

ВАЛИДАЦИЯ ПРОГРАММЫ LINQUAD ДЛЯ АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА ПЕРЕХОДНЫХ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ НА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000

М.А. Увакин, И.Г. Петкевич

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Рассматривается применение программы LINQUAD для анализа неопределенностей расчета переходных процессов на примере международной тестовой задачи с разрывом паропровода реакторной установки. Проводится сравнение методики программы LINQUAD с методикой GRS, широко применяемой для решения подобных задач. Описываются результаты параметрического анализа неопределенностей расчетов рассматриваемого процесса, выполненных при помощи программного комплекса КОРСАР/ГП.

Ключевые слова: анализ неопределенностей, валидация программных кодов, переходный аварийный процесс, параметры расчетной модели, метод GRS, формула Вилкса.

Key words: uncertainty analysis, program codes validation, transient emergency process, calculation model parameters, GRS method, Wilks formula.

В настоящее время в связи с интенсивным развитием программных средств и методов расчета ядерных энергетических установок особую роль играет проведение качественного численного анализа неопределенностей получаемых результатов и применяемых расчетных моделей. Для анализа неопределенностей требуется большой объем вычислений. Поэтому с целью минимизации количества расчетов необходима разработка соответствующих методик и программных средств. В работе [1] подробно рассматривалась усовершенствованная методика проведения анализа неопределенностей, основанная на разложении результирующей величины в степенной ряд по входным параметрам. Также описывалась программа LINQUAD, реализующая указанную методику, приводились результаты ее применения для анализа неопределенностей нейтронно-физических расчетов ячейки реактора ВВЭР и анализировались основные преимущества данного подхода.

В работе предлагается более значимая оценка возможностей методики программы LINQUAD. В качестве расчетных данных для анализа неопределенностей

взята тестовая международная задача V1000СТ-2 [2] о разрыве паропровода на шестом энергоблоке АЭС Козлодуй (Болгария) с реактором ВВЭР-1000. Расчет переходного процесса проводился с помощью программного комплекса (ПК) КОРСАР/ГП [3], широко используемого для расчета задач подобного класса.

Программный комплекс КОРСАР/ГП предназначен для расчета однофазных и двухфазных теплогидравлических процессов. Также с его помощью возможен сопряженный теплогидравлический и нейтронно-физический расчет. ПК КОРСАР/ГП разработан в НИТИ им. Александра с учетом накопленного опыта по расчету ядерных энергетических установок. В настоящее время этот комплекс активно используется для расчета различных режимов (включая аварийные) работы реакторных установок с ВВЭР и различных стенов.

Теплогидравлический блок представлен одномерными расчетами на основе полностью неравновесной (термически и механически) двухжидкостной модели с равными давлениями фаз. Используются по три уравнения сохранения для жидкой и паровой фаз: массы, энергии и импульса. В основе пространственной дискретизации лежит метод контрольных объемов. Для решения по времени выбрана полуневная схема.

Нейтронно-физический расчет производится в трехмерном двухгрупповом диффузионном приближении с шестью группами запаздывающих нейтронов. Имеется возможность использования классической диффузионной модели и метода коррекции коэффициентов диффузии (метод Аскью-Такеда). Метод коррекции коэффициентов диффузии заключается в уточнении описания потоков вблизи границ областей с различными нейтронно-физическими свойствами (на границах топливных сборок).

Международная тестовая задача V1000СТ-2. Данная работа посвящена сопоставлению двух методик анализа неопределенностей. Он проводится для результатов расчета международной тестовой задачи V1000СТ-2 о гипотетическом разрыве паропровода на шестом энергоблоке АЭС Козлодуй с реакторной установкой типа ВВЭР-1000. Данная задача имеет несколько вариантов. В настоящей работе используются результаты расчетов с граничными условиями на патрубках реактора и пессимистичный сценарий развития аварии. Граничные условия представлены в описании задачи [2].

Общее описание рассчитываемой задачи таково. Переходный процесс, вызванный разрывом паропровода после парогенератора первой петли, характеризуется глубоким расхолаживанием (на 80 К) аварийной петли. Принимаются три консервативных допущения:

- неотключение главного циркуляционного насоса аварийной петли;
- застревание двух стержней защиты на периферии активной зоны со стороны аварийной петли;
- вес аварийной защиты снижен до 3,5%.

Последнее из указанных допущений приводит к тому, что в переходном процессе после срабатывания аварийной защиты наблюдается выход на повторную критичность из-за захолаживания теплоносителя.

Развитие аварийного процесса проходит следующим образом.

В начале процесса мощность резко падает из-за срабатывания аварийной защиты (рис. 1). Теплоноситель аварийной петли расхолаживается. Вследствие обратной связи по плотности теплоносителя реактор выходит на повторную критичность, что приводит уже к последующему росту мощности до 40–60% от номинального значения. Причем теплоноситель аварийной петли входит лишь в определенную область активной зоны, поскольку перемешивается в напорной камере реак-

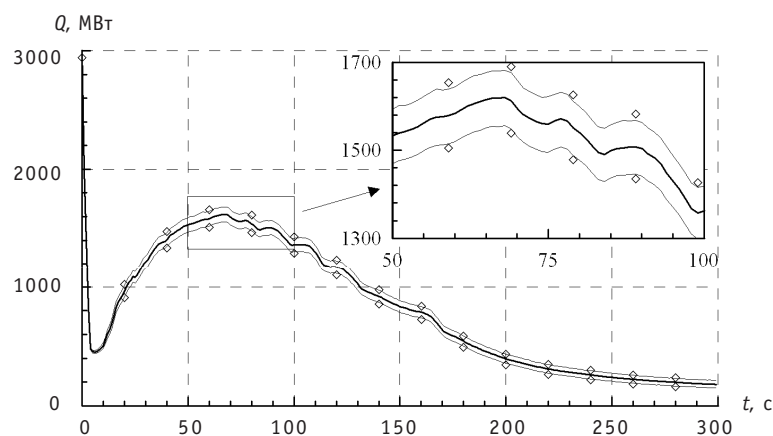


Рис. 1. Тепловая мощность реактора: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ♦ — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

тора только частично. Эта область занимает примерно четверть активной зоны и расположена со стороны аварийной петли. Из-за обратных связей по плотности теплоносителя возникает большая неравномерность потока нейтронов. В зоне застрявших стержней аварийной защиты энерговыделение ТВС оказывается в 4–5 раз больше среднего.

Поскольку аварийный парогенератор остается не отсеченным от разрыва, то вода из него полностью выпаривается (поступление питательной воды в парогенератор прекращается вследствие закрытия арматуры регуляторами). Теплоотвод от первого ко второму контуру в нем практически полностью прекращается, поэтому вода в аварийной петле постепенно нагревается. В итоге, на завершающей стадии процесса мощность реактора падает из-за положительного коэффициента реактивности по плотности теплоносителя (на входе в реактор повышается средняя температура теплоносителя, и, соответственно, снижается его плотность).

Источники неопределенностей и классификация методик. На данный момент в мире используются несколько программ анализа неопределенностей, отличающихся друг от друга методикой и целями. Можно выделить три вида источников неопределенностей результатов реакторного расчета: *неопределенность методики расчета, неопределенность по внутренним параметрам модели, неопределенность по входным параметрам модели.*

По возможности, *неопределенности по внутренним параметрам* присоединяются к типу *неопределенностей по входным параметрам*, поскольку они являются величинами одного рода. По исследованиям МАГАТЭ [4] выделены два основных подхода к оценке неопределенностей:

- *влияние входных неопределенностей* (propagation of input uncertainties);
- *экстраполяция результирующих неопределенностей* (extrapolation of output uncertainty).

Подход исследования *влияния входных неопределенностей* состоит в оценке их воздействия на результирующие параметры и реализуется в два этапа:

- определение *влияющих входных* параметров, их погрешностей и функций распределения или неопределенностей;
- расчет неопределенности и чувствительности результирующих параметров.

Существуют методики двух типов в рамках данного подхода – *вероятностного* и *детерминистического* анализа неопределенностей.

В первом случае результат анализа носит вероятностный характер, т.е. цель расчетов – определить квантиль* заданного уровня [5]. Таким является, например, GRS-метод [6]. В случае *детерминистического* анализа неопределенностей выбирается приемлемая, оправданная граница, охватывающая область изменения результирующего параметра [7]. Могут также применяться консервативные коррекции этой границы.

Представителями подхода *экстраполяции результирующих неопределенностей* являются методы UMAE (Uncertainty Methodology Based on Accuracy Extrapolation) и CIAU (Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty) [4]. Суть этих методов заключается в том, что неопределенность переносится из известных экспериментальных данных на исследуемый процесс. Сначала вычисляется неопределенность для тестовых расчетов набора экспериментов, затем она переносится в результаты расчета процесса, физически сходного с данными экспериментами. Недостатком этих методов является ограниченность их применения определенным набором задач. С другой стороны, это единственные методы, количественно определяющие *погрешность методики расчета*.

Методики LINQUAD и GRS. Предложенный авторами в работе [1] метод LINQUAD является *вероятностным* и относится к подходу *влияния входных неопределенностей*. Суть методики LINQUAD заключается в получении с некоторой погрешностью явного вида зависимости результатов расчета от входных параметров модели, т.е. в построении вспомогательной поверхности (response surface). Аналогичный подход используется, например, в методике CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty).

Для построения вспомогательной поверхности используется разложение результирующих параметров в степенной ряд по входным параметрам. Ряд включает в себя в общем случае только линейную и квадратичную части. Коэффициенты ряда рассчитываются по простым формулам на основе серии расчетов рассматриваемой задачи с определенными значениями входных параметров. Введем обозначения: y – отклонение результирующего параметра от его номинального значения, x_i – отклонение входных параметров от их номинальных значений. Тогда

$$y = F(\vec{x}), \quad (1)$$

где под F понимается расчет программным комплексом результирующих параметров, \vec{x} – вектор значений входных параметров.

Результирующий параметр представляется в виде ряда

$$y \approx y_T = \sum_{i=1}^N A_i x_i + \sum_{\substack{i,j=1 \\ j \geq i}}^N B_{ij} x_i x_j, \quad (2)$$

где A_i, B_{ij} – коэффициенты, которые определяются по формулам

$$A_i = \frac{F(x_i = a_i) - F(x_i = -a_i)}{2a_i}, \quad x_l = 0, \quad l \neq i, \quad (3)$$

$$B_{ij} = \frac{F(x_j = a_j) + F(x_j = -a_j)}{2a_j^2}, \quad x_l = 0, \quad l \neq j, \quad (4)$$

$$B_{ijk} = \frac{F(x_j = a_j, x_k = a_k) + F(x_j = -a_j, x_k = -a_k) - B_{ij}x_j^2 - B_{kk}x_k^2}{2a_j a_k}, \quad x_l = 0, \quad l \neq j, \quad l \neq k. \quad (5)$$

* Квантиль уровня α – число x_{α} , обладающее следующим свойством: случайная величина X не превышает числа x_{α} с вероятностью α , т.е. $P(X \leq x_{\alpha}) = \alpha$. Погрешность расчета обычно характеризуется двумя симметричными квантилями: $x_{1-\alpha} < X < x_{\alpha}$, где $\alpha > 0.5$. В таком случае интервал $(x_{1-\alpha}, x_{\alpha})$ является доверительным интервалом с доверительной вероятностью $2\alpha - 1$. Обычно в реакторных задачах $\alpha \geq 0,95$.

В формулах (3)–(5) подразумевается, что расчеты проводятся при нулевых значениях всех аргументов x_i кроме указанных.

После получения явной зависимости (2) неопределенность результатов расчета оценивается методом Монте-Карло с накоплением статистики большого объема (10^6 – 10^8). Таким образом, трудоемкая часть работы сводится к определению коэффициентов разложения в степенной ряд.

Метод GRS является одним из наиболее практикуемых в настоящее время для анализа неопределенностей, и был выбран в качестве эталона. Метод GRS принципиально отличается подходом к анализу неопределенностей. Принцип метода заключается в наборе статистики определенного объема, определяемого формулами Вилкса (6)–(7) по двум параметрам метода: доверительной вероятности α и надежности γ . Смысл этих параметров поясняется ниже. При этом расчеты производятся со случайными значениями входных параметров. По накопленной статистике оценивают неопределенности результирующих параметров.

Для односторонней погрешности формула Вилкса имеет вид

$$1 - \alpha^N \geq \gamma, \quad (6)$$

для двусторонней

$$1 - \alpha^N - N(1 - \alpha)\alpha^{N-1} \geq \gamma. \quad (7)$$

Суть метода GRS проще пояснить на примере поиска односторонней погрешности. Задача исследования сводится к определению границы области изменения результирующего параметра, консервативной по отношению к искомой квантили уровня α . Например, если требуется найти квантиль уровня $\alpha = 95\%$, то «успешным» результатом поиска будет квантиль более высокого уровня. Вероятность такого «успеха» и называется надежностью метода γ . Например, если задана надежность $\gamma = 90\%$, то в 90% исследований будет найдена квантиль более высокого уровня, чем α , а в 10% – меньшего уровня, т.е. в 90% случаях будет найдена консервативная граница, а в 10% – неконсервативная. Но в целом результаты исследований в большинстве случаев будут лежать около искомой квантили.

Исследование двусторонней границы может быть двух типов. Во-первых, оно может сводиться к случаю поиска односторонней погрешности. Во-вторых, целью исследования может быть определение интервала, в который результирующая величина попадает с заданной вероятностью α . Во втором случае «успешным» будет исследование, в котором интервал найден более широкий, чем нужно, и «неудачным», если более узким. Также вероятность успеха определяется заданной надежностью γ . Результаты исследования, то есть границы найденного интервала, в большей части случаев будут лежать рядом с квантилями уровня $(100 - \alpha)/2$ и $\alpha - (100 - \alpha)/2$, α – в процентах.

Технически задача решается следующим образом. По формулам Вилкса (6)–(7) через заданные параметры метода, доверительную вероятность α и надежность γ определяется требуемый для оценки неопределенностей объем статистики N . N раз производится расчет со случайными значениями входных и внутренних параметров в соответствии с их функциями распределения. Далее из набора значений результирующего параметра выбирается либо одно крайнее значение для случая односторонней погрешности, либо два крайних значения для случая двусторонней погрешности. Эти значения и принимаются за границы области погрешности результирующего параметра.

Валидация LINQUAD. Для подтверждения адекватной работы программного комплекса LINQUAD была проведена его валидация на основе сравнения с методикой GRS. Была поставлена цель: в задаче V1000CT-2 найти неопределенность расчета, вызванную неопределенностями граничных и начальных условий. Расчет

задачи проводился с граничными условиями на патрубках реактора. Моделировался только реактор с внутрикорпусными устройствами. Срабатывание аварийной защиты было принято в определенный момент времени, поэтому оно не создавало нелинейности в зависимости результатов расчета от входных параметров. Никакие другие защиты и регуляторы не моделировались в данном процессе. Теплогидравлическая схема реактора состоит примерно из 5000 ячеек (контрольных объемов), распределенных по всему объему реактора.

Всего используется девять граничных условий: температура и расходы теплоносителя в холодных патрубках и давление теплоносителя в горячей петле аварийной петли. Также используется одно начальное условие – тепловая мощность в нулевой момент времени. При этом принимается, что значения граничного условия для всех моментов времени полностью коррелированы, т.е. они имеют одинаковое отклонение в течение всего времени процесса. Например, если отклонение для температуры теплоносителя в первой петле составляет минус 1°C, то вся кривая зависимости температуры в первой петле от времени опускается на 1°C. Значения отклонений для разных петель, наоборот, полностью некоррелированы, т.е. независимы.

В задаче приняты входные неопределенности, реалистичные для реакторных расчетов. Они равны погрешностям измерений на АЭС и указаны в спецификации к задаче V1000CT-2. Значения этих погрешностей приведены в табл. 1.

Таблица 1

Погрешности рассчитываемых параметров

Параметр	Погрешность
Температура теплоносителя в холодных патрубках, К	2
Массовый расход теплоносителя в холодных патрубках, кг/с	200
Давление в горячей петле парогенератора, МПа	0,3
Начальное значение тепловой мощности реактора, % от номинальной мощности	2

Для методики LINQUAD поставлена задача определения для результирующих параметров квантили уровня 2,5 и 97,5%. В этом случае доверительному интервалу соответствует доверительная вероятность 95%.

Для методики GRS поставлена задача определения односторонних погрешностей (для обеих сторон) с параметрами: доверительная вероятность 97,5% и надежность 95%. Такая постановка задачи для методики GRS наилучшим образом соответствует задаче определения квантилей. Результаты валидации отображены на рис. 1–8. На рисунках построены графики наиболее характерных и важных для процесса параметров, по которым сравнивались результаты расчетов разных исследователей. Помимо результатов расчетов по номинальным значениям *влияющих* параметров представлены квантили, найденные методиками LINQUAD и GRS. Квантили, найденные по двум методикам, хорошо согласуются. Кроме того, неопределенности, найденные по методике GRS, шире, чем неопределенности, найденные по методике LINQUAD. Это вызвано, скорее всего, реализацией «успешного», т.е. консервативного, варианта расчета по методике GRS.

Для расчетов с помощью методики LINQUAD потребовалось 30 расчетов: 20 для поиска коэффициентов разложения в степенной ряд и 10 для проверки точности разложения. При этом были найдены все линейные и диагональные квадратичные коэффициенты разложения в степенной ряд. Как показал проверочный расчет, при таком подходе вспомогательная поверхность отличалась от реальных значений

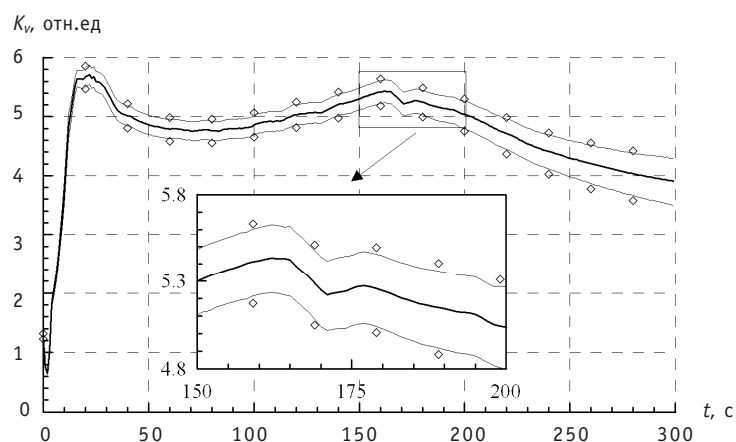


Рис. 2. Объемный коэффициент неравномерности: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ♦ — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

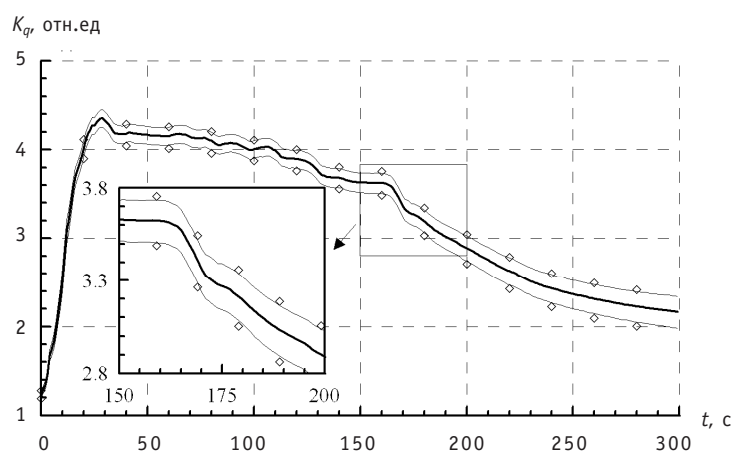


Рис. 3. Энерговыведение в наиболее энергонапряженной ТБС (относительно среднего тепловыделения по всем ТБС): — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ♦ — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

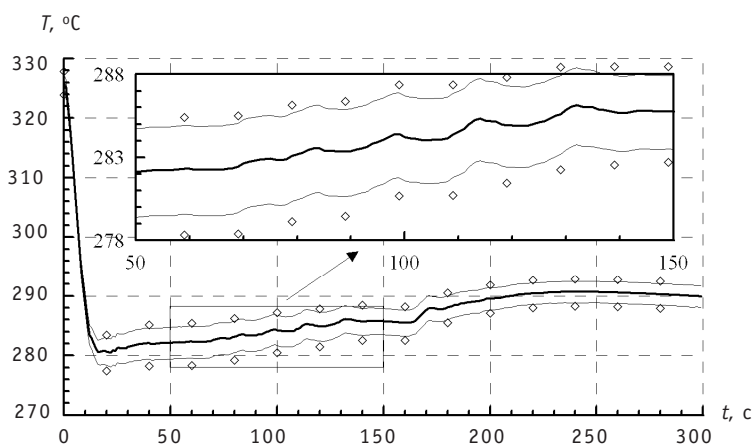


Рис. 4. Температура теплоносителя на выходе из наиболее энергонапряженной ТБС: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ♦ — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

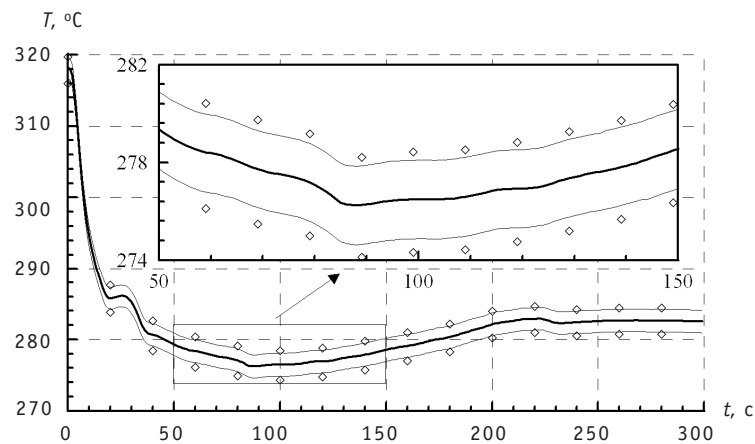


Рис. 5. Температура теплоносителя в горячей патрубке первой петли: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; \diamond — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

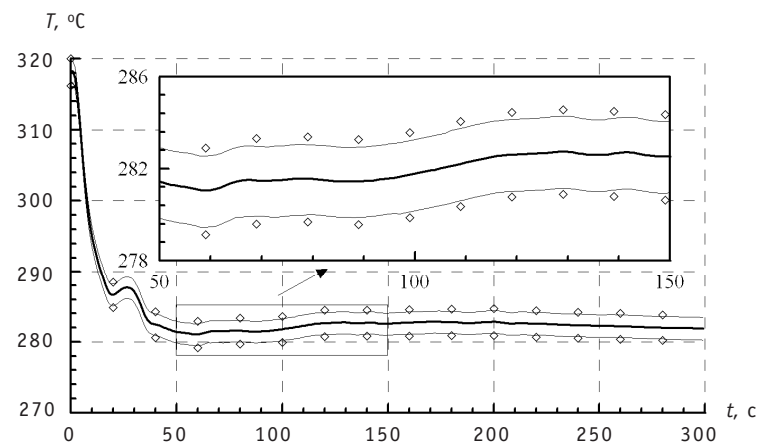


Рис. 6. Температура теплоносителя в горячей патрубке второй петли: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; \diamond — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

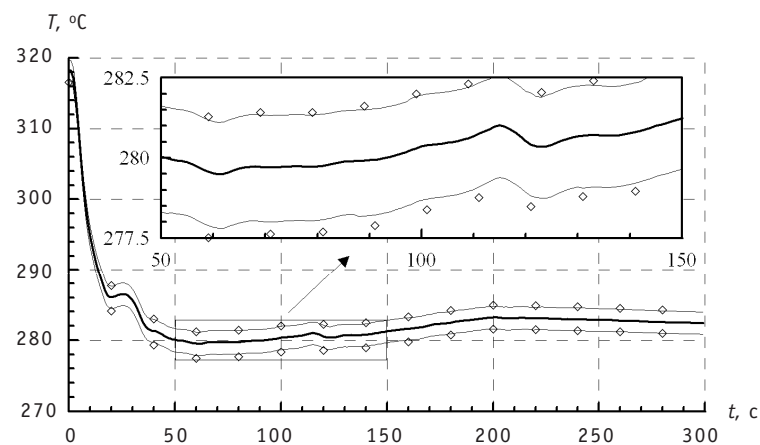


Рис. 7. Температура теплоносителя в горячей патрубке третьей петли: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; \diamond — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

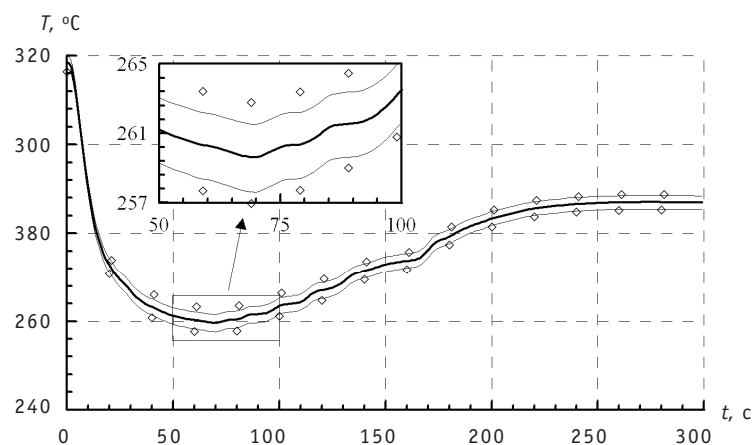


Рис. 8. Температура теплоносителя в горячем патрубке четвертой петли: — — номинальная зависимость; — — LINQUAD, квантили уровня 2,5 и 97,5%; ♦ — GRS, квантили уровня 2,5 и 97,5% с надежностью 95%

результатирующих параметров не более, чем на 1%. Таким образом, в задаче не было необходимости в поиске недиагональных коэффициентов разложения в степенной ряд, что сэкономило время расчетов. Для аналогичных вычислений по методике GRS потребовалось 119 расчетов. В случае поиска двусторонней погрешности потребовалось бы 93 расчета. В результате применение методики LINQUAD обеспечило выигрыш по количеству расчетов в 3–4 раза.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов показали применимость программного комплекса LINQUAD к анализу неопределенностей для переходных процессов на реакторных установках. При этом результаты метода GRS, признанного мировым научным сообществом, оказались более консервативными по отношению к результатам метода LINQUAD, что и следовало ожидать.

Следует отметить ограниченность сферы применения методики LINQUAD – она не применима в случае нелинейной зависимости результирующих параметров от входных параметров. Такая нелинейность возникнет, например, если в задаче имеет место автоматическая работа регуляторов.

Однако для остальных задач методика LINQUAD может дать существенный выигрыш в снижении количества необходимых для анализа неопределенностей расчетов ЯЭУ по сравнению с методикой GRS, что немаловажно, учитывая огромный объем и многовариантность расчетов ЯЭУ. Кроме того, результаты методики GRS имеют значительную дисперсию, а методика LINQUAD лишена этого недостатка.

Литература

1. Увакин М.А., Петкевич И.Г. Оценка неопределенности расчетных моделей путем разложения результирующей величины по входным параметрам // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2 – С. 38–45.
2. Kolev N., Petrov N., Donovan J., Angelova D., Aniel S., Royer E., Ivanov B., Ivanov K., Lukanov E., Dinkov Y., Popov D., Nikonov S. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark PHASE 2 (V1000CT-2), V. II: MSLB Problem – Final Specifications, OECD Nuclear Energy Agency, 2006.
3. Программный комплекс КОРСАР/ТП. Аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009, НТЦ ЯРБ.
4. Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, safety reports series no. 52. – International Atomic Energy Agency, 2008.

5. *Севастьянов Б.А.* Курс теории вероятностей и математической статистики. – М.: Наука, ФМЛ, 1982.
6. *Glaeser H.* GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications, research article, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2008, Article ID 798901, 7 page, 2008.
7. *Увакин М.А.* Использование метода стохастической аппроксимации при анализе неопределенностей моделей нейтронно-физического расчета/В сборнике научных трудов XIV Семинара по проблемам физики реакторов ВОЛГА-2008. – М.: МИФИ, 2008.

Поступила в редакцию 3.08.2010

presence of the «small» trap resulted in the evaluation of the neutron flux density, maximal coefficients of heat rate non-uniformity, reactivity and duration of the SM run. The proposed arrangement has been implemented and materials have been irradiated in the «small» trap for the last 1.5 years of the SM operation.

УДК 621.039.56

Change of the SM Reactor Core Characteristics under the Variation of the Control Rods Arrangement \ A.V. Klinov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 6 titles.

The results of neutron-physical calculations of the SM reactor characteristics under various control rods arrangement are presented. Two most intensive reactor campaigns were considered to obtain the dependence of the non-uniformity coefficient of the heat rate distribution over the FA cross-section as well as thermal flux density on the fuel rod surface and thermal neutron flux density vs. the mutual arrangement of the central shim rod (CSR) and periphery shim rods (SR). The dependence of fluence and thermal flux density on the sequence of the control rods removal has been studied as well.

УДК 621.039.517

Change of the Heat Rate Distribution in the SM Reactor Core during its Refueling and Campaigns \ A.V. Klinov, V.V. Pimenov, V.A. Starkov, Yu.B. Chertkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 4 titles.

The results are presented of neutron-physical calculations of the SM reactor campaigns performed during the reactor operation in 2000-2010. With the account of fuel burnup in the fuel rods and arrangement of the control rods, the heat rate distribution has been defined as well as the maximal thermal flux density values. The mechanisms of heat rate distribution during the reactor refueling and campaigns were examined, the control rods being removed according to the set procedure. A methodical approach to the evaluation of the core hydroprofiling has been proposed.

УДК 621.039.51

Graph Representation for VVER-1000 Core Conditions \ R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 8 illustrations. – References, 4 titles.

A method is presented which makes it possible to control core conditions is based on in-core monitoring data handling (power density detectors (PDD) and thermocouples (TC)). To control core conditions the method also enables to use PDD and TC together and to represent output in well-behaved view. The method is used for analyzing in-core monitoring data at Kalinin NPP. Adequate mapping of core conditions has been verified.

УДК 621.039.58

Neural Network Models for signal filtering and PWR leakage Diagnostics \ A.O. Skomorokhov, A.A. Kudryev, S.A. Morozov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 2 tables. – References, 7 titles.

The article is devoted to the diagnosis of anomalous situations involving loss of coolant in the 1-st loop of PWR reactors. The results of studies carried out in implementing the system diagnosing leaks on KalNPP. Considered by multiple polynomial models for filtering acoustic signals in a system of reactor pipes leakage control, to reduce the likelihood of false alarms of the system. Proposed neural network algorithm for diagnosing the leakage.

УДК 629.039.58

LINQUAD Program Validation for Uncertainty Analysis of Transient Emergency Process Calculation Results on Nuclear Energy Installation with VVER-1000 Reactor \ M.A. Uvakin, I.G. Petkevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 10 pages, 1 table, 8 illustrations. – References, 7 titles.

This work deals with LINQUAD program application for uncertainty analysis of transient processes calculation by the example of international test problem with steampipe rupture on reactor installation. Also, there is a comparing of LINQUAD method with GRS method which is widely used for similar

problems solution. Authors describe the results of parametric uncertainty analysis for concerned process calculation on KORSAR/GP program code.

УДК 504.064: 631.438

Monitoring Network Optimization on Radioactively Contaminated Territory with the use of Multiobjective Genetic Algorithms and Neural Nets \S.V. Gritsyuk, B.I. Yatsalo, G.I. Afanasev, I.A. Pichugina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 12 pages, 4 tables, 4 illustrations. – References, 29 titles.

Optimization of monitoring network structure for radioactively contaminated territory is considered based on multiobjective optimization with implementation of modified genetic algorithms integrated with neural network. Geographic information system (GIS) of contaminated territory is used within the case study on monitoring network optimization. This work demonstrates effectiveness of integration of multiobjective genetic algorithms with neural networks and GIS within the problems on environmental protection and remediation of contaminated sites.

УДК 502.52:631.4

Patterns of Spatial and Temporal Changes in Soil Biological Activity in the Location of Nuclear Power Plants (on Example of Obninsk-city Soils) \N.N. Pavlova, Yu.V. Kulish; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 7 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 20 titles.

Comprehensive analysis of the spatial and temporal changes in soil biological activity at the location of nuclear power plants was carried out. Found the variation of the enzymatic activity of microbial content in the soil of some heavy metals, radionuclides and organic substances, indicators of acidity and texture of the soil. The contribution of these factors in the spatial variability of biological indicators identified long-term trend direction, giving an idea about the dynamics of the functioning of soil biota.

УДК 621.039.54

Methods Development for Economical Advantages Investigation of VVER-Type Reactors Closed Fuel Cycle \N.I. Geraskin, N.A. Piskunova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 1 table. – References, 5 titles.

The method offered in the article enables to evaluate the economical expediency of enclosing light water reactors fuel cycle in such a way that the obtained results have minimal dependence on three main parameters with most uncertain values – the costs of natural uranium, enrichment and spent fuel reprocessing. Economic expediency criterion for fuel cycle enclosing has been derived from comparison of the electric energy cost fuel factor in the closed and the open fuel cycle. There are also presented the results of this method application for investigation of economical advantages of VVER-1000 reactor closed fuel cycles with uranium and plutonium fuel.

УДК 621.039.543.6

Developing Mathematical Model for Nuclear Energy Fuel Cycle Based on Thermal and Fast Reactors \V.M. Dekusar, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov, V.V. Korobeynikov, V.E. Korobitsyn, D.A. Klinov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 14 pages, 3 tables, 13 illustrations. – References, 14 titles.

The paper describes a nuclear energy (NE) model and computer code CYCLE modules developed for this particular NE pattern. The modules developed enable to model the NE system operating in both open and closed cycles. The current research considers partially closed fuel cycle in terms of Pu and regenerated Uranium. Here it has been assumed that Pu produced by Uranium fueled thermal reactors (VVER in particular) after being cooled down due to keeping irradiated fuel in spent fuel pool and regenerating fuel is 100% used to start and maintain operation of the same reactor types fueled with MOX.

The paper discusses comparable results obtained for VVER-1000 reactor based open fuel cycle and those obtained for partially closed in terms of Pu and regenerated U fuel cycle based on U reactors and VVER-1000 reactor types fueled with MOX of the same installed power.

U-fueled and MOX-fueled reactors ratio has been determined by Pu balance. Mass and ecological fuel cycle parameters as well as the amounts accumulated in spent fuel storages and final repositories have been analyzed and compared.