

Министерство образования и науки Российской Федерации

Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ»

В.В. Постников
И.С. Якунин

**ОПТИМИЗАЦИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ
ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ
ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА**

*Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии»
в качестве учебного пособия
для студентов высших учебных заведений*

Москва 2012

УДК [519.711.3+519.852]:621.039.5(075.8)

ББК 22.18я7+31.46я7

П 63

Постников В.В., Якунин И.С. **Оптимизация распределения энерговыделения в активной зоне ядерного реактора: Учебное пособие.** М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – 48 с.

Приведены теоретические основы методов оптимизации энерговыделения в активной зоне ядерного реактора. Рассмотрены реальные методы, используемые в настоящее время для решения практических задач, связанных с эксплуатацией атомных электростанций.

Предназначено для студентов и практикантов НИЯУ МИФИ, обучающихся по специальности «Прикладная математика и информатика», а также будет полезно инженерам и аспирантам, занимающимся вопросами разработки программного обеспечения для атомных электростанций.

Подготовлено в рамках Программы создания и развития НИЯУ
МИФИ

Рецензент д-р техн. наук А.В. Краюшкин

ISBN 978-5-7262-1747-5

© Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ», 2012

ОГЛАВЛЕНИЕ

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ	4
ПРЕДИСЛОВИЕ	5
ГЛАВА 1. ТЕПЛОТЕХНИЧЕСКАЯ НАДЕЖНОСТЬ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	6
1.1. Лимитирующие зависимости	6
1.2. Вероятность пребывания i -го элемента активной зоны в области отказов	7
1.3. Коэффициент оперативной готовности	8
1.4. Пределы безопасной эксплуатации и пределы эксплуатационные для распределенных параметров активной зоны	10
1.5. Теплотехническая надежность ядерного реактора в стационарных режимах работы	11
1.6. Применение условной плотности распределения вероятности при контроле распределения энерговыделения	16
1.7. Уровни срабатывания аварийной и предупредительной защиты по сигналам внутриреакторных детекторов	18
ГЛАВА 2. АЛГОРИТМЫ ОПТИМИЗАЦИИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	20
2.1. Постановка задачи оптимизации распределения энерговыделения в активной зоне реактора РБМК-1000	20
2.2. Развитие методов оптимизации и регулирования распределения энерговыделения на раннем этапе	26
2.3. Применение метода линейного программирования	32
2.4. Применение метода экспертного синтеза	36
2.5. Кибернетическая модель оператора реактора	42
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	47

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ

АР	– автоматический регулятор (мощности);
АРЭ	– аксиальное распределение энерговыделения;
ВРД	– внутриреакторный детектор;
ВРДВ	– внутриреакторный детектор по высоте;
ВРДР	– внутриреакторный детектор по радиусу;
ИИС	– информационно-измерительная система;
ИК	– испарительный канал;
ЛАР	– локальный автоматический регулятор (мощности);
НФР	– нейтронно-физический расчет;
ПДУС	– предельно-допустимый уровень сигнала;
ПРВ	– плотность распределения вероятности;
РМР	– регламентное макрораспределение;
РС	– регулирующий стержень;
РЭ	– распределение энерговыделения;
СКП	– средняя квадратическая погрешность;
СОПР	– советчик оператора реактора (по управлению полями энерговыделения);
ТВС	– тепловыделяющая сборка;
ТК	– технологический канал;
ЭВМ	– электронно-вычислительная машина.

ПРЕДИСЛОВИЕ

Оптимизация распределения энерговыделения в активной зоне ядерного реактора входит в перечень задач, которые необходимо решать в процессе его эксплуатации в режиме реального времени. В связи с этим является актуальным усовершенствование методов, используемых в настоящее время для проведения эксплуатационных расчетов.

Данная книга представляет собой результат многолетнего преподавания курса «Математическое обеспечение ядерных энергетических установок» на кафедре «Математическое обеспечение систем» в НИЯУ МИФИ. Пособие содержит краткий обзор проблем и методов их решения (как современных, так и применявшихся ранее), возникающих при эксплуатации ядерного реактора.

Книга предназначена для студентов вузов, соответствующих специальностей на этапе выполнения учебно-исследовательских работ, курсового и дипломного проектирования, а также может быть полезна в работе специалистам по прикладной математике.

Авторы выражают искреннюю благодарность аспиранту кафедры «Математическое обеспечение систем» Ожегину И.В., осуществившему часть расчетов, приведенных в главе 1, а также персоналу Ленинградской АЭС, в частности Ложникову И.Н., за помощь в проведении анализа эффективности программы «Советчик оператора».

ГЛАВА 1. ТЕПЛОТЕХНИЧЕСКАЯ НАДЕЖНОСТЬ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

1.1. Лимитирующие зависимости

Безопасность и эффективность эксплуатации реактора зависит от многих регулируемых и нерегулируемых параметров, значения которых меняются как во времени, так и в пространстве активной зоны. Перечень параметров зависит от типа реактора и режимов его эксплуатации. Например, для реакторов РБМК, работающих на мощностях, близких к номинальной, среди таких параметров важнейшими являются значения радиально-азимутального и аксиального распределения энерговыделения $N(r)$, температура оболочки твэлов $T_{об}$, температура топлива T_t , расход воды G и температура $t_{вх}$ воды на входе в ТК, давление пароводяной смеси на выходе из ТК $P_{вых}$ и паросодержание X на выходе из ТК, температура графитовой кладки T_g , энерговыработка E ТВС.

Некоторые из перечисленных параметров являются функционально зависимыми, поэтому для описания состояния реактора можно ограничиться меньшим числом параметров. Например, каждый из параметров $N(r)$, $G(r)$, $t_{вх}$, $P_{вых}$ и X может быть выражен через остальные, а $T_g(r) = T_g[N(r)]$.

Недопустимый режим работы элементов конструкции, приводящий к их отказу, определяется такими несколькими неодновременными или одновременными событиями, как:

- кризис теплообмена, способный привести к разрушению оболочки твэла и расплавлению топлива;
- превышение предельно допустимых линейных мощностей твэлов, способное вызвать расплавление топлива;
- окисление и результирующее уменьшение плотности графитовой кладки из-за превышения предельно допустимой температуры графита;
- разрушение ТВС или потеря герметичности твэлов из-за вибрации при превышении G^{max} предельно допустимого расхода теплоносителя в ТК;
- потеря герметичности оболочки твэла из-за превышения допустимой энерговыработки ТВС.

В пространстве параметров x_{1j}, \dots, x_{nj} , от которых зависит появление j -го события, область нормальной работы отделяется от области отказов лимитирующей поверхностью:

$$f_j(x_{1j}, \dots, x_{nj}) = 0, \quad j = 1, \dots, l. \quad (1.1)$$

В пространстве m параметров, от которых зависит появление каждого из l перечисленных событий, область нормальной работы и отказов разделены обобщенной лимитирующей поверхностью

$$F(x_1, \dots, x_m) = 0. \quad (1.2)$$

Однако на практике ввиду громоздкости (1.2) обычно пользуются (1.1).

1.2. Вероятность пребывания i -го элемента активной зоны в области отказов

Вероятность пребывания i -го элемента активной зоны в области отказов S_j , ограниченной лимитирующей поверхностью f_i , определяется как

$$R_{ij} = \int_{S_j} \varphi_i(x_1, \dots, x_{nj}, X_1, \dots, X_{nj}) dx_1, \dots, dx_{nj}. \quad (1.3)$$

В этом выражении $\varphi_i(x_1, \dots, x_{nj}, X_1, \dots, X_{nj})$ – многомерная плотность распределения вероятности погрешности измерения текущих значений параметров X_1, \dots, X_{nj} .

В зависимости (1.1) обычно выбираются параметры, погрешности измерений которых независимы и некоррелированы.

Например, в описании f_j для кризиса теплообмена стараются не использовать паросодержание, так как при его определении часто привлекаются результаты измерений N и G и др. Для выбранных таким образом параметров выражение (1.3) упрощается, поскольку φ_i можно представить в виде произведения плотностей распределения вероятности для погрешностей измерений каждого из параметров.

Выражение (1.1) часто используется в виде зависимости одного параметра от всех остальных. Так, для испарительных каналов реакторов РБМК поверхность (1.1), отделяющая область нормальной работы ТВС от области кризисного теплообмена, используется в виде зависимости критической мощности $N_{кр}$ от G , P и $t_{вх}$.

$$N_{\text{кр}} = N_{\text{кр}}(G, P, t_{\text{вх}}). \quad (1.4)$$

Зависимости типа (1.4) используются для определения $\eta = N_{\text{кр}} - N$ и $\eta_0 = N_{\text{кр}}/N$, соответственно, абсолютных η и относительных η_0 запасов до такого лимитирующего параметра. Принципиально можно выбрать в качестве лимитирующего параметра любой параметр из (1.1), однако на практике оказывается удобным использовать в качестве лимитирующего параметр, входящий в наибольшее число зависимостей (1.1), измеряемый и легко регулируемый в достаточно широком диапазоне. Для большинства типов реакторов таким параметром является локальное значение распределения энерговыделения $N(r)$. Заметим, что поскольку плотность потока тепловых нейтронов $nv_0(r)$ реально никогда не входит в зависимость (1.1), она, за редким исключением, не используется в качестве лимитирующего параметра. Удобнее всего было бы взять в качестве лимитирующего параметра температуру топлива или оболочки твэлов, однако ее измерения в большом числе твэлов связаны обычно со значительными трудностями. Лимитирующие зависимости определяются обычно на основании исследований на стендовых установках и точность их, обусловленная различными экспериментальными погрешностями, характеризуется среднеквадратичной погрешностью $\sigma_{\text{кр}}$ и относительным законом распределения погрешности расчета выбранного лимитирующего параметра.

1.3. Коэффициент оперативной готовности

Коэффициент оперативной готовности являлся длительное время основным показателем теплотехнической надежности реакторов РБМК-1000. Принимая, что погрешности измерений величин N , G , P , $t_{\text{вх}}$ некоррелированы и распределены по нормальному закону со среднеквадратичными отклонениями σ_N , σ_G , σ_P , σ_t , выражение (1.4) для вероятности пребывания испарительного канала в любой момент времени в области кризисного теплообмена можно записать в виде [1]

$$R = \frac{1}{4\pi^2 \sigma_N \sigma_G \sigma_P \sigma_t} \int_{-\infty}^{\infty} dG^* \int_{-\infty}^{\infty} dP^* \int_{-\infty}^{\infty} dt_{\text{ВХ}}^* \times$$

$$\times \int_{N_{\text{кр}}(G, P, t_{\text{ВХ}})}^{\infty} \exp \left[-\frac{(N - N^*)^2}{2\sigma_N^2} - \frac{(G - G^*)^2}{2\sigma_G^2} - \frac{(P - P^*)^2}{2\sigma_P^2} - \frac{(t_{\text{ВХ}} - t_{\text{ВХ}}^*)^2}{2\sigma_t^2} \right] dN^*, \quad (1.5)$$

где N^* , G^* , P^* , $t_{\text{ВХ}}^*$ – истинные значения, а N , G , P , $t_{\text{ВХ}}$ – измеренные значения тех же величин.

В большинстве практически важных случаев в окрестностях точки $(N_{\text{кр}}, G^*, P^*, t_{\text{ВХ}}^*)$ поверхность (1.5) можно с хорошей точностью представить четырехмерной плоскостью:

$$N_{\text{кр}} = \frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial G} (G - G^*) + \frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial P} (P - P^*) + \frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial t_{\text{ВХ}}} (t_{\text{ВХ}} - t_{\text{ВХ}}^*) + N_{\text{кр}0}. \quad (1.6)$$

Подставляя (1.6) в (1.5) и опуская громоздкие выкладки, получим [1]

$$R = \frac{1}{2} \left\{ 1 - \Phi \left[\frac{N_{\text{кр}} - N}{\sqrt{\sigma_N^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial G} \sigma_G \right)^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial P} \sigma_P \right)^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial t_{\text{ВХ}}} \sigma_t \right)^2}} \right] \right\}, \quad (1.7)$$

где $\Phi(x) = \frac{2}{\sqrt{2\pi}} \int_0^x \exp(-t^2/2) dt$ – интеграл вероятностей.

Следует при этом отметить, что применение абсолютного запаса η вместо относительного η_0 существенно упрощает решение задачи, исключая необходимость рассмотрения более сложных законов распределения плотности вероятности для погрешностей измерений [1, 2]. В случаях, когда точность лимитирующей зависимости нельзя не учитывать, в сумме под корнем в выражении (1.7) следует добавить слагаемое $\sigma_{\text{кр}}^2$.

В тех случаях, когда пребывание в нормальном режиме отдельных ТК в реакторе можно считать независимыми событиями, вероятность нормальной работы для всех ТК, называемая также коэффициентом оперативной готовности [2], имеет вид

$$H = \prod_j (1 - R_j). \quad (1.8)$$

1.4. Пределы безопасной эксплуатации и пределы эксплуатационные для распределенных параметров активной зоны

Пусть $R_{\Pi} = \text{const}$ – заданная предельно допустимая вероятность пребывания испарительного канала в режиме кризисного теплообмена. Тогда поверхность $N_{\Pi}(G, P, t_{\text{вх}})$, заданная в четырехмерном пространстве и соответствующая заданной вероятности R_{Π} , определяет значения его мощности, предельно допустимые в процессе эксплуатации. Эта поверхность называется пределом безопасной эксплуатации и рассчитывается по формуле

$$N_{\Pi} = N_{\text{кр}} - \chi(R_{\Pi}) \times \sqrt{A} = N_{\text{кр}} - \chi(R_{\Pi}) \sigma_N; \quad (1.9)$$

$$A = \sigma_N^2 + \sigma_{\text{кр}}^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial G} dG \right)^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial P} dP \right)^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial t_{\text{вх}}} dt_{\text{вх}} \right)^2,$$

где $\chi(R_{\Pi})$ – квантиль нормального распределения; $\sigma_{N_{\Pi}}$ – абсолютная среднеквадратичная погрешность измерения N_{Π} .

В случае, когда постоянной является относительная среднеквадратичная погрешность σ_{N_0} контроля мощности ТК и $\sigma_N = N_{\Pi} \sigma_{N_0}$, уравнение (1.9) решается относительно N_{Π} как уравнение второй степени. Максимальное расхождение распределений N_{Π} , рассчитанных для реактора АМБ по точному выражению (1.5) и выражению (1.8), не превышает 1% [1]. Вероятность нормальной работы ИК в данный момент времени имеет вид

$$H_{\text{ИК}} = 1 - R. \quad (1.10)$$

Заметим при этом, что для $\chi = 0$ $N_{\Pi} = N_{\text{кр}}$, $H_{\text{ИК}} \approx 0,5$, а для $\chi = 3,09$ $H_{\text{ИК}} \approx 0,999$. В качестве предела безопасной эксплуатации ТК по кризису теплообмена, указанного в регламенте эксплуатации АЭС, установлен коэффициент запаса до кризиса теплообмена

$K_3^k = \frac{N}{N_{\Pi}} = 1$, для которого вероятность пребывания в режиме кризисного теплосъема составляет 0,001 при $\chi = 3,09$. В качестве эксплуатационного предела установлен $K_3^k = 1,05$.

Примечание. Пределы безопасной эксплуатации – значения параметров и характеристик состояния систем (элементов) ядерной энергетической установки, отклонения от которых могут привести к аварии. Пределы эксплуатационные – значения параметров и характеристик состояния систем (элементов) ядерной энергетической установки, заданные проектом для нормальной эксплуатации.

Ряд погрешностей, например σ_P , $\sigma_{t_{\text{вх}}}$, $\sigma_{N_{\text{кр}}}$, может влиять одновременно на все R_j . Тогда в расчетах H под корнем в (1.9) сохраняются только члены для независимых по ТК погрешностям, $N_{\text{кр}}$ умножается на величину $(1+y)$, где y – случайная величина с дисперсией

$$\sigma_y = \sigma_N^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial P} dP \right)^2 + \left(\frac{\partial N_{\text{кр}}}{\partial t_{\text{вх}}} dt_{\text{вх}} \right)^2$$

и плотностью распределения вероятности $f(y)$, соответствующей нормальному или нормальному усеченному закону, и

$$H = \int_{-\infty}^{\infty} f(y) \prod_j [1 - R_j(y)] dy. \quad (1.11)$$

1.5. Теплотехническая надежность ядерного реактора в стационарных режимах работы

Теплотехническая надежность ядерного реактора в стационарных режимах работы представляет собой вероятность того, что ни один ТК не будет иметь выходов в недопустимый режим за заданное время T . Теплотехническая надежность требует для своего определения, кроме величин R и H , временных характеристик погрешностей контроля и регулирования запасов до лимитирующих параметров.

Рассмотрим эти характеристики на примере запаса до кризиса теплообмена в испарительном канале реактора типа РБМК, для которого

$$N_{\text{кр}}^* - N^* = \eta = \eta_{\text{л}} + \eta_{\text{р}} + \eta_{\text{э}}, \quad (1.12)$$

где $\eta_{\text{л}} = N_{\text{кр}}^* - N_{\text{кр}}$, $\eta_{\text{р}} = N_{\text{кр}} - N$, $\eta_{\text{э}} = N - N^*$.

Индексом (*) помечены истинные значения в отличие от измеренных значений. При использовании разложения (1.12) была принята гипотеза о независимости процессов $\eta_{\text{л}}$, $\eta_{\text{р}}(t)$, $\eta_{\text{э}}(t)$.

Случайным является процесс (т. е. изменение во времени состояния некоторой системы), течение которого может быть различным в зависимости от случая и для которого определена вероятность того или иного его течения. В качестве независимых случайных процессов здесь рассматриваются случайные составляющие процессов контроля и регулирования РЭ.

Процесс $\eta_{\text{л}}(t)$ определяется практически постоянными во времени погрешностями измерения параметров G , P , $t_{\text{вх}}$ и погрешностью, связанной с неадекватностью используемой лимитирующей зависимости и реальной лимитирующей зависимости. Процесс $\eta_{\text{р}}(t)$ обычно контролируется на реакторе с помощью штатных систем контроля, включая ИИС, и определяется погрешностями регулирования распределения энерговыделения, распределения расходов, $t_{\text{вх}}$ и P .

Алгоритмы системы контроля и регулирования процесса $\eta_{\text{р}}$, включая предупредительную защиту реактора с уставкой $\eta_{\text{р}}^{\text{у}}$, а также регламент эксплуатации реактора обеспечивают усечение

$$f_{\text{р}}(\eta_{\text{р}} < \eta_{\text{р}}^{\text{у}}) = 0. \quad (1.13)$$

Процесс $\eta_{\text{э}}(t)$ определяется как постоянной, так и переменной во времени погрешностями измерения РЭ.

Процесс $\eta(t)$ считается дифференцируемым и обладающим нормальным распределением плотности вероятности.

Сделаем предположение о нормальном распределении процесса $\eta'(t)$ и независимости $\eta(t)$ и $\eta'(t)$, строго доказанной для распределения $\eta(t)$, подчиняющегося нормальному закону. Тогда при

работе реактора в стационарном режиме среднее число выбросов ТК в режиме кризисного теплосъема в единицу времени представляется в виде [3]

$$\bar{v}_i = \frac{\delta_{\eta'} f^*(\eta=0)}{\sqrt{2\pi}}, \quad (1.14)$$

где $f^*(\eta)$ – распределение плотности вероятности η , рассчитываемое как композиция распределений $f_p(\eta_p)$, $f_{\varepsilon}(\eta_{\varepsilon})$, при этом погрешности определения запаса $\eta_{\text{д}}$ считаются стационарными; $\delta_{\eta'}^2$ – дисперсия процесса $\eta(t)$, т.е. дисперсия скорости изменения абсолютного запаса до критической мощности.

Общая частота выбросов определяется суммированием по всем каналам

$$\bar{v}_p = \sum_i \bar{v}_i. \quad (1.15)$$

Вероятность попадания хотя бы одного ТК в режим кризиса теплообмена за время t составляет

$$P_p(t) = \exp(-\bar{v}_p t). \quad (1.16)$$

Расчет композиции распределений $f_{p_i}(\eta_p)$ и f_{ε_i} для i -го ТК проводится согласно выражению

$$f_i^*(\eta) = \int_0^{\infty} f_{p_i}(\eta_p) \cdot f_{\varepsilon_i}(\eta - \eta_p) d\eta_p. \quad (1.17)$$

На рис. 1.1 и 1.2 представлены типовые распределения $f_{p_i}(\eta_p)$, $f_{\varepsilon_i}(\eta_{\varepsilon}^0)$, $f_i^*(\eta)$, где η_{ε}^0 – центрированная погрешность восстановления мощности ТК.

Стационарная составляющая дисперсии контроля

$$\delta_{\text{сэ}}^2 = \delta_{\text{пэ}}^2 - \delta_{\varepsilon}^2, \quad (1.18)$$

где $\delta_{\text{пэ}}^2$ – паспортная дисперсия контроля; δ_{ε}^2 – нестационарная составляющая дисперсии контроля.

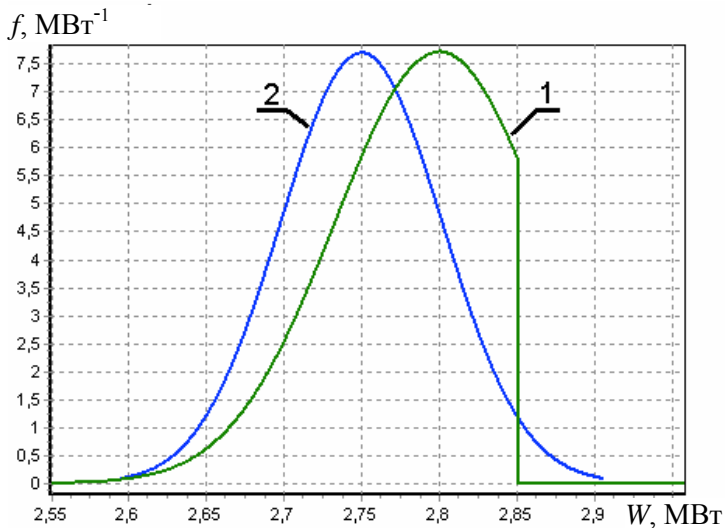


Рис. 1.1. Типовые распределения:
 1 – распределение $f_{p_i}(\eta_p)$ при $W_i = 2,8 \text{ MBT}$;
 2 – распределение $f_{\eta_i}(\eta_{\eta}^0)$ при $\eta = 2,75 \text{ MBT}$

Известно [3], что производная от стационарной случайной функции является также стационарной случайной функцией и можно найти величину δ_{η_i} из следующих выражений

$$\delta_{\eta'}^2 = \delta_{\eta'p}^2 + \delta_{\eta'э}^2; \quad \delta_{\eta'p} = \frac{\delta_p}{\tau_p}; \quad \delta_{\eta'э} = \frac{\delta_э}{\tau_э}. \quad (1.19)$$

Оценка величин, используемых в выражении (1.19), дала следующие значения:

$$\delta_p = 2,4\%; \quad \tau_p = 1,5 \text{ ч}; \quad \delta_э = 1,9\%; \quad \tau_э = 10,4 \text{ ч}.$$

В результате $\delta_{\eta'} = 1,6\% \text{ ч}^{-1}$; $\tau_{\eta} = 1,89 \text{ ч}$.

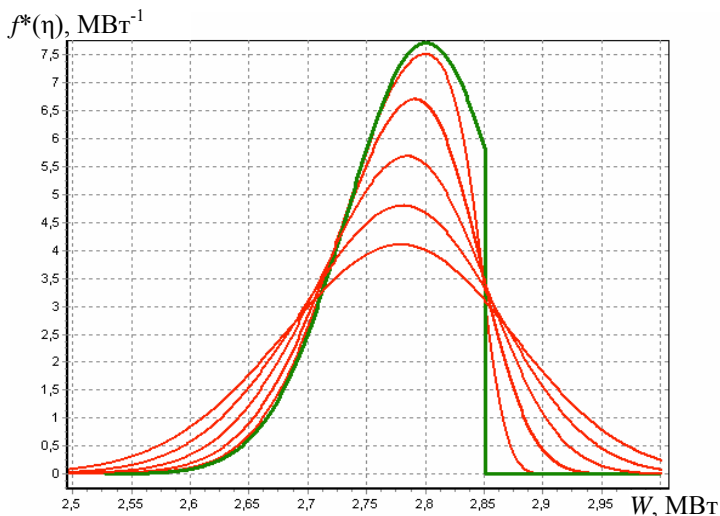


Рис. 1.2. Распределения $f_i^*(\eta)$ при МО регулируемой мощности равно 2,8 МВт и различных значениях погрешности контроля; σ , меняется в диапазоне 0 – 3% с шагом 0,6%

Расчет теплотехнической надежности ТК, т.е. среднего числа превышений за $T = 1$ год истинной мощностью i -го ТК его критической мощности W_i^{KP} с учетом стационарных погрешностей определения K_3^k в программе «Призма-М» ИИС «Скала-Микро» реакторов РБМК-1000 проводится по формуле

$$\bar{v}_i = \frac{T\delta_{\eta'} \cdot \int_{-\infty}^{\infty} f_i^*(W_i^{KP} + a_i) f_{a_i}(a_i) da_i}{\sqrt{2\pi}}, \quad (1.20)$$

где $f_{a_i}(a_i)$ – нормальное распределение с суммарной дисперсией стационарных погрешностей определения K_3^k в программе «Призма-М» ИИС «Скала-Микро»; $f^*(\eta)$ – композиция распределений $f_{p_i}(\eta_p)$ и $f_{\varepsilon_i}(\eta_{\varepsilon}^0)$ для i -го ТК.

1.6. Применение условной плотности распределения вероятности при контроле распределения энерговыделения

В качестве примера условной ПРВ можно привести ПРВ погрешности контроля мощности при условии, что мощность равна заданной величине. Необходимость применения условной ПРВ при контроле распределения энерговыделения возникает в том случае, когда отношение СКП δ_x , измеряемого энерговыделения, к приборной СКП δ_ε измерения становится меньше десяти. Это наступает, например, когда коэффициент радиальной неравномерности РЭ $K_r \leq 1,4$ (K_r представляет собой отношение максимальной мощности ТК к среднему по всей активной зоне значению мощностей ТК), $\delta_x \approx \frac{K_r - 1}{3}$, а СКП $> 1,0 \div 1,5\%$. Выражение для δ_x записано в предположении, что погрешность распределения мощностей имеет нормальное распределение, а ее СКП равна разности максимального и среднего значений мощности, деленной на квантиль (значение которого принимается равным трем).

При нормальных законах распределения плотности вероятности измеренной величины X , например энерговыделения и погрешности ее измерения ε , появляется систематическая погрешность определения ε [5]:

$$m_{\varepsilon/x} = m_\varepsilon + r \frac{\sigma_\varepsilon}{\sigma_x} (x + m_x), \quad (1.21)$$

где m_ε – математическое ожидание погрешности измерений всего распределения энерговыделения (обычно равно нулю); r – коэффициент корреляции величин x и ε ($r = \frac{K_{x\varepsilon}}{\sigma_x \sigma_\varepsilon}$ [5]); m_x – значение измеренной мощности ТК.

Измеряется также среднеквадратическое отклонение величины y , которое становится равным

$$\sigma_{\varepsilon/x} = \sigma_\varepsilon \sqrt{1 - r^2}. \quad (1.22)$$

Поскольку $x = X + \varepsilon$ (X – истинное значение измеряемой величины), имеем

$$K_{x\varepsilon} = M[(X + \varepsilon) \cdot \varepsilon] = \sigma_\varepsilon^2 \quad (1.23)$$

и

$$r = \frac{\sigma_\varepsilon^2}{\sigma_x \sigma_\varepsilon} = \frac{\sigma_\varepsilon}{\sigma_x}. \quad (1.24)$$

Тогда выражение (1.21) примет вид

$$m_{\varepsilon/x} = \frac{\sigma_\varepsilon^2}{\sigma_x^2} (x - m_x). \quad (1.25)$$

На систематическую погрешность контроля РЭ может оказывать влияние отклонение плотности вероятности измеряемого РЭ от нормального (его усечение) и выравнивание РЭ, осуществленное оператором. Первый фактор приводит к увеличению систематической погрешности, второй – к снижению. Реальное завышение максимальных измеряемых мощностей ТК на реакторах РБМК-1000 длительное время составляло 5% при $\sigma_\varepsilon = 4\%$. В дальнейшем при снижении σ_ε до 1%, из-за перехода на более точный НФР, завышение не наблюдалось.

Типовая зависимость систематической погрешности измерения мощности ТК от величины измеряемой мощности представлена на рис. 1.3.

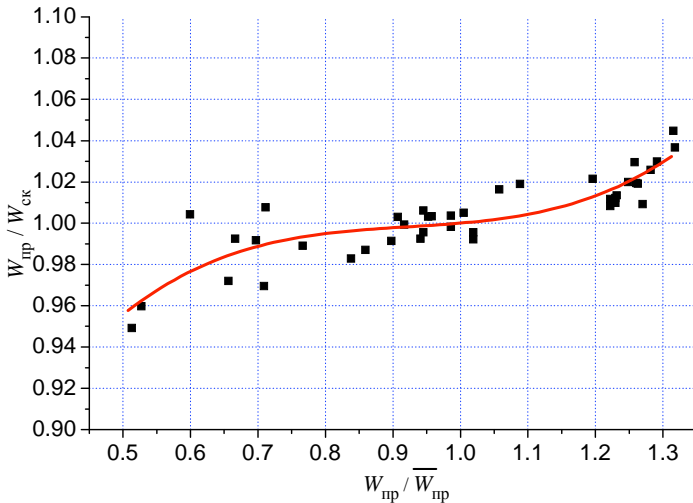


Рис. 1.3. Типовая зависимость систематической погрешности измерения мощности ТК от величины измеряемой мощности

1.7. Уровни срабатывания аварийной и предупредительной защиты по сигналам внутрореакторных детекторов

В соответствии с п. 2.3.2.22 «Правил ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» [6] уставки и условия срабатывания аварийной защиты должны выбираться таким образом, чтобы предотвращать нарушение пределов безопасной эксплуатации.

Для распределенных параметров активной зоны реакторов РБМК-1000 существуют три предела безопасной эксплуатации:

K_3^k – коэффициент запаса по кризису теплообмена до предельно допустимой мощности, для которой вероятность попадания в кризис теплообмена составляет 0,001 (пределом безопасной эксплуатации установлен $K_3^k = 1$);

K_3^l – коэффициент запаса по линейной мощности, т.е. линейной нагрузке на ТВЭЛ (лимитирующее значение линейной нагрузки на ТВЭЛ 740 Вт/см; предел безопасной эксплуатации 350 Вт/см);

K_3^M – коэффициент запаса до мощности ТК, равной 3 МВт.

Для каждого ВРД определяются величины

$$K_{3j}^{k \min} = \min_{i \in \Omega_{rj}} \{K_{3i}^k\}, \quad (1.26)$$

$$K_{3j}^{l \min} = \min_{i \in \Omega_{rj}} \{K_{3i}^l\}, \quad (1.27)$$

$$K_{3j}^{M \min} = \min_{i \in \Omega_{rj}} \{K_{3i}^M\}, \quad (1.28)$$

где Ω_{rj} – условная область вокруг j -го ВРД, представляющая собой квадрат со стороной R_i с центром в j -м ВРД.

Для обеспечения срабатывания аварийной защиты, требующей одновременно превышения уставок, по крайней мере, сигналами двух ВРД, каждый ТК должен попадать как минимум в два квадрата, «обслуживающие» два ВРД.

Значение сигнала j -го ВРД, при котором должна вырабатываться заявка на быстрое аварийное снижение мощности реактора, составляет

$$J_{abj} = J_j \min \left\{ K_{3j}^{k \min}, K_{3j}^{л \min}, K_{3j}^{м \min} \right\}. \quad (1.29)$$

Аварийное снижение мощности реактора осуществляется при превышении уровней J_{ab} , по крайней мере, двумя ВРД из разных групп.

При превышении сигналами нескольких ВРД уровня предупредительной защиты, равного для реакторов РБМК-1000

$$J_{прj} = 0,95 J_{abj}, \quad (1.30)$$

происходит управляемое снижение мощности реактора до заранее заданного уровня, зависящего от количества сигналов и исходного уровня мощности.

В процессе эксплуатации реакторной установки уставки должны обновляться при отклонении выставленного значения уставки от рассчитанного в текущий момент времени более чем на заданную величину.

ГЛАВА 2. АЛГОРИТМЫ ОПТИМИЗАЦИИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

2.1. Постановка задачи оптимизации распределения энерговыведения в активной зоне реактора РБМК-1000

Проектирование и эксплуатация АЭС в общем случае представляют собой оптимизационные процессы с единой целевой функцией, в качестве которой обычно используется минимизация приведенных затрат на электроэнергию [1, 2]. Все требования безопасности, связанные с исключением нарушений пределов и условий безопасной эксплуатации, выполнением технологических ограничений, рассматриваются в системе ограничений задачи и в уравнениях связи.

Размерность оптимизационной задачи на стадии освоения и эксплуатации АЭС существенно сокращается, так как большинство параметров уже выбрано и реализовано в конструкциях оборудования, схемах управления и защиты. Остается возможность варьирования параметров в пределах эксплуатационных запасов.

Главным образом это относится к варьированию таких распределенных технологических параметров активной зоны, как мощность, расходы воды через технологические каналы, глубина выгорания, положение регулирующих стержней, число дополнительных поглотителей в активной зоне и др. Вместе с тем эта задача должна решаться более оперативно.

Для реактора с большим числом регулируемых параметров $n_{р.п.}$, каким является, в частности, РБМК ($n_{р.п.} > 4000$), заранее трудно предусмотреть все ситуации и возможности оптимизации режимов эксплуатации.

Учитывая вышесказанное можно заключить, что управление реакторами РБМК по заранее заданной программе с применением лишь простейших автоматических регуляторов без детального автоматизированного учета текущего состояния распределенных параметров активной зоны может привести к снижению экономических показателей АЭС в целом.

Для реактора РБМК-1000 в качестве целевой функции управления активной зоной в различные периоды рассматривались теплотехническая надежность, средняя глубина выгорания топлива, ко-

ээффициент неравномерности радиально-азимутального распределения энерговыделения. Чаще всего рассматривалась многокритериальная задача, в качестве решения которой принималась совокупность параметров, обеспечивающих более или менее приемлемые показатели по отдельным критериям. Однако такое решение могло оказаться далеким от оптимального, что подтверждается периодом эксплуатации некоторых блоков РБМК-1000, когда рекордно низкие коэффициенты радиальной неравномерности энерговыделения достигались ускоренной загрузкой свежих ТВС на периферию активной зоны. Это приводило в результате к существенному снижению средней глубины выгорания топлива. Тогда окончательно стало ясно, что для корректного решения оптимизационной задачи необходима единая целевая функция [3]. Возможность оптимизации распределения энерговыделения появляется на практике, когда существуют запасы до пределов безопасной эксплуатации топлива, особенно в зоне плато реактора. Последнее может быть достигнуто за счет снижения погрешности контроля запасов, повышения качества их выравнивания посредством совершенствования алгоритма перегрузки топлива и перемещения стержней регулирования, профилирования поканального расхода и в долговременном плане применения топлива с выгорающим плотителем.

Будем считать, что увеличение мощности реактора выше номинальной невозможно по технологическим причинам, хотя именно оно дало бы максимальный экономический эффект.

Поскольку дальнейшее рассмотрение будет связано в основном с оптимизацией радиального макрораспределения энерговыделения (усредненного по азимуту) $N_{\text{мр}}(r)$, перечень учитываемых параметров включает только параметры, имеющие непосредственное отношение к этой задаче.

Математическая формулировка задачи оптимизации распределения энерговыделения в активной зоне РБМК-1000 в этом случае имеет вид [4]:

найти минимум критерия

$$\tilde{Z}[N_{\text{мр}}(r), \rho_{\Sigma}, n_{\text{дп}}, G_P, E_{\text{мр}}(r)] \quad (2.1)$$

при ограничениях:

$$\alpha_{\varphi}[N_{\text{мр}}(r), \rho_{\Sigma}, n_{\text{дп}}, G_P, E_{\text{мр}}(r)] \leq \alpha_{\varphi}^0, \quad (2.2)$$

$$\rho_{\text{н}} < \rho_{\Sigma} < \rho_{\text{в}}, \quad (2.3)$$

$$K_{3j}^{\exists}(\vec{r}_{\text{ТВС}}, \vec{r}_{\text{РС}}, \vec{r}_{\text{АР}}, \vec{G}, \vec{r}_{\text{ДП}}, \vec{E}, p_{\text{С}}, t_{\text{ВХ}}) \geq K_{3j}^{\exists 0}. \quad (2.4)$$

Здесь введены следующие обозначения: $\tilde{\exists}$ – приведенные затраты на электроэнергию; $N_{\text{МР}}(r)$ – макрораспределение энерговыделения по радиусу реактора; ρ_{Σ} – оперативный запас реактивности на стержнях регулирования; $n_{\text{ДП}}$ – количество дополнительных поглотителей в реакторе; $G_{\text{Р}}$ – расход воды через все технологические каналы с ТВС; $E_{\text{МР}}(r)$ – макрораспределение выгорания топлива по радиусу реактора; α_{ϕ} – паровой коэффициент реактивности; α_{ϕ}^0 – эксплуатационный предел для α_{ϕ} ; $\rho_{\text{н}}, \rho_{\text{в}}$ – нижний и верхний эксплуатационные пределы для ρ_{Σ} ; K_{3j}^{\exists} – минимальный запас до эксплуатационного предела по кризису теплообмена, линейной мощности твэла и мощности ТВС для j -й ТВС; $\vec{r}_{\text{ТВС}}, \vec{r}_{\text{ДП}}$ – векторы размещения в реакторе ТВС и дополнительных поглотителей соответственно; $\vec{r}_{\text{РС}}, \vec{r}_{\text{АР}}$ – векторы положения стержней ручного регулирования, автоматического или локального автоматического регулирования соответственно; \vec{G} – расход воды в технологических каналах с ТВС; \vec{E} – энерговыработка ТВС; $p_{\text{С}}$ – давление в барабане-сепараторе; $t_{\text{ВХ}}$ – температура воды на входе; $K_{3j}^{\exists 0}$ – эксплуатационный предел для K_{3j}^{\exists} .

Ввиду большой размерности и сложности функционалов α_{ϕ} и K_{3j}^{\exists} задача не может быть решена в настоящее время строгими методами, тем более за время, приемлемое для управления векторами $\vec{r}_{\text{РС}}, \vec{r}_{\text{АР}}$. Поэтому для ее решения целесообразно использовать имитационные методы с разделением системы на несколько иерархических уровней.

Рассмотрим далее один из возможных подходов к решению задачи, когда на верхнем (первом) уровне для текущего состояния реактора определяется разность

$$\min |\eta_j - \eta_j^0| = \delta. \quad (2.5)$$

Если δ превышает амплитуду $\Delta\delta$ случайных изменений во времени, то планируется шаговое увеличение $N_{\text{мр}}(r)$ в зоне плато активной зоны за счет перераспределения положения регулирующих стержней и увеличения периферийной зоны с $K_\infty > 1$ за счет зоны плато с $K_\infty = 1$ при планировании перегрузок топлива. Такая процедура снижает плотность потока нейтронов на границе активной зоны с отражателем и их радиальную утечку, что в результате ведет к увеличению глубины выгорания топлива, следовательно, снижению приведенных затрат на электроэнергию. В противном случае шаговое изменение $N_{\text{мр}}(r)$ должно быть направлено на уменьшение периферийной области.

На втором уровне осуществляется оперативное выравнивание распределения запасов, т.е. решается задача

$$\min |\eta_j - \eta_j^0| \rightarrow \max. \quad (2.6)$$

Выравнивание осуществляется оператором вручную или по советам, выдаваемым компьютерной системой блока [5]. На этом же уровне рассчитываются уровни сравнения (уставки) для сигналов внутриреакторных детекторов предупредительной и аварийной защиты.

На третьем (низшем) уровне с помощью систем автоматического регулирования поддерживается на заданном уровне мощность отдельных зон реактора. Число иерархических уровней в значительной степени определяется надежностью средств автоматики и вычислительной техники, уровнем разработки математического обеспечения. Поэтому в перспективе по мере совершенствования ЭВМ внимание разработчиков, по-видимому, будет привлекать объединение второго и третьего уровня иерархии.

Рассмотрим реальный пример использования подобной оптимизации $N_{\text{мр}}(r)$, в котором целевая функция (2.1) принималась эквивалентной минимизации расхода топлива.

Оптимизация радиальной утечки нейтронов. Как показывают проведенные исследования, при фиксированном размере зоны плато за счет специального распределения коэффициента размножения

в периферийной зоне (вместо постоянного $K_\infty > 1$) можно снизить радиальную утечку нейтронов (рис. 2.1).

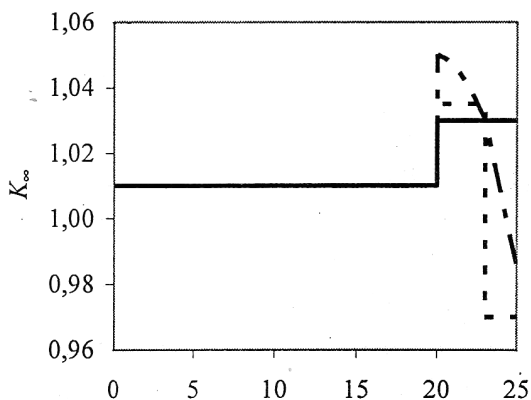


Рис. 2.1. Двух- (—), трехзонное (- -) и оптимальное с минимизацией утечки распределение (- -) K_∞ по радиусу активной зоны

Возможно формирование трехзонного распределения K_∞ только за счет перераспределения глубины выгорания. При этом среднее выгорание топлива должно изменяться по радиусу так, как показано на рис. 2.2, т.е. в периферийной зоне выделяется внешняя подзона, граничащая с отражателем, в которой выгорание возрастает до 1,3 – 1,4 по отношению к его значению в зоне плато.

Учитывая, что длительность кампании ТВС ограничена (в настоящее время ≤ 7 лет), можно заключить, что единственным способом формирования такого распределения является их перестановка из центральной зоны на периферию. При этом свежее топливо во внешнюю подзону периферийной зоны не загружается. Вместо этого в нее переставляются ТВС из центральной зоны с выгоранием 50 – 70% от максимального.

Таким образом, основой поддержания требуемого радиального распределения энерговыделения в РБМК является макроскопическое распределение $N_{\text{мр}}(r)$. Данное распределение, как правило, является двухзонным типа плато-периферия. Считается, что поддержание минимально возможного размера зоны плато и обеспечивает минимальный расход топлива.

Анализ показывает, что простое поддержание заданного $N_{\text{мр}}(r)$ недостаточно для минимизации расхода топлива. Необходимо, чтобы это распределение поддерживалось соответствующим (оптимальным) радиальным распределением выгорания топлива и оперативного запаса реактивности. При их неоптимальном распределении, несмотря на поддержание заданного $N_{\text{мр}}(r)$, расход топлива может возрасть до 10%.

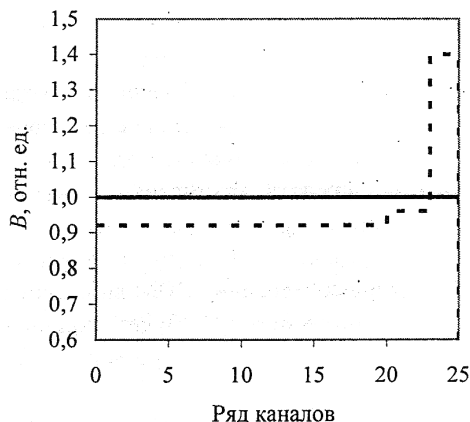


Рис. 2.2. Оптимальное распределение выгорания по радиусу без (—) и с минимизацией утечки нейтронов (- - -)

Моделирование показывает, что оптимизация перегрузок топлива в РБМК (уменьшение утечки нейтронов и разброса выгорания выгружаемых ТВС) способна снизить расход топлива примерно на 10%, что сравнимо с эффектом модернизации топлива.

В итоге можно констатировать, что для повышения экономической эффективности АЭС с РБМК управление распределением энерговыделения в активной зоне, включая перегрузку топлива, должно представлять собой оптимизационный процесс с минимизацией приведенных затрат на производство электроэнергии в качестве целевой функции.

2.2. Развитие методов оптимизации и регулирования распределения энерговыделения на раннем этапе

В опубликованных на раннем этапе теоретических работах основное внимание уделялось критериям качества регулирования, характеризующим устойчивость системы с учетом ксеноновых эффектов и в ряде случаев быстрых процессов, связанных с паровым эффектом реактивности в реакторах, охлаждаемых кипящей водой. Рассмотренные задачи, в основном, носили чисто методический характер, и способы их решения исследовались, главным образом, на одномерных моделях с малым числом управлений и точек измерения. Целевые функции оптимизации представляли малый практический интерес применительно к большим энергетическим реакторам, в частности типа РБМК.

Во многих случаях задача оптимального управления сводилась к поддержанию желательного распределения энерговыделения или плотности потока нейтронов с помощью следящих систем типа локальных автоматических регуляторов, а в основе критериев качества регулирования часто использовались критерии устойчивости системы.

В монографии А.П. Рудика [3], посвященной оптимизации различных характеристик ядерных реакторов, главным образом, на основе принципа максимума Понтрягина, проводится исчерпывающий анализ работ, выполненных к 1973-1976 гг. в нашей стране (преимущественно в ИТЭФ, МИФИ и ФЭИ) и за рубежом. Были решены задачи:

- на максимум мощности реактора при ограниченной плотности потока нейтронов или объемном тепловыделении;
- на минимум квадратичных отклонений нейтронной плотности или удельного тепловыделения при изменениях мультиплицирующих свойств активной зоны, в частности, посредством введения распределенного поглотителя;
- на максимум мощности реактора при отсутствии закипания теплоносителя [3].

Среди недостатков данных разработок, препятствующих широкому внедрению их в алгоритмы специального математического обеспечения устанавливаемых на реакторах ЭВМ, следует указать:

- на возможность реализации принципа максимума в настоящее время только на простейших одномерных моделях реактора;

- на необходимость дополнительного расчетного определения в этом случае многих распределенных параметров реактора;
- на сложность достаточно точного выполнения рассчитанных управлений в реальных условиях.

Тем не менее эти разработки с успехом могут быть использованы для установления «стратегии управления», т.е. для решения таких задач высших уровней, как определение оптимального регламентированного макрораспределения энерговыделения и оптимального распределения средней глубины выгорания топлива по радиусу реактора.

Начало публикации первых зарубежных работ по алгоритмам управляющих вычислительных машин, осуществляющих регулирование распределения энерговыделения, относится к 1967-1968 гг. [6]. В первых разработках, выполненных применительно к канадским тяжеловодным реакторам [7], описаны алгоритмы, характерные для обычных следящих систем, а вопросы оптимизации распределения энерговыделения не рассматриваются.

Практически одновременно с первыми работами по канадским алгоритмам были опубликованы результаты исследований, проводившихся в рамках международной программы на норвежском реакторе в Халлене, основанных на упрощенном описании объекта и элементах современной теории управления [8].

Остановимся на упрощениях, принятых для описания относительного распределения в модели объекта. Упрощения сводятся к двум предположениям.

1. Динамика распределения энерговыделения может быть разделена на быструю и медленную составляющие. Первая составляющая учитывает нейтронную кинетику и тепловые процессы. Вторая – ксенон-иодные процессы. Регулятор воспринимает быстрые изменения состояния как мгновенные эффекты, а медленные – как низкочастотный шум. Вводя вектор $\vec{\Phi}_g$ плотности потока нейтронов в местах размещения ВРД, вектор управления \vec{U} и статическую передаточную матрицу зоны \hat{C} , получаем упрощенное уравнение состояния во временном интервале $[t_k, t_{k+1}]$ в виде [6]

$$\vec{\Phi}_g(k+1) = \vec{\Phi}_g(k) + \hat{C}(k)[\vec{U}(k+1) - \vec{U}(k)] + \vec{V}, \quad (2.7)$$

где \bar{V} отражает случайные изменения распределения энерговыделения между k -м и $(k + 1)$ -м шагами регулирования.

2. В расчетах каждого управления учитывается лишь текущее состояние $\bar{\Phi}_g$ и предполагается, что каждое исходное состояние $\bar{\Phi}_g$ стационарно по отношению к быстрой составляющей. Целевой функцией управления является минимизация квадратичного критерия

$$J_{kk} = \sum_{k=1}^N \left[(\bar{\Phi}_g^d - \bar{\Phi}_g)^T \hat{Q} (\bar{\Phi}_g^d - \bar{\Phi}_g) + \bar{U}^T \hat{H} \bar{U} \right], \quad (2.8)$$

где \hat{Q} – диагональная весовая матрица потока; $\bar{\Phi}_g^d$ – регламентированное распределение $\bar{\Phi}_g$; \hat{H} – диагональная матрица ограничений на управление.

В принятых допущениях решение задачи сводится к определению управления, обеспечивающего на k -м шаге минимум $(k+1)$ -го члена суммы в (2.8) [6]. Оптимальное перемещение стержней при этом представляется вектором

$$\bar{U} = \hat{F}(k) \left[\bar{\Phi}_g - \bar{\Phi}_g^d \right],$$

где $\hat{F}(k)$ – так называемая матрица обратной связи

$$\hat{F} = - \left(\bar{C}^T \hat{Q} \bar{C} + \hat{H} \right)^{-1} \bar{C}^T \hat{Q}. \quad (2.9)$$

На каждом шаге проверяется выполнение ограничений:

- 1) на максимальное разовое абсолютное перемещение стержня;
- 2) на предельно допустимую мощность ТК;
- 3) на эффективный диапазон положений.

Отсутствие нарушений ограничений обеспечивалось посредством анализа рассчитанных управлений \bar{U} и реализации ряда эвристических приемов. Следует отметить, что в представленном виде система регулирования, использующая данный алгоритм, не обеспечивает компенсации значительных значений реактивности (превышающих возможности автоматического регулятора мощности реактора), а поэтому вряд ли может быть работоспособна в переходных режимах реактора.

Частный случай оптимизации распределения энерговыделения, согласно (2.7) и (2.9), был реализован и некоторое время использовался на канадском реакторе «Джентли-1», где вектор так называемых «модульных амплитуд» \bar{A} был представлен в виде

$$\bar{A} = \hat{C}^+ [\bar{\Phi}_g - \bar{\Phi}_g^d], \quad (2.10)$$

где матрица \hat{C}^+ является псевдообратной к матрице \hat{C} , в каждом столбце которой даны изменения показаний детекторов, вызванные единичными перемещениями поглотителей [9].

Поскольку, в отличие от [6], в этом случае осуществлялось управление не только относительным распределением энерговыделения, но и мощностью реактора, то рассматривалась также и амплитуда фундаментальной гармоники. В результате сигнал ошибки, пропорциональный перемещению i -го поглотителя, был представлен в виде

$$e_i = a_0 + G_y a_i, \quad (2.11)$$

где a_0 – компонента вектора \bar{A} , обусловленная фундаментальной гармоникой; a_i – компонента вектора \bar{A} , обусловленная гармоникой i -го регулятора; G_y – коэффициент усиления.

Пересмотр вектора \bar{A} при выходе отдельных поглотителей в крайнее положение не предусматривался.

В алгоритмах работ [8] важную роль играет непрерывная (в режиме «on-line») адаптация матрицы \hat{C} , изменявшейся в зависимости от положения стержней.

Необходимость такого подхода была вызвана, по-видимому, отсутствием у авторов достаточно точной зависимости деформации распределения энерговыделения от эффективности введенной в активную зону части стержня регулирования на всем возможном интервале перемещения стержня.

Кроме упомянутых выше недостатков, характерных для алгоритмов с целевыми функциями вида (2.8), следует указать на возможные погрешности в определении оптимального состояния, связанные с учетом корреляционных моментов случайного поля $[\bar{\Phi}_g - \bar{\Phi}_g^d]$ и способные проявиться особенно сильно при большом

количестве и неравномерном размещении ВРД системы управления.

Таким образом, анализ работ, опубликованных к 1974-1976 гг., показывал на необходимость использования в алгоритмах оптимизации распределения энерговыделения целевой функции, характерной для задач на минимум, и ограничений типа неравенств. Простые линейные соотношения между деформацией распределения и относительной эффективностью стержней регулирования, полученные в экспериментальных исследованиях на больших уран-графитовых реакторах, открывали возможности применения в данном случае метода линейного программирования. Поэтому именно такое направление было выбрано в качестве одного из двух основных подходов к решению задач оптимизации распределения энерговыделения.

Анализ деятельности операторов реактора РБМК был использован в разработке второго подхода к проблеме оптимизации распределения, основанного на методах теории исследования операций и так называемых имитационных моделях [10, 11].

Остановимся на некоторых общих положениях теории исследования операций [11], методах решения многокритериальных задач и имитационных моделях [10], поскольку именно они стали в дальнейшем методической основой второго подхода, занявшего в оптимизационных исследованиях наибольшее место.

Особенностью сложных, плохо формализуемых задач исследования операций следует считать многокритериальность [10, 11], при которой эффективность стратегий оценивается несколькими критериями k_1, \dots, k_m . В большинстве методов решения таких задач используется информация о важности критериев. При этом критерии приводятся к безразмерной форме (нормализуются) посредством преобразований

$$k_i^0 = k_i / a_i^*, \quad (2.12)$$

или

$$k_i^0 = (k_i - a_{i*}) / (a_i^* - a_{i*}), \quad (2.13)$$

где a_i^* – некоторые номинальные; a_{i*} – предельно допустимые значения k_i .

Затем все критерии k_i «сворачиваются» в единый обобщенный критерий $\Phi(\gamma_1, \dots, \gamma_m, k_1, \dots, k_m)$ с учетом коэффициентов важности (весовых коэффициентов и т.п.), для которых обычно выполняются условия нормировки $\sum_{i=1}^m \gamma_i = 1$, и таким образом исходная задача сводится к обычной задаче оптимизации [10].

Наиболее распространенными методами свертки критериев является определение средневзвешенной степенной суммы

$\Phi^{(S)} = \left(\sum_{i=1}^m \gamma_i k_i^S \right)^{1/S}$ и особенно средневзвешенной суммы критериев

$$\Phi_{\Sigma} = \sum_{i=1}^m \gamma_i k_i. \quad (2.14)$$

Часто применяется обобщенный критерий вида

$$\Phi = \min_{i \in M} \left(k_i / \gamma_i \right), \quad (2.15)$$

где k_i – i -й нормализованный (см. далее) критерий эффективности; $M = \{1, \dots, m\}$ – множество номеров критериев; γ_i – коэффициент важности.

Таким образом, качество оптимизации регулирования реактора оценивается по состоянию наиболее «опасного» по величине разбаланса и «важности» параметра.

Возможны и другие зависимости обобщенного критерия как функции k_i .

В дальнейшем изложении будем называть свертки критериев Φ_{Σ} и Φ , соответственно, сверткой суммированием и логической [11] сверткой. Используется также «свертывание» критериев без «нормализации», когда коэффициенты a_i , кроме своего основного назначения, обеспечивают одинаковую размерность k_i . Вообще определение a_i является одним из самых сложных этапов решения

многокритериальных задач методом «свертывания» критериев. В отдельных случаях эти коэффициенты удастся определить, анализируя модель операции; в большинстве случаев они назначаются на основе опроса экспертов. В целом показатели важности определяются по-разному в каждой конкретной задаче, и формальный перенос метода определения их на другие задачи невозможен [10].

В настоящее время существуют два подхода к оптимизации сложных процессов математическими методами [10]. Первый из них – «математическое программирование» – включает в себя разработку математической модели процесса с учетом возможных управлений и отыскание таких управлений, которые обеспечивали бы экстремум некоторому выбранному функционалу. Второй – «имитационное моделирование» – основан на проведении так называемых имитационных экспериментов, в которых рассматривается ход процесса при определенных экспертами различных вариантах управления, и выбираются лучшие варианты. В имитационных экспериментах управление определяется в соответствии с алгоритмами, полученными на основе «экспертного синтеза» [10].

2.3. Применение метода линейного программирования

В отличие от ранее разработанных алгоритмов оптимизации распределений энерговыделения, использующих среднеквадратичные ограничения [8], в алгоритмах, представленных ниже, применяются ограничения на перемещения регулирующих стержней в виде неравенств, что позволило расширить диапазон реального перемещения стержней и получить лучшие значения целевой функции [12]. Описанный ниже алгоритм дает конечное оптимальное распределение, однако не предлагает путей перехода в это состояние и использует следующие допущения.

1. Относительное изменение мощности i -й ТВС есть линейная функция изменения реактивности, обусловленного перемещением j -го регулирующего стержня, т.е.

$$(W_{0i} - W_i) / W_{0i} = \alpha_{ij} (\rho_j - \rho_{0i}); \quad (2.16)$$

$$a_{ij} = 1 - \xi_{ij}^{pc}, \quad i = 1, 2, \dots, n_p; \quad j = 1, 2, \dots, m, \quad (2.17)$$

где W_{0i} и W_i – мощность i -й ТВС до и после перемещения j -го регулирующего стержня из положения, характеризуемого в относи-

тельных единицах реактивности значением ρ_{0j} , в положение, соответствующее значению ρ_j . При этом извлеченному регулируемому стержню соответствует $\rho_j = 0$, а полностью введенному соответствует $\rho_j = 1$; m – число стержней.

Нормировка ξ_{ij} для каждого регулирующего стержня проводится из условия равенства мощности реактора до и после полного их перемещения.

2. Относительное изменение мощности каждой ТВС есть величина аддитивная, т.е.

$$W_i = W_{0i} \left[1 - \sum_{j=1}^m \alpha_{ij} (\rho_j - \rho_{0j}) \right]. \quad (2.18)$$

Для уменьшения размерности задачи активная зона разбивается на M , в основном, одинаковых областей, содержащих по несколько ТВС, и в каждой i -й области рассматривается средняя мощность ТВС:

$$\begin{aligned} W_l &= \frac{1}{M_l} \sum_{k=1}^{M_l} N_{0k} - \frac{1}{M_l} \sum_{k=1}^{M_l} \sum_{j=1}^m W_{0k} \alpha_{kj} (\rho_j - \rho_{0j}) = \\ &= W_{0l} - \sum_{j=1}^m \beta_{lj} (\rho_j - \rho_{0j}), \end{aligned} \quad (2.19)$$

где M_l – число ТВС в i -й области.

Пусть $K_{3l}^{\text{МИН}}$ – минимальное значение коэффициента запаса до РМР в пределах l -й области:

$$K_{3l}^{\text{МИН}} = \min_K \left\{ W_{\text{РМР}_k} / W_{0k} \right\}. \quad (2.20)$$

Введем для каждой области величину

$$W_l^{\text{П}} = W_{0l} K_{3l}^{\text{МИН}}, \quad l = 1, 2, \dots, M. \quad (2.21)$$

Запишем ограничения на перемещение регулирующих стержней:

$$0 \leq \rho_j \leq 1; \quad j = 1, 2, \dots, m. \quad (2.22)$$

Наконец, потребуем, чтобы выполнялось условие сохранения баланса реактивности (сохранения оперативного запаса реактивности на введенных регулирующих стержнях) в заданных пределах $\delta\rho$:

$$|\rho_{\Sigma} - \rho_{\Sigma 0}| = \left| \sum_{j=1}^m (\rho_j - \rho_{0j}) \right| \leq \delta \rho. \quad (2.23)$$

Целевая функция оптимизационной задачи имеет вид:

$$\max_l \{W_l / W_l^{\Pi}\} = \min \quad (2.24)$$

или

$$\max_l \left\{ \frac{1}{K_{3l}^{\text{МИН}}} - \sum_{j=1}^m \gamma_{lj} (\rho_j - \rho_{0j}) \right\} = \min, \quad (2.25)$$

где

$$\gamma_{lj} = \beta_{lj} / (W_{0i} K_{3l}^{\text{МИН}}). \quad (2.26)$$

Таким образом, неравенства (2.22) и (2.23) представляют собой полную систему ограничений задачи, а (2.25) выражает ее цель.

Такая постановка является типичной для задач на минимум. Вместе с тем путем несложных преобразований задачу можно привести к канонической форме линейного программирования и решить, например, симплекс-методом. В программе ОПУС задача решается классическим симплекс-методом с двусторонними ограничениями на переменные при размере l -х областей 4×4 ТВС и 89 регулирующих стержнях, участвующих в процессе оптимизации распределения энерговыделения. Данный алгоритм мог быть реализован для l -х областей, уменьшенных вплоть до размеров ячейки реактора, однако время счета в этом случае существенно возрастает.

Полученные оптимальные распределения энерговыделения и положения регулирующих стержней можно проверить физическим расчетом реактора, исходными данными которого служат нагрузка реактора и оптимальное положение регулирующих стержней, найденное по программе ОПУС. Результаты физического расчета распределения энерговыделения могут несколько отличаться от результатов программы ОПУС из-за указанных ранее допущений. Результаты уточнения оптимального распределения энерговыделения последовательными расчетами по программе ОПУС и по программе физического расчета *QUAM* для одного из реальных состояний реактора приведены в табл. 2.1, где K_r и K_{N_l} – коэффициенты неравномерности энерговыделения, соответственно, ТВС и

l -х областей (для $N_{\text{РМР}}(r) \equiv \text{const}$); $\sigma_{\text{ОПУС-QUAM}}^i$ – среднеквадратичное расхождение распределений энерговыделения (%), полученных по программе ОПУС и QUAM в i -м шаге.

Таблица 2.1

Характеристика	Программа	Номер в расчетах			
		0	1	2	3
K_r	QUAM	1,529	1,398	1,379	1,378
K_{N_l}		1,406	1,238	1,229	1,229
K_r	ОПУС	–	1,373	1,368	1,364
K_{N_l}		–	1,228	1,220	1,220
$\sigma_{\text{ОПУС-QUAM}}^i$	–	–	2,20	1,78	1,78

Несколько лучшие результаты по уменьшению K_r и скорости сходимости получаются при разбиении активной зоны реактора на неравновеликие области, но с более слабым изменением в их пределах значений $\xi_{\text{РС}}$, особенно вблизи регулирующих стержней. Так, область с наименьшей площадью включает в этом случае четыре ближайших к регулируемому стержню ТВС, в которых $\xi_{\text{РС}}(|r_i - r_j|) \approx \text{const}$. Из табл. 2.1 видно, что оптимальное распределение энерговыделения формируется уже на втором шаге расчетов. Это характерно и для других состояний реактора РБМК-1000. Установившиеся значения $\sigma_{\text{ОПУС-QUAM}}^i$, очевидно, определяются дискретностью положения регулирующих стержней в использованном варианте программы QUAM.

Особенность программы ОПУС – возможность отыскания при достаточно больших заданных значениях $\delta\rho$ (2.23) одновременно с оптимальным распределением энерговыделения величины ρ_Σ , соответствующей минимальному значению K_r . На рис. 2.3 представлена типичная зависимость оптимального K_r от оперативного запаса реактивности на погруженных стержнях ρ_Σ для одного из реальных состояний реактора РБМК-1000.

Резкое увеличение K_r при ρ_Σ , стремящемся к нулю или к суммарной эффективности $\rho_\Sigma^{\text{макс}}$ всех регулирующих стержней реактора, можно объяснить ограниченными возможностями системы регулирования распределения энерговыделения в этих состояниях реактора.

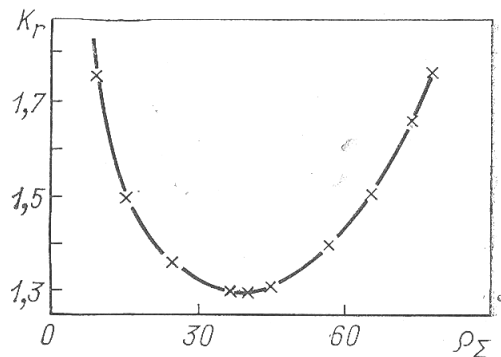


Рис. 2.3. Рассчитанная зависимость оптимального K_r в реакторе РБМК-1000 от оперативного запаса реактивности ρ_Σ в долях полностью погруженных регулирующих стержней

На практике переход каждого регулирующего стержня из исходного состояния в оптимальное состояние $\rho_j^{\text{опт}}$ при $\rho_\Sigma = \text{const}$ мог бы осуществляться линейным изменением за одинаковое время всех ρ_j от ρ_{0j} до $\rho_j^{\text{опт}}$. В этом случае распределение энерговыделения каждой ТВС перейдет в оптимальное состояние согласно (2.17) по временной зависимости, близкой к линейной. Ввиду большого времени счета и способности оптимизировать только радиально-азимутальное распределение программы типа ОПУС можно использовать в процессе эксплуатации реакторов РБМК-1000 только для периодических расчетов и нельзя применять для прямого регулирования распределения энерговыделения.

2.4. Применение метода экспертного синтеза

Многолетний положительный опыт ручного регулирования и оптимизации распределения энерговыделения больших энергонапряженных реакторов без каких-либо расчетов наводит на мысль о

том, что алгоритм системы автоматической оптимизации может быть достаточно прост и обеспечивать высокое быстродействие.

В реальном алгоритме достижение экстремума целевой функции должно обеспечиваться при выполнении ряда технологических условий и требований безопасности. Так, для реакторов РБМК к числу таких условий следует отнести:

- поддержание положения стержней ЛАР или АР в заданном рабочем диапазоне;
- способность работы в режимах регулирования мощности реактора как с помощью АР, так и ЛАР;
- ограничение числа одновременно перемещаемых регулирующих стержней;
- ограничение на максимальное перемещение или время перемещения в одном шаге;
- ограничение на минимальный период между включением регулирующего стержня на перемещение;
- обеспечение стабилизации и устранение перекосов аксиального распределения энерговыделения.

Задача оперативного регулирования распределения энерговыделения в реакторе РБМК сводится, в основном, к увеличению минимального запаса между мощностью ТК и пределом безопасной эксплуатации для ТК. Как и для всех реакторов, управляемых регулирующими стержнями, для реактора РБМК задача управления аксиальным распределением энерговыделения сводится к стабилизации заданного аксиального перекоса, т.е. заданного значения амплитуды второй аксиальной гармоники, или заданного отношения мощностей верхней и нижней половин реактора. Реже появляется необходимость стабилизировать амплитуду третьей аксиальной гармоники, устраняя всплеск энерговыделения в центре активной зоны по высоте.

Для экстремального регулирования распределения энерговыделения реактора РБМК был рассмотрен алгоритм, основанный на «свертывании» критериев, согласно которому для каждого j -го регулирующего стержня рассчитывается величина

$$\delta_j = W_1 \sum_{i=1}^{R_j} C_j^R(r_j - r_i) \delta_i^R + W_2 \sum_{i=1}^{h_j} C_j^h(r_j - r_i) K_{\Pi}(h_j) \delta_i^h + W_3 \delta_P + W_4 K_{\Pi}(h_j) \delta^h + W_5 C_{\Pi j} \max_{j \in R_j} \delta_i^R, \quad (2.27)$$

где $C_j^R(r_j - r_i | = r_{ij}^R)$ – зависимость весовых коэффициентов от расстояния r_{ij}^R между j -м регулирующим стержнем и i -м ВРДР; $C_j^h(r_j - r_i)$ – зависимость аксиальных весовых коэффициентов от расстояния между j -м регулирующим стержнем и i -м ВРДВ; h_j – заданное количество ВРДВ, ближайших к j -му регулируемому стержню; R_j – заданное количество ВРДР; δ^h – средний по реактору высотный разбаланс; $C_{\Pi j}$ – константа; $K_{\Pi}(h_j)$ – зависимость коэффициента, определяющего эффективность устранения аксиального перекоса распределения энерговыделения, от положения j -го регулирующего стержня; δ_P – заданная функция положения стержней АР или ЛАР, соответственно, при регулировании мощности реактора с помощью АР или ЛАР; δ_i^R и δ_i^h – радиальный и высотный разбалансы, определяемые из следующих выражений:

$$\delta_i^R = \frac{J_i^R \sum_{i=1}^{n_{\text{Д}}} J_i^{R_{\text{H}}}}{J_i^{R_{\text{H}}} \sum_{i=1}^{n_{\text{Д}}} J_i^R} - 1, \quad (2.28)$$

где J_i^R и $J_i^{R_{\text{H}}}$ – сигнал и ПДУС для i -го ВРД; $n_{\text{Д}}$ – количество исправных ВРДР в реакторе;

$$\delta_i^h = \frac{\sum_{k=1}^{n_{\text{В}}} J_{ki}^{\text{В}} \sum_{k=1}^{n_{\text{H}}} J_{ki}^{\text{В}_{\text{H}}}}{\sum_{k=1}^{n_{\text{H}}} J_{ki}^{\text{В}} \sum_{k=1}^{n_{\text{В}}} J_{ki}^{\text{В}_{\text{H}}}} - 1, \quad (2.29)$$

где $n_{\text{в}}$ и $n_{\text{н}}$ – количество исправных детекторов в верхней и нижней половинах сборок ВРДВ; $J_{ki}^{\text{в}}$ и $J_{ki}^{\text{н}}$ – сигнал и ПУДС k -й секции i -го ВРДВ; W_1, \dots, W_5 – весовые коэффициенты для каждого из указанных в формуле (2.27) «парциального» разбаланса.

Зависимости C_j^R , C_j^h , $K_{\text{П}}$ задаются отдельно для регулирующих стержней с длинным и укороченным поглощающим участком.

Из совокупности полученных значений δ_j выбирается фиксированное количество $m = 4$ РС с максимальными значениями $|\delta_j|$. Для каждого из четырех РС рассчитывается величина веса участка РС, которая должна быть реализована при перемещении $\Delta\rho_j = f_1(\delta_j)$ и далее по градуировочной кривой РС – величина перемещения

$$\Delta h_j = f_2(\Delta\rho_j, h_j), \quad (2.30)$$

где h_j – исходное положение РС; $f_1(\delta_j)$ – заданная зависимость.

РС с положительными значениями δ_j вводятся в активную зону, с отрицательными значениями – выводятся из зоны.

В том случае, когда из-за выгорания топлива или эффектов реактивности при изменении уровня мощности стержни АР или ЛАР выйдут из установленной зоны, величина δ_p также изменится таким образом, чтобы из-за преимущественного извлечения или введения остальных РС вернуть ЛАР или АР в установленную для них зону. Рекомендации на перемещение РС перестают выдаваться, когда величина K_r или K_v выходит на свое асимптотическое значение.

В качестве целевой функции задачи в данной формулировке рассматривается

$$\max_j \{ \delta_j \} \rightarrow \min. \quad (2.31)$$

Для оценки качества регулирования использовалась также обобщенная дисперсия

$$D = \sum_{j=1}^{m_{\text{РС}}} \delta_j^2. \quad (2.32)$$

Рассмотрим физический смысл формулы (2.27). Первый член в ней характеризует выравнивание макрополя радиального распределения энерговыделения в зоне «плато» активной зоны, второй и пятый члены – качество выравнивания второй гармоники АРЭ в местах размещения отдельных и всех ВРД соответственно. Третий член отражает степень удаления положения по высоте отдельного стержня ЛАР от наиболее эффективного положения. Четвертый член характеризует степень выравнивания локальных всплесков энерговыделения в зоне «плато» реактора.

Изменение положения стержня ЛАР по рекомендации программы СОПР осуществляется путем изменения задаваемого уровня сигналов ВРД для данного стержня ЛАР.

Одной из центральных задач, возникших при разработке изложенного выше алгоритма, явилась задача определения коэффициентов и констант в формулах (2.27) – (2.29).

Основным подходом к определению констант алгоритма послужил подход, основанный на так называемом «принципе равного вклада опасных ситуаций», согласно которому константы устанавливаются таким образом, чтобы предельно допустимые значения различных критериев, представленных в правой части выражения (2.27), давали одинаковый вклад в обобщенный разбаланс δ_j .

В дальнейшем для этой цели была использована описанная ранее кибернетическая модель оператора реактора.

При разработке алгоритмов СОПР особое внимание было уделено влиянию количества и величины перемещения РС при одном шаге регулирования на асимптотические значения параметров и скорость выхода в асимптотическое состояние.

На 2-мерной расчетной модели реактора были исследованы зависимости этих параметров от «интенсивности» регулирования, в качестве которой рассматривалось суммарное перемещение РС (в единицах полного веса РС) на одном шаге.

На рис. 2.4 видно, что при постоянной интенсивности регулирования выход в асимптотическое состояние с $K_r \approx 1,33$ происходит на 33-м шаге, в то время как при интенсивном регулировании, представленном на рис. 2.5, плавно уменьшающейся по мере приближения к асимптотическому состоянию $K_r \approx 1,29$, выход в асимптотическое состояние происходит на 16-м шаге.

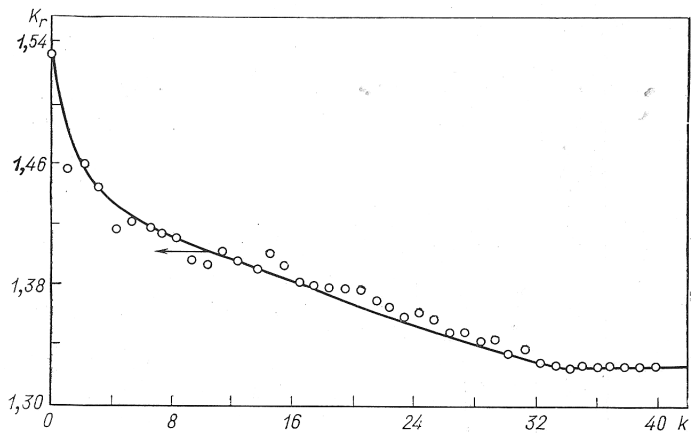


Рис. 2.4. Рассчитанные зависимости K_r и σ от числа шагов k регулирования распределения энерговыделения при малой постоянной интенсивности регулирования ($\beta^k = 0,16$)

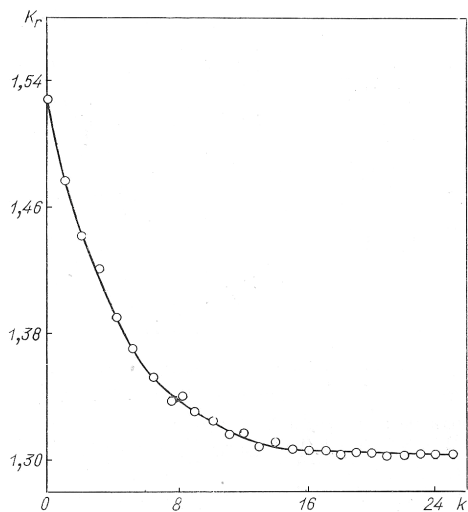


Рис. 2.5. Рассчитанные зависимости K_r и σ от числа шагов k регулирования распределения энерговыделения при переменной интенсивности регулирования ($0,16 < \beta^k < 1,6$)

2.5. Кибернетическая модель оператора реактора

Регулирование РЭ в реакторах, например РБМК, является оптимизационной задачей, целевой функцией которой чаще всего служит минимизация коэффициента объемной неравномерности энерговыделения K_v . При регулировании РЭ оператор реактора соблюдает ряд ограничений:

- не превышает предельно допустимую мощность ТК;
- поддерживает в заданном диапазоне запас реактивности на стержнях автоматического регулирования;
- не снижает ниже предельно допустимого уровня запас до кризиса теплообмена и т.п.

Ввиду сложности задачи строгой математической минимизации K_v для ее решения, как указывалось ранее, для каждого РС используется свертка критериев эффективности δ_i , в которой наиболее сложным вопросом является отыскание весовых коэффициентов в свертке.

При положительной сумме критериев регулирующий стержень является кандидатом на погружение, при отрицательной сумме – на извлечение. Все суммарные разбалансы располагаются в ряд в порядке убывания. Предпочтение на погружение отдается РС с максимальными значениями суммы, на извлечение – с минимальными значениями суммы.

В рассматриваемой кибернетической модели оператора реактора РБМК для отыскания параметров модели были зафиксированы на носителях информации данные о 12-ти состояниях реакторов Игналинской АЭС и даны для этих состояний отображения информации, максимально приближенные к реальному виду. Семи операторам реактора было предложено дать по этим фрагментам перечень управлений (номер и величину перемещения РС), а также порядок выполнения управления.

В основу идентификации параметров модели положено достижение максимума плотности распределения вероятности. Следует отметить, что на самом деле было бы удобнее построить модель, зарегистрировав текущую информацию, выдаваемую оператору, и осуществляемые им управления, однако в тот период этому помешала бы низкая точность измерения положения РС, из-за чего из-

менения указателя положения РС, вызванные ошибкой измерений, можно было бы принять за реальные изменения положения:

$$P(\bar{x}_1 - \bar{X}_1, \dots, \bar{x}_i - \bar{X}_i, \dots, \bar{x}_m - \bar{X}_m) \rightarrow \max, \quad (2.33)$$

где \bar{x}_i – вектор управлений, рекомендованный для i -го «операторосостояния», $i = 1, \dots, m$; m – количество состояний, умноженное на количество операторов; $j = 1, \dots, n$ – количество управлений (размерность вектора \bar{x}_i или \bar{X}_i); \bar{X}_i – вектор управлений, рекомендованных моделью для того же «операторосостояния».

Считая \bar{x}_{ij} и \bar{X}_{ij} независимыми, запишем

$$\prod_{i=1}^m \prod_{j=1}^n P_{ij}(\bar{x}_{ij} - \bar{X}_{ij}) \rightarrow \max. \quad (2.34)$$

В предположении нормальных распределений для P_{ij} можно привести задачу к виду

$$D_H = \sum_{j=1}^n \sum_{i=1}^m \frac{(\bar{x}_{ij} - \bar{X}_{ij})^2}{\delta_y^2} \rightarrow \min, \quad (2.35)$$

где δ_y^2 – дисперсия управлений, предлагаемых операторами и зависящая от их квалификации (при этом не учитывается методическая погрешность модели).

Очевидно δ_y^2 , как и параметры модели, – неизвестные. Параметры x_{ij} и X_{ij} разбиты на две группы. В первой группе x_{ij} отражает номер рекомендации, во второй – величину перемещения стержня в долях его полного веса. Соответственно, δ_{y1}^2 для первой группы – δ_{y1}^2 , для второй – δ_{y2}^2 .

Задача оптимизации параметров модели решалась методом координатного спуска. В качестве примера на рис. 2.6 приведены зависимость D_H от весового коэффициента W_4 для отклонения средней по реактору амплитуды 2-й гармоники АРЭ при фиксированных остальных параметрах.

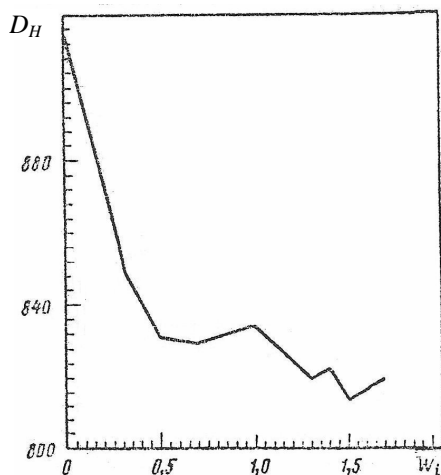


Рис. 2.6. График зависимости D_H от весового коэффициента W_4 для отклонения средней по реактору амплитуды 2-й гармоники АРЭ при фиксированных остальных параметрах

Большинство констант алгоритма СОПР оказалось близко к тому, что было получено в кибернетической модели, за исключением основного вклада в критерий, характеризующий состояние радиально-азимутального РЭ, (первый и последний члены), который должен на 90% давать последний член, обеспечивающий минимизацию K_r , а не первый член, обеспечивающий выравнивание радиально-азимутального макрораспределения. Был оценен средний вклад каждого из критериев в свертку. Так, радиальный критерий (первый и последний члены) дает 56%-й вклад, вклад аксиального перекоса (по второй гармонике) составляет 35%, вклад по выходу стержней ЛАР из установленного диапазона – 7,5%.

Первые испытания СОПР, выдававшей советы оператору по РЭ, на действующем реакторе РБМК-1000 были впервые проведены в марте-апреле 1979 г. [13]. В процессе испытаний программа СОПР в течение в общей сложности нескольких суток обеспечивала управление стержнями регулирования исключительно в соответствии с выдаваемыми ею рекомендациями. Испытания программы СОПР проводились как при работе реактора на стационарном уровне мощности, так и в режиме снижения и последующего подъема мощности реактора.

Как видно из рис. 2.7, СКП поддержания аксиального перекося и коэффициент аксиального перекося РС существенно улучшились при работе СОПР даже в переходном режиме. На рис. 2.8 наблюдаем, что включение в работу СОПР позволяет существенно снизить величину СКП аксиального перекося.

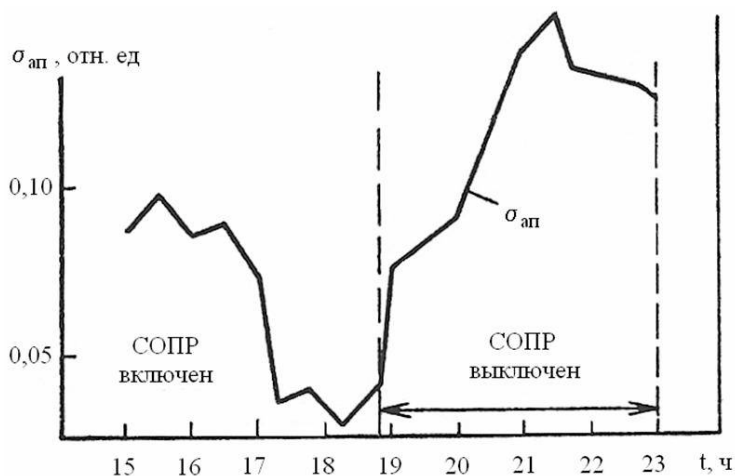


Рис. 2.7. СКП поддержания аксиального перекося и коэффициент поддержания аксиального перекося РС

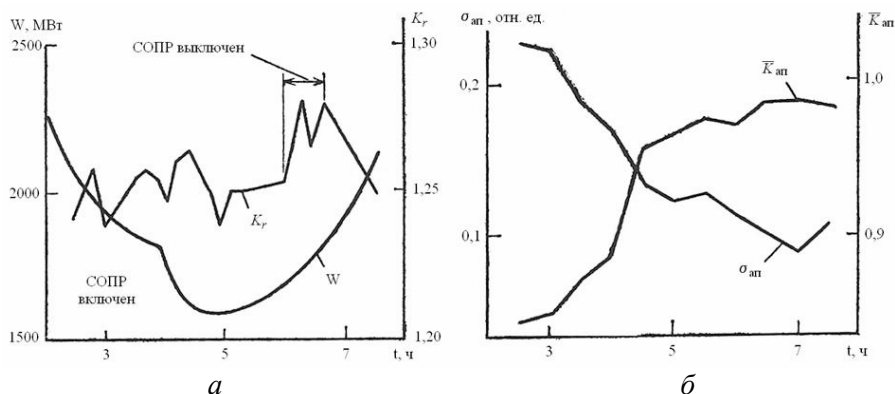


Рис. 2.8. Изменение W , K_γ (а) и среднеквадратичного отклонения $\sigma_{ап}$ (б) при включении СОПР в переходном режиме

Данные табл. 2.2 показывают зависимость обобщенной дисперсии $D_0 = \sum_{j=1}^m \delta_j^2$ от периода Δt запуска программы СОПР с выполнением ее рекомендаций, где δ_j^2 – обобщенный разбаланс для j -го РС; m – количество РС.

Таблица 2.2

Δt , мин	5	10	30-40
D , отн. ед.	1,0	1,8	2,2

Применение программы СОПР в современной ИИС «Скала-Микро» отличается высокой скоростью обновления информации, выдаваемой оператору реактора на средства отображения информации, и обеспечением одновременной работы СОПР со стержнями локального автоматического регулирования.

Приведем далее некоторые данные по анализу эффективности СОПР [5] на третьем блоке ЛАЭС в январе 2010 г. Анализ позволил сделать следующие выводы:

- включение СОПР в работу (после длительного перерыва) с исходными весовыми коэффициентами кибернетической модели оператора реактора привело к снижению максимального значения коэффициента аксиальной неравномерности и температуры графита, а также к увеличению минимального запаса до уровня срабатывания предупредительной защиты по мощности ТК;
- увеличение весового коэффициента W_1 , отвечающего за повышение минимального запаса до уставки (до уровня П2) срабатывания предупредительной защиты по мощности ТК, привело к возрастанию запаса до П2, однако несколько ухудшило параметры АРЭ;
- выполнение рекомендаций СОПР после искусственного создания радиально-азимутального перекося РЭ возвращает основные параметры РЭ к исходному состоянию.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

К главе 1

1. Константинов Л.В., Постников В.В., Ветюков В.Н., Лунина И.И. О надежности испарительных каналов реакторов типа Беляжской АЭС // Атомная энергия. 1970. Т. 29. Вып 9. С. 208-209.
2. Клемин А.И. Инженерные вероятностные расчеты при проектировании ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1973.
3. Свешников А.А. Прикладные методы теории случайных функций. М.: Наука, 1968.
4. Александров С.И., Давыдов А.С., Постников В.В. Пространственно временные характеристики погрешности регулирования энерговыделения РБМК-1000 // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып 6. С. 339-342.
5. Венцель Е.С. Теория вероятности. М.: Наука, 1964.
6. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПНАЭ Г-1-024-90 (ПБЯ РУ АС-89). М., 1991.

К главе 2

1. Батуров Б.Б., Иванов А.А., Корякин Ю.И. и др. Комплексная оптимизация АЭС с водографитовыми реакторами // Атомная энергия. 1978. Т. 45. Вып. 2. С. 91-98.
2. Денисов В.И. Технико-экономические расчеты в энергетике (методы экономического сравнения вариантов). М.: Энергоатомиздат, 1985.
3. Рудик А.П. Оптимизация физических характеристик ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1979.
4. Постников В.В., Краюшкин А.В. Оптимизация распределения энерговыделения в активной зоне РБМК в процессе эксплуатации // Атомная энергия. 2009. Т. 106. Вып. 2. С. 63-68.
5. Александров С.И., Постников В.В., Якунин И.С. и др. Анализ эффективности программного кода «Советчик оператора реактора» // Атомная энергия. 2011. Т. 111. Вып. 1. С. 3-8.
6. Дунаев В.Г., Потапенко П.Т. Опыт применения ЦВМ для управления нейтронным полем реактора // Атомная техника за рубежом. 1974. № 12. С. 10-17.

7. Siddal E, Smith J. Computer Control in Danglas Point Nuclear Power Station. IA.EA Symp. On Heavy Water Power Reactors. Vienna, 1967.
 8. Grumbach R. An on-line computer method for Neutron Flux Distribution Control // Trans ANS. 1972. V. 15. № 2. P. 791-792.
 9. Емельянов И.Я., Филипчук Е.В., Потапенко П.Т., Дунаев В.Г. Разработка и опыт эксплуатации системы управления энергораспределением реактора АЭС «Джентли-1» // Атомная техника за рубежом. 1978. № 10. С. 3-9.
 10. Современное состояние теории исследования операций / Под ред. Н.Н. Моисеева. М.: Наука, 1979.
 11. Гермейер Ю.Б. Введение в теорию исследования операций. М.: Наука, 1971.
 12. Емельянов И.Я., Назарян В.Г., Постников В.В. Оптимизация энергораспределения в активной зоне большого действующего эмпирического реактора // Атомная энергия. 1978. Т. 44. Вып. 4.
 13. Емельянов И.Я., Бородянский А.И., Горелов А.И. и др. Опыт испытаний программы «Советчик оператора реактора РБМК-1000 на Чернобыльской АЭС. Атомные электрические станции. Вып. 7. М.: Энергоатомиздат, 1984.
-

Редактор М.В. Макарова
Оригинал-макет изготовлен И.С. Якуниным

Подписано в печать 15.11.2012. Формат 60x84 1/16.

Уч.-изд. л. 3,0. Печ. л. 3,0. Тираж 80 экз.

Изд. № 19/1. Заказ № 59.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».
115409, Москва, Каширское ш., 31

ООО «Полиграфический комплекс «Курчатовский».
144000, Московская область, г. Электросталь, ул. Красная, д. 42