

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИДЕНТИФИКАЦИИ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТОПЛИВНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА РБМК НА ОСНОВЕ ИНФОРМАЦИИ ОБ АЗОТНОЙ АКТИВНОСТИ

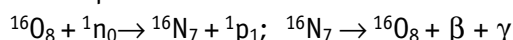
А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А. Е.Артемьев, Н.И. Миронов

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



Описывается математическая модель активации теплоносителя в топливном канале реактора РБМК и возможности ее использования для определения расхода теплоносителя при работе на номинальном и пониженном уровне мощности, а также для интерпретации активных и пассивных экспериментов по идентификации расхода. Рассматривается алгоритм восстановления расхода теплоносителя, основанный на экспериментальной информации об азотной активности теплоносителя системы контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов (системы КГО), файлов состояния энергоблока и математической модели активации теплоносителя. Приводятся результаты восстановления расхода по экспериментальным данным Курской и Игналинской АЭС с помощью созданного математического обеспечения.

Расход теплоносителя через топливный канал является одним из параметров, определяющих безопасную работу энергоблока с реактором РБМК. Для контроля расхода служат расходомеры ШТОРМ, установленные на входе в каждый канал[1]. В процессе эксплуатации по разным причинам погрешность определения расхода возрастает и нередко ситуации, когда показаниям некоторых расходомеров верить нельзя, т.е. появляются «запрещенные» расходомеры. Это обстоятельство накладывает дополнительные ограничения на режим эксплуатации (например, при проведении перегрузок топлива или подъема мощности после кратковременных остановок). По этой причине актуальным представляется поиск дополнительных информационных каналов о расходе теплоносителя. Такой канал существует благодаря тому обстоятельству, что водный теплоноситель в активной зоне активируется быстрыми нейтронами. При этом протекают реакции $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}_7$, $^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}_7$, первая из которых



вносит наибольший вклад в наведенную активность. Эта реакция протекает на нейтронах с энергией более 9,638 МэВ с образованием радионуклида ^{16}N ($T_{1/2} = 7,11$ с), испускающего гамма-кванты с энергиями 6,13 – 7,11 и 2,75 МэВ. Сечение

© А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А. Е.Артемьев, Н.И. Миронов, 2004

активации, усредненное по спектру деления – $0,019 \cdot 10^{-31} \text{ м}^2$ [2].

Понятно, что наведенная активность зависит от величины плотности потока быстрых нейтронов, следовательно, от мощности, а в точке измерения активности от времени доставки, т.е. при известном расстоянии – от расхода теплоносителя. Таким образом, величина азотной активности теплоносителя несет в себе информацию и о мощности, и о расходе. Этот факт привлек внимание исследователей более 30 лет назад применительно к корпусным реакторам с водой под давлением. Были созданы и внедрены в эксплуатацию информационные измерительные системы, основанные на этом принципе, позволяющие с высокой точностью определять основные лимитирующие параметры (для расхода теплоносителя первого контура относительная погрешность составляет 2 – 3%, для тепловой мощности 1,5 – 2% при доверительной вероятности 0,95) [3].

Одной из основных составляющих этих систем является математическое обеспечение, включающее модель активации теплоносителя, т.е. связь измеренного значения активности с определяемыми параметрами. Запишем условно эту связь в виде $A=f(W,G)$, где W – мощность, G – расход теплоносителя. Для реакторов с некипящим теплоносителем используется довольно простая модель [3]. Действительно, конструктивно детекторы гамма активности азота (рис. 1) расположены на горячей (точка 1) и холодной (точка 2) нитках главного циркуляционного контура. Если A_1 – активность выделенного объема в точке измерения 1, а A_2 – активность в точке измерения 2, то вследствие радиоактивного распада ядер азота при движении по контуру, время прохода теплоносителя

$$t = \ln(A_1 / A_2) / \lambda,$$

где λ – постоянная распада, с^{-1} .

Зная расстояние между точками, определяем скорость теплоносителя, а следовательно, и расход. Конечно, эта модель отображает лишь сущность метода. На практике она уточняется за счет введения различных коэффициентов, учитывающих реальную геометрию детекторов, ослабляющих свойств материалов и т.д.

Успешное применение данного подхода на реакторах типа PWR инициировало исследователей на изучение возможности его использования применительно к реакторам типа РБМК с кипением теплоносителя в каналах. Однако математические модели активации и методы определения расхода теплоносителя, используемые в реакторах с водой под давлением, в данном случае не применимы. Обусловлено это как кипением в канале, так и конструкцией системы КГО.

Принципиальная схема детектирования азотной активности на энергоблоках с реакторами РБМК изображена на рис. 2. Пароводяные коммуникации (ПВК) после выхода из реактора группируются в так называемые нитки, каждая из которых содержит по 115 ПВК, всего таких ниток 16. Нитки расположены параллельно друг другу. Восемь сдвоенных коллиматоров с блоками детектирования устанавливаются на тележках и передвигаются в коробах вдоль вертикально расположенных

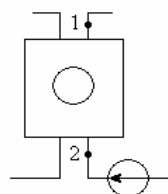


Рис.1. Принципиальная схема измерения расположения гамма-детекторов в реакторе типа ВВЭР

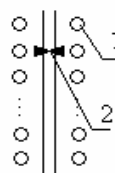


Рис.2. Принципиальная схема расположения гамма-детекторов в реакторе типа РБМК:
1 - пароводяная коммуникация; 2 - сдвоенные детекторы

рядов ПВК. При движении детекторы регистрируют g -кванты от трубопровода, напротив которого находится в данный момент коллимационное отверстие. Сигналы по кабелям подаются на сигнально-измерительную аппаратуру. Тележка может передвигаться с различной скоростью. При быстром проезде нитка сканируется за время около 5 мин, при медленном – за 30 мин. Можно остановить тележку на постоянный контроль около ПВК нужного канала. Важно отметить, что активность теплоносителя на каждой ПВК фиксирует лишь один датчик, и по этой причине невозможно определять расход по тому же принципу, как на реакторах типа PWR. Однако автоматизация работы системы КГО (например, на Курской и Игналинской АЭС) дает возможность оперативного сбора и обработки большого объема экспериментальной информации, а использование при этом современных ЭВМ позволяет применять новые подходы к решению задачи определения расхода теплоносителя по измеренному значению азотной активности. В первую очередь, это касается разработки детальной математической модели активации теплоносителя, максимально учитывающей существенные особенности процесса, затем набора экспериментального материала для адаптации модели и, наконец, разработки алгоритмов идентификации неизвестного параметра в условиях действия помех.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ АКТИВАЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В топливном канале (ТК) реактора РБМК теплоноситель, поступающий на вход в активную зону, нагревается до температуры насыщения на экономайзерном участке, затем частично испаряется на испарительном участке. Таким образом, характерная особенность процесса активации – наличие двух фаз: жидкой и паровой. Физической моделью двухфазного потока, охватывающей широкий круг режимов и практически применяемой для РБМК, является модель гомогенного потока со скольжением (ГСМ). При этом концентрации фаз можно считать непрерывными функциями координат [4]. Именно такая модель потока и принята при выводе модели активации теплоносителя.

Введем следующие обозначения:

N' – концентрация ядер азота в жидкой фазе теплоносителя, м^{-3} ;

N'' – концентрация ядер азота в паровой фазе теплоносителя, м^{-3} ;

z – координата по высоте АЗ и ПВК, м;

S – проходное сечение ТК или ПВК, м^2 ;

W – мощность ТК, МВт;

\bar{W}_0 – средняя мощность окружения ТК, МВт;

$\lambda = 0,101 \text{ с}^{-1}$ – постоянная распада ядер азота;

ρ' – плотность воды на линии насыщения, $\text{кг}/\text{м}^3$;

ρ'' – плотность пара на линии насыщения, $\text{кг}/\text{м}^3$;

G – массовый расход, $\text{кг}/\text{с}$;

ω' – скорость жидкой фазы, $\text{м}/\text{с}$;

ω'' – скорость паровой фазы, $\text{м}/\text{с}$;

ϕ – истинное объемное паросодержание;

r – удельная теплота парообразования, $\text{Дж}/\text{кг}$;

q_l – линейная нагрузка, $\text{Вт}/\text{м}$;

ρ – плотность недогретой воды, $\text{кг}/\text{м}^3$;

H – высота АЗ, м;

L – длина ПВК, м;

z_0 – координата точки начала кипения теплоносителя, м;

α – доля быстрых нейтронов из соседних каналов (окружения).

В основе модели лежат уравнения баланса ядер азота. Рассмотрим баланс ядер азота в элементарном объеме теплоносителя.

Активная зона, экономайзерный участок

Выделим элементарный объем Sdz (здесь $S = S(z)$ – проходное сечение ТК в АЗ). Скорость изменения количества ядер азота в элементарном объеме Sdz , расположенном около точки z , есть $\frac{\partial}{\partial t} [N'(z, t)Sdz]$. Скорость изменения количества ядер азота в указанном объеме складывается из скорости убыли за счет радиоактивного распада ядер $\lambda N'Sdz$ и скорости утечки $\frac{\partial}{\partial z} (N'S\omega')dz$, а скорость прибыли – за счет активации собственными быстрыми нейтронами $AW'Sdz$ и быстрыми нейтронами ближайшего окружения $A\bar{W}_0 Sdz\alpha$, где A – коэффициент пропорциональности между мощностью канала и плотностью потока нейтронов с энергией выше пороговой (9,638 МэВ).

Тогда уравнение для изменения количества ядер азота на экономайзерном участке будет выглядеть так:

$$\frac{\partial}{\partial t} [N'(z, t)S] = A(W + \alpha\bar{W}_0)S\rho - \lambda N'S - \frac{\partial}{\partial z} (N'S\omega'). \quad (1)$$

Активная зона, испарительный участок

На испарительном участке будем рассматривать уравнения баланса ядер азота отдельно для жидкой и паровой фаз. Уравнение баланса для жидкой фазы:

$$\frac{\partial}{\partial t} [N'S(1-\varphi)] = A(W + \alpha\bar{W}_0)S\rho'(1-\varphi) - \lambda N'S(1-\varphi) - \frac{q_i N'}{r\rho'} - \frac{\partial}{\partial z} (N'S\omega')(1-\varphi). \quad (2)$$

Для паровой фазы не будем учитывать активацию кислорода в силу относительно малой плотности паровой фазы. Тогда уравнение баланса будет выглядеть следующим образом:

$$\frac{\partial}{\partial t} [N''S\varphi] = -\lambda N''S\varphi + \frac{q_i N'}{r\rho'} - \frac{\partial}{\partial z} (N''S\omega''\varphi). \quad (3)$$

Член уравнений баланса $\frac{q_i N'}{r\rho'}$ отражает факт переноса ядер азота из жидкой фазы в паровую при парообразовании.

Пароводяная коммуникация

На ПВК отсутствует активация, не будем учитывать также и обмен между фазами.

Жидкая фаза:

$$\frac{\partial}{\partial t} [N'S(1-\varphi)] = -\lambda N'S(1-\varphi) - \frac{\partial}{\partial z} (N'S\omega')(1-\varphi). \quad (4)$$

Паровая фаза:

$$\frac{\partial}{\partial t} [N''S\varphi] = -\lambda N''S\varphi - \frac{\partial}{\partial z} (N''S\omega''\varphi). \quad (5)$$

Показания датчика СКГО пропорциональны концентрации азота на конце ПВК, равной

$$N = N''(1-\varphi) + N''\varphi.$$

Таким образом, математическая модель активации теплоносителя представляет собой систему линейных дифференциальных уравнений в частных производ-

ных относительно концентрации ядер азота. На границе активной зоны и ПВК «сшиваются» плотности потоков ядер азота, а на входе в активную зону концентрация азота принята равной нулю, т.к. за время циркуляции ядра азота успевают распасться. Неизвестные значения функций, стоящих в правых частях дифференциальных уравнений (скорости и плотности фаз), определяются из теплогидравлического расчета. В данной работе теплогидравлический расчет выполнялся по алгоритму, принятому в известной и апробированной для РБМК программе «Гидра». В частности, в этом состоит существенное отличие данной модели от описанной ранее [4].

Относительно учета активации теплоносителя за счет быстрых нейтронов, окружающих ТК (параметр α), установлено следующее. Экспериментальные значения активности в каналах с дополнительными поглотителями составляют около 7% от средней мощности окружения. По просьбе авторов данной работы Н.И. Белоусовым были проведены расчетно-теоретические исследования влияния быстрых нейтронов из соседних каналов по программе «ГЕТЕРА» [6]. Результаты исследований свидетельствуют о том, что вклад в поток нейтронов в канале РБМК от окружающих источников в области энергий 10,5 – 6,5 МэВ составляет 5-7% и зависит как от топливной композиции, так и от плотности воды в каналах, и согласуются с результатами других исследований. В настоящей работе применяется несколько более упрощенная схема влияния окружения, учитывающая вклад лишь 4 ближайших каналов.

Результаты моделирования при работе в стационарном режиме представлены на рис. 3, из которого видно, что чувствительность концентрации азота к изменению расхода тем больше, чем больше мощность канала. Для стационарных режимов с некипящим теплоносителем функция $G(N)$ вообще является двузначной, что говорит о невозможности решения обратной задачи: определения расхода по измеренной азотной активности. Таким образом, данная математическая модель может быть применена для восстановления расхода в канале при уровнях мощности, близких к номинальному.

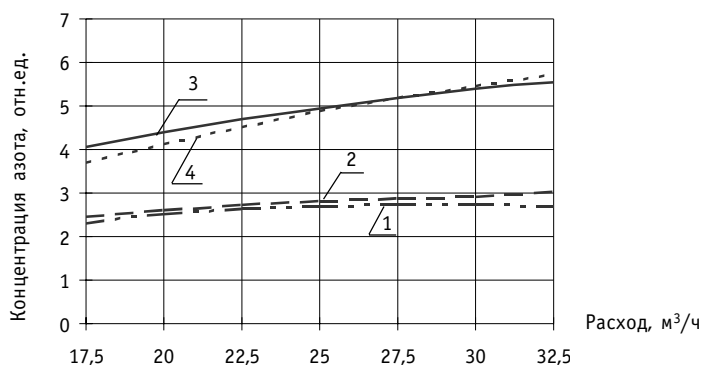


Рис. 3. Зависимость концентрации азота от расхода теплоносителя для различных значений мощности канала W : 1 - $W=0.2$ МВт; 2 - $W=0.5$ МВт; 3 - $W=1.5$ МВт; 4 - $W=2.5$ МВт

НАСТРОЙКА МОДЕЛИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИДЕНТИФИКАЦИИ РАСХОДА

Несмотря на попытки учесть все физические особенности активации теплоносителя в парогенерирующем канале, настройка модели все же необходима, поскольку каждый канал и ПВК обладают своими индивидуальными конструктивными и технологическими особенностями. Предлагается следующий алгоритм настройки модели. Допустим, в момент времени t известна достоверная информация о расходах G_i^t и мощностях W_i^t каждого i -го канала и системой КГО произведе-

дено сканирование активной зоны на предмет получения азотной активности $N_{i\alpha}^t$ (например, такая процедура проведена после планового предупредительного ремонта). По математической модели азотной активности рассчитывается значе-

ние $N_{i\alpha}^t = f(G_i^t, W_i^t)$ и находится отношение $\xi = \frac{N_{i\alpha}^t}{N_{i\alpha}^t}$. Пусть восстановление расходов производится в момент времени $\tau = t + \Delta t$, при этом известны мощности каналов W_i^τ и значение азотной активности $N_{i\alpha}^\tau$, тогда расход теплоносителя \tilde{G}_i^τ в каждом канале находится из соотношений в результате решения нелинейного уравнения $N_{i\alpha}^\tau = \xi_i \cdot f(W_i^\tau, \tilde{G}_i^\tau)$. Здесь приводится только идея подхода, детали, связанные с нормировкой, учетом фона, численным решением и т.д. опущены. Для проверки данного подхода было проведено полное сканирование активной зоны второго блока ИАЭС: 28.04.1995 г. на мощности $W = 2347$ МВт и 16.05.1995 г. на мощности $W = 3850$ МВт, а также полное сканирование четвертого блока Курской АЭС 3.04.2000 г. и 14.04.2000 г. при работе на мощности 3200 МВт. Сканирование на КАЭС осуществлялось системой «Кентавр»[7]. По первому сканированию активной зоны (первому «временному срезу») на каждой станции проводилась настройка модели, а на второй временной срез (второе сканирование) проводилось восстановление. Значения восстановленных расходов сравнивались со значениями, даваемыми штатными программами контроля («Призма»). Если считать, что модель адаптировалась по достоверным значениям расхода и «Призма» на втором временном срезе дает верные значения, то погрешность восстановления в среднем по активной зоне до и после настройки составляет соответственно 15,3 и 6,6% для четвертого блока Курской АЭС и 12,3 и 6,8% для второго блока Игналинской АЭС.

На рис. 4 и 5 показаны гистограммы относительного отклонения восстановленных расходов от измеренных для всех ниток активной зоны ИАЭС и КАЭС.

Из приведенных гистограмм видно, что настройка модели существенно сужает разброс и отличие восстановленного по модели расхода от измеренного составляет в среднем 7%. Вместе с тем, из этих же гистограмм видно, что в некоторых каналах отличие весьма существенно (более 70%). Это может быть обусловлено ошибками измерения расхода либо на первом временном срезе (по которому производилась настройка модели), либо на втором временном срезе за счет роста погрешности измерений, либо объясняется несовершенством алгоритма настройки. Это обстоятельство обуславливает необходимость использовать алгоритм

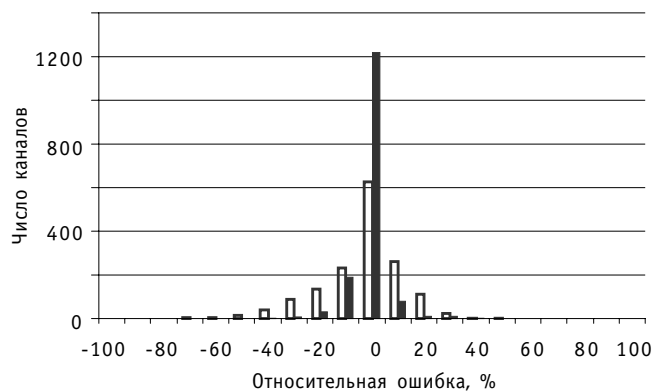


Рис. 4. Распределение относительной ошибки восстановления расхода (четвертый блок КАЭС, нитки 1–16): □ без адаптации; ■ с адаптацией

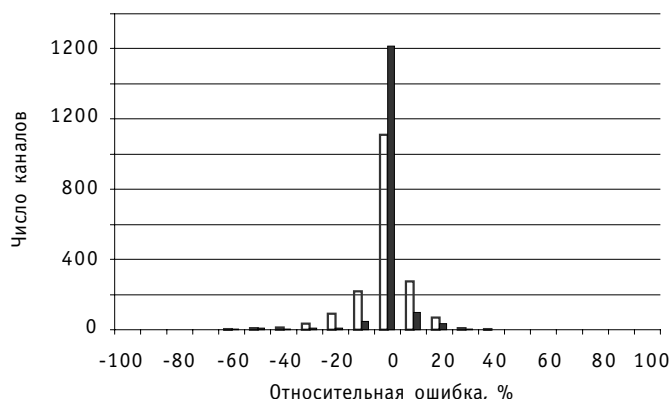


Рис.5. Распределение относительной ошибки восстановления расхода (второй блок ИАЭС, нитки 1-16): □ без адаптации; ■ с адаптацией

оценивания расхода даже после настройки математической модели.

Алгоритм оценивания в данной работе основан на принципе оптимальной статистической фильтрации [7]. Суть алгоритма заключается в следующем. После настройки математической модели в момент времени t по известной мощности канала в момент времени τ находится модельное значение расхода в каждом канале $\tilde{G}_{i,m}$ и отношение экспериментально измеренного расхода к «модельному»

$f_i = \frac{G_{i,\tau}}{\tilde{G}_{i,m}}$ для тех каналов, в которых нет «запрещенных» расходомеров. Как показали исследования на реальных данных с энергоблоков, это отношение представляет собой стационарное случайное поле, корреляционная функция которого

$K(\bar{x}_i - \bar{x}_p)$ находится в результате статистической обработки. Обозначим

$f(\bar{x}) = \sum_{i=1}^n s_i f_i(\bar{x}_i)$, где $f_i(\bar{x}_i)$ – значение функции для тех каналов, в которых нет «запрещенных» расходомеров; s_i – неизвестные коэффициенты интерполяции, которые находятся из условия минимизации дисперсии $D = M[(\bar{f}(\bar{x}) - f(\bar{x}))^2]$, где $\bar{f}(\bar{x})$ – истинное значение поля отношений расходов в канале с координатой \bar{x} . В итоге получим систему линейных уравнений $\sum_i s_i (\bar{x} - \bar{x}_i) K(\bar{x}_p - \bar{x}_i) = K(\bar{x} - \bar{x}_p)$,

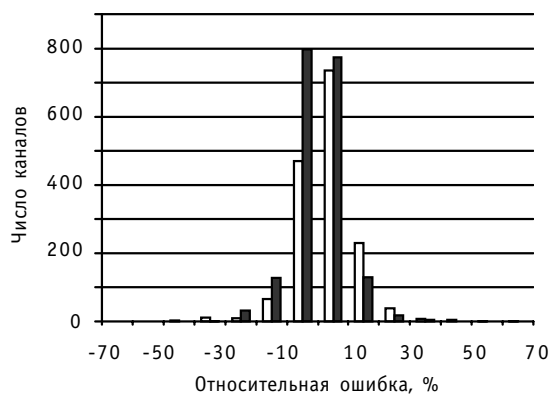


Рис.6. Распределение относительной ошибки восстановления расхода до и после фильтрации исходных данных (4-й блок ИАЭС, нитки 1-16): □ без фильтрации; ■ после фильтрации

($p=1...n$) для определения коэффициентов интерполяции s_j . Исследования показали, что корреляционная функция имеет экспоненциальный характер и для определения интерполированного значения функции f для данного канала достаточно знать ее значение в каналах ближайшего окружения. После определения в за-

данной точке интерполированного значения отношения $\frac{G_{i2}}{\tilde{G}_i^{\tau}}$ определяем интерполированное значение расхода $\hat{G}_i = \tilde{G}_i^{\tau} \cdot f(\tilde{r}_i)$. Оценки, проведенные на реальных данных Курской и Игналинской АЭС показывают, что средняя относительная погрешность восстановления расхода уменьшилась до величины 5% (рис. 6), максимальная погрешность до 25%.

В заключение отметим, что описанный выше подход реализован в виде программного комплекса, включающего программы предварительной обработки экспериментальной информации, расчетных модулей и модулей визуализации результатов восстановления.

Литература

1. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980.
2. Физические величины: Справочник / Под ред. И.С.Григорьевой, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
3. Агапов С.А., Лысенко В.В., Мусорин А.И., Цытин С.Г. Радиационные методы измерения параметров ВВЭР/Под ред. С.Г. Цытина. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
4. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
5. Belousov N.I., Bichkov S.A., Marchuk Y.V. et al. The code GETERA for cell and polycell calculations model capability. Proc. of the Top. Meet. an Advances in Reactor Physics. March 8-11. 1992. Charlston. USA.
6. Alexakov G.N., Kudryavtsev A.V., Fedorov V.A. (МЕРФИ), Kuzmin A.N., Kachanov V.M. (IAE), Neural-Similar Processor For RBMK Power Distribution Monitoring and Control. NPIC7HMIT2000 ANS/ENS Embedded Topical Meeting. P.88-100. 2000.
7. Ицкович Э.Л. Контроль производства с помощью вычислительных машин. – М.: Энергия, 1975.

Поступила в редакцию 7.02.2003

УДК 621.039.54

Mathematical Equipment for Flow Rate Identification in the Fuel Channels of RBMK-Reactor Based on Nitrogen Activity Data \ A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.Y. Artemiev, N.I. Mironov; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 7 titles.

A mathematical model of the coolant activation by fast neutrons in the fuel channels of RBMK reactor and possibilities of its application to flow rate identification during operating at nominal and low power levels as well as to interpreting active and passive experiments on flow rate identification are described. A flow rate restoring algorithm is considered based on experimental data on nitrogen activity of the coolant provided by fuel elements covers intactness control system (SKGO), reactor status files and the mathematical model of coolant activation. The results of coolant flow rate restoring using experimental data from Kurskaya and Ignalinskaya Atomic Power Stations with the help of proposed mathematical equipment are given.

УДК 621.039.52

Peculiarities of Realization of the Abnormal Events in Large Power BN-type Reactors with Non-traditional Form of Core \ V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 10 pages, 4 illustrations, 2 tables. – References, 9 titles.

The non-traditional form (ring or band) of the LMFR's core can be provided the optimal values of the void reactivity effect, density reactivity factor and Doppler-effect. The analysis of anticipated transients without scram in the MOX-fuelled and MN-fuelled BN-1600-type LMFRs with ring-shaped core are presented.

УДК 539.1.07+621.039.516

The Analysis of Possibilities to Use Single-Type Hardware and Methodology for Real Time Monitoring of Nuclear Fuel and Nuclear Materials Condition \ O.V. Maslov, M.V. Maximov, S.G. Oleynik; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 11 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 26 titles.

There is proved a need for real time monitoring of nuclear fuel and nuclear materials condition. The fundamental principle of the nuclear fuel monitoring system is measuring spectra of a spent fuel assembly g-irradiation. Based on over 200 measurements, a procedure for real time monitoring of burnout in spent fuel assemblies in the course of handling was proposed. Also, this article demonstrates a possibility to monitor by applying a measuring system based on CdZnTe-detectors to fresh nuclear fuel. The provision of priority systems with digital spectrometers improves the measurement quality. The use of CdZnTe-detectors allows to monitor the spent nuclear fuel burnout and enrich fresh nuclear fuel in real time during handling operations.

УДК 621.039.73

Some Features of Burn-up of Curium Fraction from Minor Actinides in Neutron Field \ A.E. Sintsov, V.A. Apse, A.N. Shmelev; Editorial board of journal "Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 9 pages, 9 illustrations, 2 tables. – References, 14 titles.

Some neutronic features of curium minor actinides fraction burn-up in neutron field of nuclear reactors are analysed. It is demonstrated that fuel composition containing a mixture of curium isotopes can become critical with neutron multiplying properties substantially better than those of traditional uranium dioxide UOX-fuel. The results obtained in numerical analyses of curium oxide Cm_2O_3 -fuel burn-up in different neutron spectra are presented. Two mathematical models are applied: cell of VVER-type reactor and cell of micro particle fuel of HTGR-type reactor. It is demonstrated that rather high fuel burn-up can be achieved for one irradiation cycle. There are considered the specific features of curium-based fuel management related with intense heat generation and helium accumulation in α -decays.