Нестационарные процессы в ядерных реакторах: Учебное пособие. – Киев: Наукова думка, 2002. – 286 с.
9. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 304 с.
10. Мерзлякин Б.С. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. Электронный ресурс: <http://www.studfiles.ru/preview/6224394> (дата доступа 11.10.2017).
11. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах: Учебное пособие. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 288 с.
12. Хаммел Г., Окренгт Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1975. – 304 с.
13. Саркисов А.А., Пучков В.Н. Физика переходных процессов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 232 с.
14. Овчинников Ф.Я., Семенов В.В. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – 3-е изд., перераб. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.
15. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. / Под ред. акад. РАН А.А. Саркисова. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. – М.: Наука, 2013. – 239 с.
16. Nier M., Bergeonneau P., Gauthier J.M., de Antoni J., Gesi E., Peerani A.J.P. Superphenix Reactivity and Feedback Coefficients. // Nuclear Science and Engineering. – 1990. – Vol. 108. – PP. 30-36.
17. РД ЭО 0151. Руководящий документ. Методики расчета нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. – М.: ФГУП «Российский государственный концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях», 2004. – 101 с.
18. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975. – 400 с.
19. Шальман М.П., Плютинский В.И. Контроль и управление на атомных электростанциях. – М.: Энергия, 1979. – 272 с.
20. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Т. 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ. / Под общ. ред. д.т.н. проф. П.Л. Кириллова. – М.: ИздАТ, 2010. – 776 с.

Поступила в редакцию 08.12.17

### Авторы

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, д-р физ.-мат. наук  
E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Слекеничс Янис Витальевич, зам. директора, канд. техн. наук, доцент  
E-mail: janis53@mail.ru

UDC 621.039.516.

## POWER COEFFICIENT OF REACTIVITY USED FOR ASSESSING THE RESULTS OF TRANSIENTS IN POWER REACTORS

Kazansky Yu.A.\*, Slekenichs Ya.V.\*\*

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*\* Experimental Scientific Research and Methodology Center «Simulation Systems» (SSL)

133 Lenin st., Obninsk, Kaluga reg., 249035 Russia

### ABSTRACT

The authors of the article assume that as the contribution of nuclear power to the production of electricity increases, nuclear power plants will be used more in a manoeuvrable mode of operation than in the basic one. In other words, changes in power from the nominal level to that of auxiliary loads will become common and not so rare events as scheduled reactor shutdowns for fuel reloading or preventive works. It would be useful to have a single indicator, weakly power-dependent and fairly simply measurable, which would enable us to reason about the nature of transient processes over the entire power range and estimate the required reactivity to change the power by a given value. Such an indicator can be the power coefficient of reactivity (PCR). An analysis was made of existing definitions and notions of PCR in related literature. It turned out that there is no generally accepted definition of the PCR. Based on the performed study, the following definition was proposed: the PCR is the ratio of the low reactivity introduced into the reactor to the power increment after the end of the transient process. In this case, the reactivity changes are assumed to be due to the energy liberated in nuclear fission but not related to those caused by feedback signals in the automatic reactor power control system.

Taking into account the adopted definition, an analysis was made of the relationship between the PCR and temperature coefficients and technological parameters associated with the static control program. Also, PCR calculations were performed using the simplest model of the VVER-1000 type power reactor. It turned out that PCR is weakly power-dependent.

The purpose of the study is to determine the PCR dependence on the temperature effects of reactivity determined by the temperature coefficients of reactivity and on the technological parameters associated with the static control program of the power unit, using the example of VVER-1000. The PCR influence on the power reactor statics/dynamics is analyzed.

**Key words:** nuclear power plants, power coefficient of reactivity, temperature coefficients of reactivity, nuclear reactor dynamics.

### REFERENCES

1. Kuznetsov I.A., Poplavsky V.M. *Safety of NPPs with fast neutron reactors*. Moscow. Izdat Publ., 2012. 630 p. (in Russian).
2. Afrov A.M., Andrushechko S.A., Ukraintsev V.F., Vasiliev B.Yu., Kosourov K.B., Semchenkov Yu.M., Kokosadze E.L., Ivanov E.A. *VVER-1000: Physical bases of operation, nuclear fuel, safety*. Moscow. LOGOS Publ., 2006. 488 p. (in Russian).
3. The RBMK channel nuclear power reactor. Chief ed. Yu.M. Cherkashov. Ass. Eds Yu.M. Nikitin, I.A. Stenbok (144 authors and 14 editors). Moscow. GUP NIKIET Publ.,

2006. 631 p. (in Russian).

4. Ovchinnikov I.I., Ovchinnikov G.I., Bogina M.Yu., Matora A.V. Influence of radiation environments on mechanical characteristics of materials and behavior of constructions (review) *Internet-zhurnal «Naukovedenie»*, 2012, no. 4, pp. 1-39 (in Russian).

5. Voevodin V.N. Structural Materials for Nuclear Power – Challenge to 21-st Century. *VANT. Ser: Fizika radiacionnykh povrezhdeniy i radiacionnoe materialovedenie*. 2007, v. 90, no. 2, pp. 10-22 (in Russian).

6. Kazansky Yu.A., Sledenichs Ya.V. *Kinetics of nuclear reactors. Coefficients of reactivity. Introduction to dynamics*. Textbook. Moscow. NIYaUMIFI Publ., 2012, 300 p. (in Russian).

7. Federal rules and regulations in the field of the use of atomic energy. General provisions for ensuring the safety of nuclear power plants. NP-001-15. Moscow. FBUNTCz YaRB Publ., 2015, 56 p. (in Russian).

8. Shirokov S.V. *Nonstationary processes in nuclear reactors*. Textbook. Kiev. Naukova dumka Publ., 2002, 286 p. (in Russian).

9. Vladimirov V.I. Practical tasks for the operation of nuclear reactors. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986, 304 p. (in Russian).

10. Merzlikin B.S. Available at: <http://www.studfiles.ru/preview/6224394> (accessed Oct. 11 2017) (in Russian).

11. Usynin G.B., Kusmarcev E.V. *Fast neutron reactors*. Textbook. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1985, 288 p. (in Russian).

12. Khammel H., Okrent D. *Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors*. Argonne National Laboratory. American Nuclear Society Publ., 1970, 310 p.

13. Sarkisov A.A., Puchkov V.N. *Physics of transient processes in nuclear reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983, 232 p. (in Russian).

14. Ovchinnikov F.Ya., Semenov V.V. *Operational modes of water-water power reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1988, 359 p. (in Russian).

15. Seleznev E.F. *Kinetics of fast neutron reactors*. Moscow. Nauka Publ., 2013, 239 p. (in Russian).

16. Nier M., Bergeonneau P., Gauthier J.M., de Antoni J., Gesi E., Peerani A.J.P. Superphenix Reactivity and Feedback Coefficients. *Nuclear Science and Engineering*. 1990, v.108, pp. 30-36.

17. RD EO 0151-2004. Guidance document. Methods for calculating neutron-physical characteristics from the data of physical experiments on power units of nuclear power plants with VVER-1000 reactors. Moscow. FGUP «Rossiyskiy gosudarstvennyy koncern po proizvodstvu elektricheskoy i teplovoy energii na atomnykh stanciyakh» Publ., 2004, 101 p. (in Russian).

18. Khetrik D. *Dynamics of nuclear reactors*. Moscow. Atomizdat Publ., 1975, 400 p. (in Russian).

19. Shalman M.P., Plyutinskiy V.I. Control and management of nuclear power plants. Moscow. Energiya Publ., 1979, 272 p. (in Russian).

20. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yur'ev Yu.S. *Handbook on thermohydraulic calculations in nuclear power*. Vol. 1. Thermal hydraulic processes in nuclear power plants. Ed. by prof. Kirillov P.L. Moscow. Izdat Publ., 2010, 776 p. (in Russian).

#### Authors

Kazansky Yury Alekseevich, Professor, Dr. Sci (Phys.-Math.)

E-mail: [kazansky@iate.obninsk.ru](mailto:kazansky@iate.obninsk.ru)

Sledenichs Yanis Vitalyevich, Deputy Director, Assistant Professor, Cand. Sci (Engineering)

E-mail: [janis53@mail.ru](mailto:janis53@mail.ru)