

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ, СОСТОЯЩЕЙ ИЗ ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В.М. Декусар*, В.С. Каграманян*, А.Г. Калашников*,

В.В. Коробейников*, В.Е. Коробицын*, Д.А. Клинов**

** ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

*** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Дано описание модели атомной энергетики (АЭ) и разработанных на ее основе модулей компьютерного кода CYCLE, позволяющего моделировать работу системы АЭ в открытом и замкнутом топливных циклах. На данном этапе исследований рассматривалось частичное замыкание топливного цикла только по плутонию и регенерированному урану. При этом предполагалось, что плутоний, нарабатываемый в тепловых реакторах (в частности, ВВЭР) с урановым топливом после детерминированной задержки, связанной с выдержкой облученного топлива в бассейне выдержки и регенерацией топлива, целиком используется для запуска и поддержания работы такого же типа реакторов с МОХ-топливом.

Приведены результаты сравнения открытого топливного цикла с реакторами ВВЭР-1000 и замкнутого по плутонию и регенерированному урану цикла с урановыми реакторами и реакторами типа ВВЭР-1000 на МОХ-топливе с одинаковой установленной мощностью. Соотношение между урановыми реакторами и МОХ-реакторами выбиралось из условия баланса плутония.

Сравнение проведено по массовым и экологическим характеристикам ОЯТ, а также степени заполнения хранилищ ОЯТ и могильников.

Ключевые слова: моделирование топливного цикла, реактор типа ВВЭР-1000, урановое топливо, МОХ-топливо, отработавшее ядерное топливо, плутоний, регенерированный уран, малые актиниды, массовые и экологические характеристики топливных циклов, хранилища и могильники ОЯТ.

Key words: fuel cycle modeling, VVER-1000 reactor type, uranium fuel, MOX-fuel, spent nuclear fuel, plutonium, regenerated uranium, minor actinides, mass and ecological fuel cycle parameters, storage and final repository.

ВВЕДЕНИЕ

Разработка надежного прогноза развития атомной энергетики, как и энергетики в целом, представляет собой сложную до сих пор нерешенную проблему. В течение относительно короткой истории, охватывающей около пятидесяти лет,

© В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, В.В. Коробейников, В.Е. Коробицын, Д.А. Клинов, 2010

ожидания и прогнозы относительно развития и использования ядерной энергетики в разных регионах мира значительно изменялись со временем от оптимистических до крайне пессимистических.

Возможности полезного применения энергии ядерного деления, которые были обоснованы много лет назад, позволили в семидесятые годы прошлого века сделать весьма оптимистические прогнозы ее развития, предсказывавшие очень высокий уровень установленных ядерных мощностей в мире к 2000 г. Реальный ход событий показал, что эти прогнозы оказались завышенными более чем на порядок. К сожалению, большие планы по развертыванию мощностей ЯЭ России также не были выполнены. Тем не менее, те страны (Франция, Япония, США и др.), которые взяли решительный курс на осуществление своих ядерных программ, смогли за короткий срок (в течение 10–15 лет) диверсифицировать структуру производства базисной электроэнергии, т.е. обеспечить в ней достаточно высокую долю ядерного электричества.

Важной стороной долгосрочного прогнозирования развития ядерного сектора энергетики является правильное отражение процессов инновационного обновления энерготехнологий. Анализ влияния воздействия тех или иных концептуальных и эволюционных технических решений на конкурентоспособность ядерных энергоисточников и формирование на этой основе приоритетных направлений НИОКР следует рассматривать как одно из главных направлений моделирования.

Необходимой стороной долгосрочного прогнозирования (планирования) развития АЭ является системный подход, при котором АЭ рассматривается как система, включающая в себя все процессы, начиная от добычи (а может быть и геологической разведки и обустройства месторождений) сырья до окончательного захоронения отходов и восстановления нарушенной окружающей среды. Решения по развитию АЭ, в том числе по приоритетному развитию НИОКР, должны приниматься только при правильном учете и анализе связей между параметрами и с учетом накладываемых внешних ограничений. Необходимым условием такого учета и анализа является математическое моделирование процессов, происходящих в АЭ.

Важно, чтобы моделирование охватывало различные уровни рассмотрения системы и предметные области.

- На уровне макросистемы требуется моделирование развития энергетики в целом для определения возможных стратегических направлений и возможностей развития АЭ с учетом ограничений глобального характера (ресурсы, экология). Для этой цели используются такие коды как, например, MESSAGE, GEM-10.

- На уровне системы АЭ нужно моделирование развертывания АЭ для детального определения ее структуры, наилучшим образом подходящей для выполнения намеченных стратегических задач с учетом специфики отрасли (ресурсные и финансовые балансы, потребности в инфраструктуре, их распределение во времени и т.д.). Для решения такой задачи используется модель развития ядерной энергетики, заложенная в коде DESAE.

- На уровне физико-технических особенностей ядерной энергетики важно корректное моделирование всех этапов ядерного топливного цикла (включая облучение ядерных материалов в реакторах, процессы хранения и изготовления свежего и переработки облученного топлива, обращение с отходами и т.д.).

Вкладу в решение последней задачи и посвящена данная статья. В статье дано описание модели АЭ и разработанных на ее основе модулей компьютерного кода CYCLE, позволяющего моделировать работу тепловых и быстрых реакторов в открытом или замкнутом топливном циклах. При этом, одним из главных моментов, учитываемым при создании кода, был учет экологических последствий, в том чис-

ле долговременных, развития АЭ. Указанные модули являются первым этапом в разработке компьютерного кода, позволяющего моделировать ЯЭ с реакторами различного типа и в режиме полного замыкания по топливным и сырьевым материалам.

Код CYCLE позволяет производить детальное моделирование нуклидного состава и других характеристик облученного топлива (тепловыделение, активность, радиотоксичность и нейтронный источник) на различных этапах топливного цикла, включая этап окончательного захоронения.

На примере реакторов ВВЭР-1000 выполнен расчетный анализ и проведено сравнение массовых и экологических характеристик системы реакторов, работающих в открытом цикле, и части реакторов на MOX-топливе, изготовленном на основе плутония, наработанного в реакторах на уране.

АНАЛИЗ СУЩЕСТВУЮЩИХ ПОДХОДОВ К РАСЧЕТНОМУ МОДЕЛИРОВАНИЮ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Программный комплекс MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts – моделирование энергопроизводящих систем и их общего воздействия на окружающую среду) представляет собой крупномасштабную динамическую системно-инженерную оптимизационную модель, используемую для средне- и долгосрочного энергетического планирования, анализа энергетической политики и разработки сценариев развития энергетики [1]. Эта модель позволяет определить оптимальную стратегию энергоснабжения с учетом определенных пользователем доступных ресурсов, технологий и ограничений. Программный комплекс представляет собой гибкий многофункциональный инструмент проведения комплексного анализа перспективного развития топливных и энергетических секторов экономики с возможным учетом прогнозных макроэкономических показателей, данных о структуре потребления и возможностях ресурсной базы. Для нахождения оптимальной структуры энергетики MESSAGE использует набор специальных программных средств решения линейных оптимизационных задач.

Результат работы программы – оптимальная структура производства энергии при заданных ограничениях. Критерием оптимизации является минимум приведенных затрат на развитие системы за весь прогнозный период.

Программа DESAE [2], разрабатываемая в настоящее время для целей использования в рамках ИНПРО, позволяет выполнить расчет ресурсов как финансовых, так и материальных, требуемых для удовлетворения определенных энергетических потребностей заданным набором реакторов, как функции времени. Соответственно, пользователь может исследовать практичность предлагаемой системы и материальные балансы, включая потребности в уране как функции времени, образование отходов, рециклирование плутония и т.д. Однако проблема детального описания материальных потоков топлива и отходов в коде решается приближенно.

Таким образом, DESAE поможет в определении возможных путей к формированию глобальной устойчивой ядерной энергетической системы, основанной на разнообразных национальных и региональных системах.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КОМПЬЮТЕРНОЙ ПРОГРАММЫ ПЕРВОГО ЭТАПА РАБОТЫ ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ РАЗВИТИЯ АЭ

Рассматриваются открытый и замкнутый по плутонию топливные циклы. Для открытого цикла будем считать, что переработка облученного топлива не производится, т.е. после промежуточного хранения топливо инкапсулируется и захоранивается в могильнике или направляется на долговременное хранение. В слу-

чае замкнутого цикла считается, что выделенный из облученного уранового ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР плутоний используется в виде МОХ-топлива в реакторе типа ВВЭР-1000. ОЯТ из МОХ-реактора поступает на окончательное захоронение, т.е. имеет место однократный рецикл плутония, нарабатываемого в обычных ВВЭР.

В части характеристик АЭ как системы ограничимся моделированием материальных потоков, связанных с изготовлением топлива и обращением с ОЯТ, а также обеспечивающих их предприятий топливного цикла. Детально моделируются изменение нуклидного состава и интегральные характеристики облученного топлива на различных этапах топливного цикла.

Алгоритм моделирования указанных процессов реализован в виде компьютерного кода CYCLE, предназначенного для моделирования загрузки и выгрузки топлива в системе атомной энергетики, включая собственно реакторы и необходимую инфраструктуру – бассейны выдержки, хранилища облученных ТВС и могильники для захоронения отходов.

Комплекс состоит из нескольких модулей. В данной работе использованы модули для моделирования открытого топливного цикла. Модули, детально моделирующие регенерацию отработавшего топлива в замкнутом топливном цикле, здесь не рассматриваются.

Модуль REACTORS рассчитывает общие характеристики модели топливного цикла: количество введенных, работающих и выведенных из эксплуатации реакторов, суммарную электрическую мощность реакторов, долю реакторов в энергетике и т.п.

Модуль FUEL на основании полученной из модуля REACTORS информации рассчитывает загрузку и выгрузку ТВС и массу тяжелого металла, выгруженного из реакторов и поступившего в бассейн выдержки (БВ), хранилище облученных ТВС и далее на захоронение.

Модуль STORNUC рассчитывает более детально изотопный состав загружаемого и выгружаемого топлива, а также такие важные характеристики топливного цикла, как радиотоксичность топлива и отходов, остаточное тепловыделение и др. Вычисления производятся на основе заранее рассчитанной с помощью модуля TIMCRED библиотеки изменения во времени изотопного состава всех ТВС, участвующих в топливном цикле. Для этой цели в состав модуля TIMCRED была включен модуль CREDEX. Вспомогательный модуль CREDEN на основе информации, рассчитанной по программе WIMS-ABBN [3, 4], готовит входные данные по составу ТВС в принятом программой CREDEX формате. CREDEX предназначен для расчета концентраций нуклидов, расчет которых отсутствует в WIMS-ABBN и влиянием которых на баланс реактивности можно пренебречь, однако важных с точки зрения радиотоксичности.

Расчет изменения нуклидного состава облученного топлива также производился по программе CREDEX. С его помощью производятся расчеты радиотоксичности, остаточного энерговыделения и источника нейтронов при длительном хранении ОЯТ и его захоронении.

При расчете изотопного состава рассматриваются цепочки радиоактивных распадов от ^{246}Cm до стабильных изотопов Pb и Bi в соответствии с работой [5]. Характерной особенностью для процесса длительного хранения ОЯТ является значительный разброс по величине $T_{1/2}$: от $1.4 \cdot 10^{10}$ лет для ^{232}Th до микросекунд для некоторых изотопов Po. Указанное обстоятельство затрудняет непосредственное применение численных методов для решения системы дифференциальных уравнений, описывающей радиоактивный распад, поэтому в алгоритме используется комбинация численного метода Рунге-Кутты и приближения равновесного состава.

При расчете радиотоксичности учитывались актиниды и продукты их распада.

Радиотоксичность определялась как произведение активности каждого нуклида на его индивидуальный вклад в соответствии с Dose Coefficient Intake (DCI) для воды и воздуха, рекомендованными МКРЗ (ICRP) [6, 7].

Остаточное энерговыделение ОЯТ обусловлено энергией, выделяемой при радиоактивном распаде актинидов и продуктов деления. Причем остаточное энерговыделение продуктов деления (и их дочерних продуктов) существенно в течение первых нескольких сотен лет после облучения топлива.

Энерговыделение актинидов и их дочерних продуктов определялось непосредственно как сумма по изотопам:

$$Q_{\text{ост.}}^{\text{Actn}} = 1.60214 \cdot 10^{-19} \cdot \sum A_i \cdot E_i, \text{ кВт}$$

где A_i – активность i -го нуклида в топливе, Бк; E_i – энергия на распад, кэВ. В общем случае $E_i = E_{i\alpha} + E_{i\beta} + E_{i\gamma}$ ($E_{i\alpha}$, $E_{i\beta}$, $E_{i\gamma}$ – соответственно энергия α -, β - и γ -распада с учетом коэффициентов ветвления; значения взяты из работ [8, 9]).

Количество изотопов – продуктов деления и их дочерних продуктов достаточно велико особенно на коротких временах после облучения. Непосредственный учет всех этих изотопов затруднителен и сделал бы расчеты очень длительными. Поэтому обычно используют специально затабулированные функции, показывающие спад по времени энерговыделения, приходящийся на одно разделившееся ядро конкретного делящегося нуклида:

$$C_i(T, t) = C_i(\infty, t) - C_i(\infty, T'), \text{ МэВ/с/дел.},$$

где T – полное время облучения изотопа i ; t – время выдержки после облучения; T' – полное время ($T' = T + t$).

На произвольный момент времени t остаточное энерговыделение определяется при квадратичной интерполяции значений, приведенных в указанных таблицах. В качестве исходных данных служит средняя мощность, выделяемая за счет делений на каждом учитываемом изотопе за время облучения T .

$$Q_{\text{оск.}}(t) = \sum_{i_{\text{дс}}} \frac{P_{fi}}{E_{fi}} (C_i(\infty, t) - C_i(\infty, T + t)),$$

где суммирование ведется по всем делящимся изотопам. Для изотопов, делящихся тепловыми и быстрыми нейтронами, при суммировании появляются два соответствующих слагаемых: E_{fi} – эффективная энергия деления изотопа i , МэВ/дел./с [10]; P_{fi} – средняя мощность, выделяемая при делении изотопа i за время облучения T , кВт.

Кроме того, учитывался дополнительный вклад в остаточное энерговыделение за счет поглощения нейтронов в продуктах деления. Такой учет производился с помощью поправочного коэффициента, зависящего от времени выдержки и рекомендованного в работе [11].

Источник нейтронов складывается за счет нейтронов спонтанного деления и нейтронов из (α, n) -реакции на кислороде диоксидного топлива.

Источник нейтронов за счет спонтанного деления рассчитывается по соотношению

$$S_{SF} = \sum_i \rho_i \lambda_{i_{SF}} \bar{V}_{SF},$$

где $\lambda_{SF} = \frac{\ln 2}{T_{1/2_{SF}}}$, а $T_{1/2_{SF}}$ и \bar{V}_{SF} – соответственно период, характеризующий вероятность спонтанного деления, и число вторичных нейтронов при спонтанном делении [11]; ρ_i – концентрация i -го изотопа с учетом изотопов от ^{230}Th до ^{246}Cm .

Расчет источника за счет (α, n) -реакции проводился в приближении толстой мишени. Выход нейтронов Y_n^i на одну α -частицу, эмитируемую изотопом i , прини-

мался по данным [12] для диоксидного топлива. В качестве эмиттера α -частиц рассматривались изотопы от ^{210}Bi до ^{246}Cm . Величина источника нейтронов определялась по соотношению

$$S_{\alpha} = \sum_i \rho_i \lambda_i b_i Y_n^i,$$

где ρ_i – концентрация изотопа i ; λ_i – постоянная его распада; b_i – коэффициент ветвления α -распада [10].

Полный источник нейтронов определялся как

$$S_n = S_{SF} + S_{\alpha}.$$

Модули комплекса CYCLE работают независимо и обмениваются данными в виде файлов с форматной записью, что облегчает анализ результатов на стадии отладки и их представление с помощью внешних графических программ. Имеются и встроенные графические средства, предназначенные, в основном, для упрощения отладки и выбора параметров модели.

Входной информацией, используемой кодом CYCLE, являются функция, описывающая ввод реакторов по времени, и характеристики реакторов.

В результате расчетов определяются

- количество реакторов, выработавших свой ресурс и выведенных из эксплуатации;
- количество работающих реакторов;
- суммарная электрическая мощность работающих реакторов;
- доля электрической мощности парка реакторов в электроэнергетике;
- интегральное количество выработанной электроэнергии с момента начала ввода реакторов;
- доля выработанной реакторами электроэнергии во всей электроэнергетике;
- расход природного урана (интегральное количество природного урана, потребленного с начала ввода реакторов);
- работа деления;
- количество выгруженных ТВС;
- количество тяжелого металла, поступившего в хранилище ОТВС (облученных ТВС);
- количество заполненных хранилищ временного (промежуточного) хранения ОТВС;
- количество топлива, поступившего на захоронение;
- количество заполненных хранилищ для захоронения ОТВС;
- нуклидный состав ОЯТ и его интегральные характеристики (активность топлива (Бк), радиотоксичность по воздуху (Зв), радиотоксичность по воде (Зв), нейтронный источник за счет спонтанного деления актинидов (н/с), нейтронный источник за счет (α , n)-реакции на кислороде (н/с), полный нейтронный источник (н/с), тепловыделение актинидов (кВт), тепловыделение осколков деления (кВт), полное остаточное тепловыделение) рассчитываются на выходе из бассейна выдержки, на входе и выходе из хранилища, в хранилище, на входе в могильник (или хранилище долговременного хранения), в могильнике.

ПРИМЕР РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЯТЦ

В качестве иллюстрации работы кода CYCLE приведены результаты сравнения характеристик топливного цикла реакторов ВВЭР-1000 при их работе в открытом топливном цикле и в случае реализации гипотетического сценария с однократным рециклом в них плутония и регенерированного урана в виде МОХ-топлива. Сравняются одинаковые по установленной электрической мощности две систе-

мы: состоящая из одних реакторов ВВЭР-1000 на урановом топливе и система из таких же реакторов и реакторов на МОХ-топливе (МОХ-реакторов). Соотношение урановых и МОХ-реакторов во второй системе определяется исходя из баланса плутония.

В качестве начального условия принимается, что в 2010 г. работают 10 реакторов ВВЭР-1000. В соответствии с программой развития атомной энергетики России [13] предполагается, что с 2010 по 2029 гг. должны быть запущены реакторы типа ВВЭР общей электрической мощностью порядка 37 ГВт. Будем предполагать, что все реакторы (введенные до 2010 г. и позднее) по мощности и характеристикам активной зоны идентичны реактору ВВЭР-1000 проекта В-320.

Для получения оценки максимального количества реакторов, которые можно перевести на МОХ-топливо, принималось

- длительность внешнего топливного цикла равна четырем годам, что, по-видимому, близко к минимальному значению; при этом предполагалось, что три года проходит от момента выгрузки топлива из урановых реакторов до выделения плутония и урана и один год от выделения плутония и урана до загрузки МОХ-топлива в реактор;
- все урановые реакторы, которые были введены до 2010 г., считаются введенными в 2010 г.
- время ввода МОХ-реакторов продляется до 2035 г.

Реакторы на МОХ-топливе вводятся по мере накопления выделенного плутония. На основании условия баланса плутония оказалось возможным ввести 7.5 МОХ-реакторов. Количество введенных урановых ВВЭР составило 39.5 (0.5 МОХ-реактора вместе с 0.5 уранового реактора можно считать одним реактором с 50-процентной долей МОХ-топлива). Параллельно с замкнутым циклом рассматривался сценарий с открытым циклом на урановых реакторах ВВЭР-1000 такой же суммарной мощности. Всего в обоих сценариях было введено по 47 реакторов, таким образом, максимальная установленная электрическая мощность для обеих систем оказывается равной 47 ГВт.

Изотопный состав плутония в момент загрузки в МОХ-реактор определялся с учетом вышеуказанных выдержек ОЯТ и плутония. Содержание плутония в МОХ-топливе определенного типа ТВС находилось из условия сохранения величины коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде из данных ТВС на конец цикла реактора таким же, как для соответствующих урановых ТВС.

Срок службы для всех реакторов был принят равным 60-ти годам.

Емкости хранилища ОЯТ и могильника приняты одинаковыми соответственно с хранилищем ГХК г. Железногорска и хранилищем долговременного хранения в Юкка-Маунтин (США).

Рассмотрение проводится до 2095 г. – года снятия с эксплуатации последних реакторов, введенных в строй до 2035 г.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рисунке 1 показана установленная электрическая мощность работающих реакторов в зависимости от времени.

На рисунке 2 показаны количества потребленного природного урана урановыми реакторами и реакторами на МОХ-топливе. Из рисунка видно, что полное потребление природного урана урановыми реакторами составит около 530 тыс. т и ~ 450 тыс. т в системе урановых и МОХ-реакторов такой же суммарной мощности. Таким образом, экономия природного урана при однократном рецикле регенерированного плутония и части урана составит ~16%, что согласуется с долей реакторов с МОХ-топливом в системе урановых и МОХ-реакторов. Следует отме-

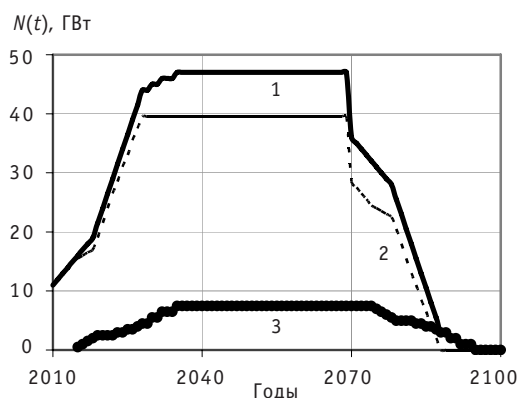


Рис. 1. Зависимость установленной мощности работающих реакторов ВВЭР-1000 от времени: все реакторы на природном уране (1); в системе урановых (2) и МОХ-реакторов (3)

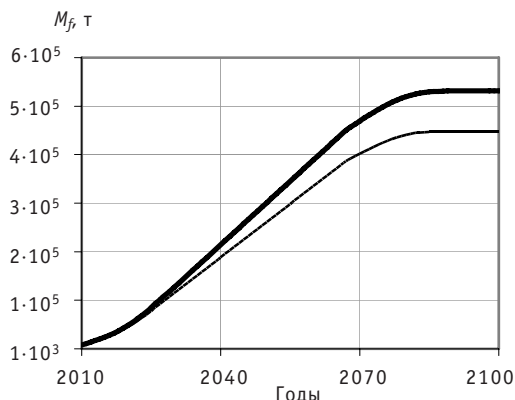


Рис. 2. Количество потребленного природного урана: — система урановых реакторов; - - - система урановых и МОХ-реакторов

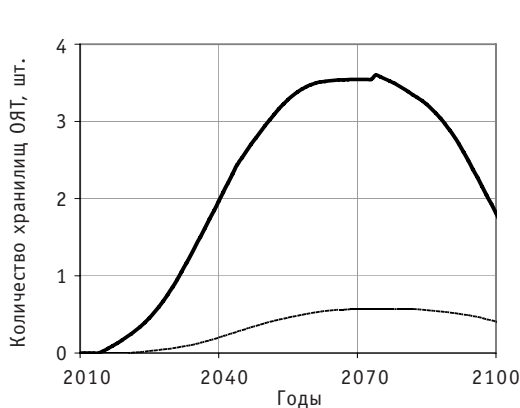


Рис. 3. Количество заполненных хранилищ ОЯТ: — система урановых реакторов; - - - система урановых и МОХ-реакторов

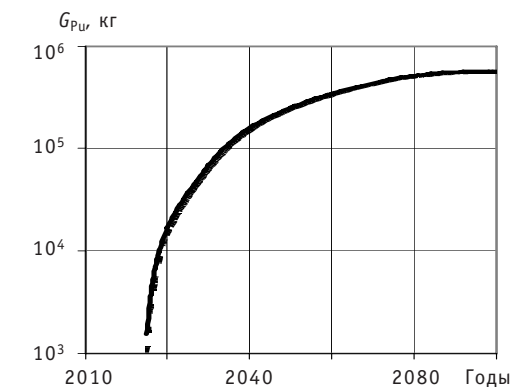


Рис. 4. Количество регенированного плутония, доступного для загрузки в реакторы с МОХ-топливом (Pu^+ —), и плутония, потребляемого (Pu^- —) этими реакторами (кг)

тить, что эта величина близка к максимальной оценке, так как она была получена в предположении минимального времени с момента выгрузки ОЯТ из урановых реакторов до погрузки регенированного топлива в реактор (четыре года). При увеличении времени задержки потребление плутония реактором с МОХ-топливом увеличится вследствие распада ^{241}Pu и, следовательно, сократится количество МОХ-реакторов в рассматриваемой системе.

На рисунке 3 показано количество хранилищ ОЯТ, по емкости равных хранилищу в ГХК г. Железногорска, которое потребуется для реализации обсуждаемой программы ввода реакторов. На рисунке показано количество хранилищ в случае открытого топливного цикла, когда все ОТВС проходят через хранилище, и для системы урановых и МОХ-реакторов. В последнем случае предполагается, что через хранилище проходят только ОТВС с МОХ-топливом, а урановые ОТВС сразу направляются на регенерацию. Из рисунка видно, что максимальное количество хранилищ в случае открытого цикла потребуется в 2074 г. и составит 3.6. Если в хранилище направляются только ОТВС с МОХ-топливом, потребуется не более 0.6 хранилища. Следует отметить, что эти данные получены при предполагаемом в расчете сроке пребывания ОЯТ в хранилище в течение 30-ти лет. При увеличении срока хранения необходимое количество хранилищ увеличится.

Таблица 1

Удельные (на 1 ТВС) интегральные характеристики облученного уранового и МОХ-топлива (UR/MOXR) в стационарном режиме, T_c – время выдержки

Характеристика	Момент времени			
	На выходе из БВ $T_c = 3$ года	На входе в хранилище $T_c = 4$ года	На выходе из хранилища $T_c = 34$ года	На входе в могильник $T_c = 35$ лет
Активность, Бк	2.175E+15/ 1.184E+16	2.073E+15/ 1.124E+16	5.827E+14/ 3.206E+15	5.610E+14/ 3.089E+15
Радиотоксичность по воде, Зв	2.901E+07/ 2.108E+08	2.890E+07/ 2.077E+08	2.686E+07/ 1.647E+08	2.679E+07/ 1.637E+08
Радиотоксичность по воздуху, Зв	5.822E+09/ 4.680E+10	5.779E+09/ 4.579E+10	5.292E+09/ 3.392E+10	5.275E+09/ 3.366E+10
Нейтронный источник, н/с	7.902E+02/ 1.371E+04	7.554E+02/ 1.293E+04	2.562E+02/ 4.212E+03	2.475E+02/ 4.061E+03
Тепловыделение актинидов, Вт	1.044E+02/ 1.118E+03	9.959E+01/ 1.030E+03	1.092E+02/ 7.503E+02	1.091E+02/ 7.450E+02
Полное остаточное тепловыделение, Вт	2.495E+03/ 3.509E+03	1.803E+03/ 2.734E+03	4.273E+02/ 1.069E+03	4.215E+02/ 1.057E+03

В расчете также получено, что максимальное наполнение могильника, по емкости равного хранилищу долговременного хранения в Юкка-Маунтин (США), составляет 92% для открытого топливного цикла и 15% – для ОТВС с МОХ-топливом.

На рисунке 4 представлены зависимости от времени количества регенерированного плутония в системе урановых и МОХ-реакторов, доступного к загрузке в реакторы с МОХ-топливом, и плутония, потребляемого этими реакторами.

Из рисунка 4 видно, что при принятом графике ввода реакторы с МОХ-топливом оперативно «подбирают» плутоний, нарабатываемый урановыми реакторами. К концу работы МОХ-реакторы потребляют 98.5% наработанного плутония. Для регенерированного урана, как показывают результаты расчета, аналогичная величина составляет всего 19%.

В таблице 1 представлены удельные интегральные характеристики облученного топлива урановых и МОХ-реакторов в стационарном режиме на пути следования от БВ до могильника.

Как видно из результатов, приведенных в табл. 1, активность, радиотоксичность и тепловыделение актинидов ОТВС с МОХ-топливом на всем пути следования от БВ до могильника в 5–10 раз выше, чем ОТВС с топливом из диоксида урана. Наибольшее отличие имеет место для нейронного источника (~ в 17 раз).

Это объясняется существенно большим содержанием МА в облученном МОХ-топливе по сравнению с урановым. Наименьшее отличие имеет место для полного тепловыделения (в 1.4–2.5 раза), которое при указанных временах выдержки ОТВС определяется, в основном, тепловыделением осколков деления.

На рисунках 5–8 для рассмотренных систем представлены зависимости от времени количества плутония и младших актинидов (^{237}Np , америция и кюрия) в могильнике начиная со времени прихода последней ОТВС в могильник (2130 г.).

На рисунках 9–13 представлены аналогичные зависимости интегральных характеристик облученного топлива. Здесь и далее условно предполагается, что все продукты регенерации топлива урановых реакторов, которые не используются в реакторах с МОХ-топливом, направляются в могильник.

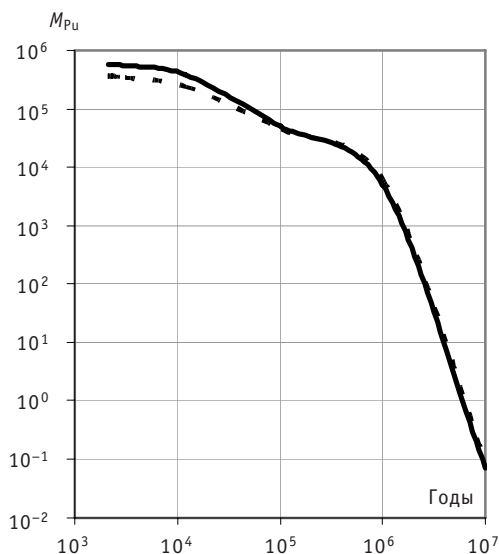


Рис. 5. Количество плутония (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

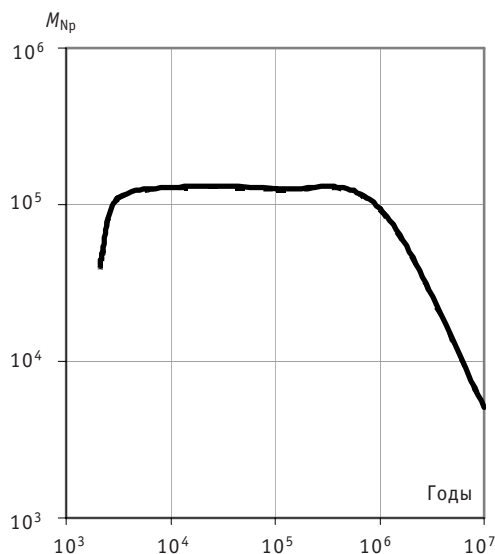


Рис. 6. Количество Np-237 (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

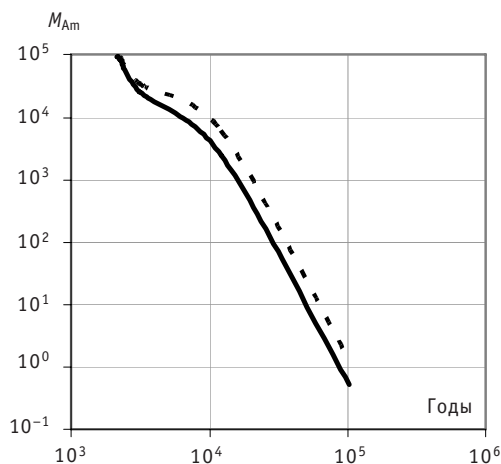


Рис. 7. Количество америция (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

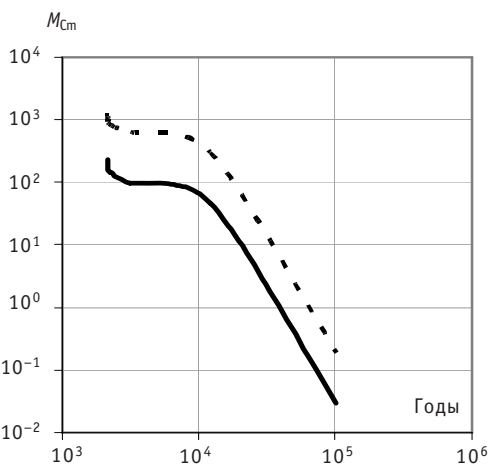


Рис. 8. Количество кюрия (кг) в могильнике:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

Начальное содержание плутония в могильнике в системе урановых и MOX-реакторов в 1.6 раза меньше, чем в системе только урановых реакторов (см. рис. 5). При этом, как видно из табл. 2, в системе урановых и MOX-реакторов плутоний за счет рециклирования имеет ухудшенный изотопный состав: количество ^{239}Pu уменьшилось до 54% по сравнению с 68% в системе только урановых реакторов, а количество ^{240}Pu и ^{242}Pu соответственно возросло. Содержания ^{237}Np и америция близки между собой (см. рис. 6 и 7), а содержание кюрия в системе урановых и MOX-реакторов пять раз больше, чем в системе только урановых (см. рис. 8).

Как видно из рис. 9–13, интегральные характеристики сравниваемых систем реакторов, за исключением нейтронного источника, близки между собой. Это объясняется близким содержанием МА и плутония. При этом, как видно из табл. 2, несмотря на меньшее содержание плутония в системе с MOX-реакторами ^{238}Pu в

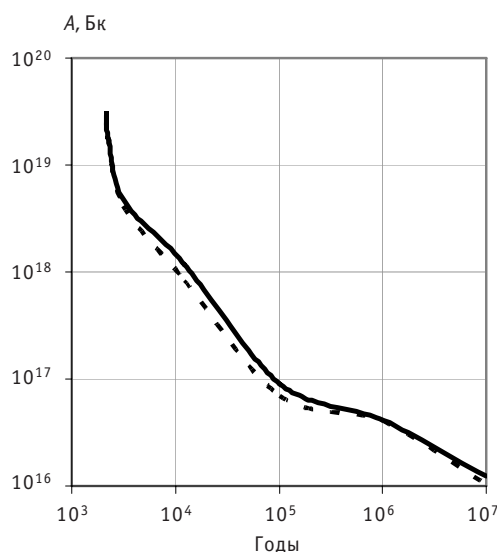


Рис. 9. Активность облученного топлива:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

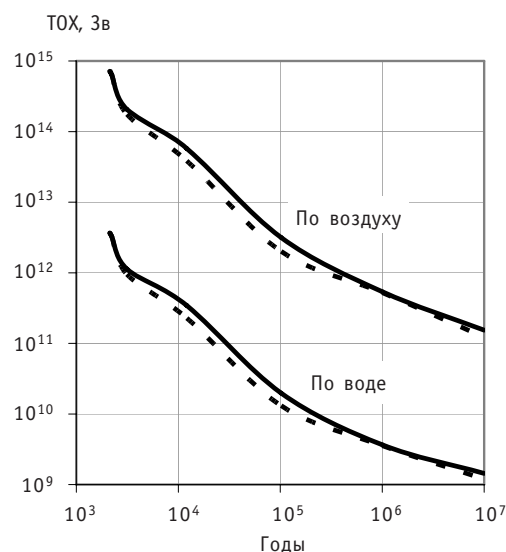


Рис. 10. Радиотоксичность облученного топлива по воде и воздуху: — система урановых реакторов; - - - система урановых и MOX-реакторов

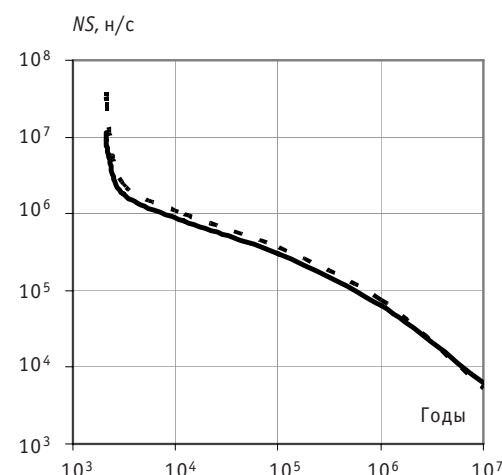


Рис. 11. Нейтронный источник:
 — система урановых реакторов;
 - - - система урановых и MOX-реакторов

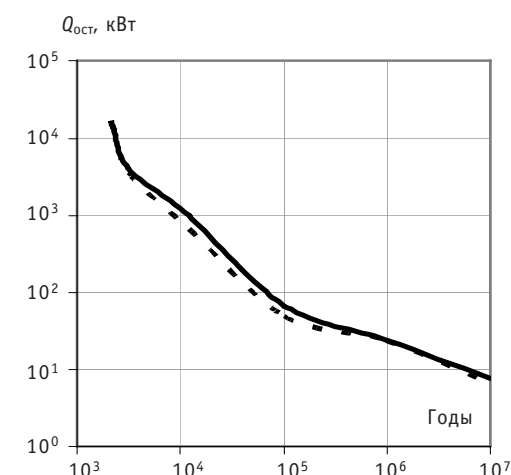


Рис. 12. Остаточное тепловыделение актинидов в топливе: — система урановых реакторов; - - - система урановых и MOX-реакторов

ней больше, как и содержание ^{244}Cm , поэтому тепловыделение актинидов в этой системе примерно на 10% выше.

Мощность нейтронного источника в этой системе в начальный момент в 3.4 раза выше, что объясняется большим содержанием ^{242}Cm в этой системе.

В таблице 3 для системы урановых и MOX-реакторов представлены вклады (в %) той части облученного топлива урановых ТВС после химической переработки, которая не была использована для изготовления MOX-топлива, в суммарные интегральные характеристики облученного топлива этой системы.

Из таблицы 3, следует, что вместе с плутонием из отработанного топлива урановых реакторов в MOX-ТВС уходит основная часть радиоактивности. Вклад оставшейся части топлива в интегральные показатели, характеризующие потенциальную экологическую опасность топлива, до 100 тысяч лет остается на уровне $\leq 10\%$.

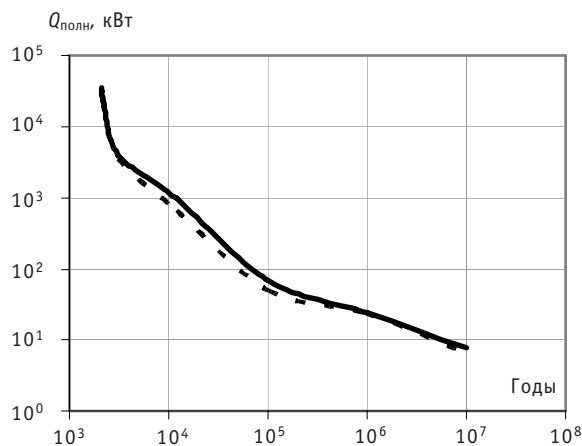


Рис. 13. Полное остаточное тепловыделение:
— система урановых реакторов;
- - - - система урановых и МОХ-реакторов

За это время все показатели снижаются на два-три порядка.

В целом, из сказанного следует, что, хотя по показателям, характеризующим потенциальную экологическую опасность топлива, открытый цикл и цикл с однократным рециклом плутония близки между собой, основная часть радиоактивности концентрируется в шесть раз меньшем количестве ОТВС. При оперативной переработке облученного топлива урановых ТВС это позволит соответственно снизить потребность в емкости временных хранилищ и могильника (хранилища долго-

временного хранения), хотя при этом усложнится обращение со свежими и облученными ТВС.

Вклад оставшейся части – радиоактивности минорных актинидов, выделенных из облученного уранового топлива, и регенерированного урана составляет около 10%, что упрощает обращение с ними в процессе хранения, переработки и (или) захоронения.

Дальнейшее снижение объема облученного МОХ-топлива может быть достигнуто при использовании в качестве потребителя плутония реактора на быстрых нейтронах за счет гораздо большей концентрации плутония в его топливе.

Таблица 2

Содержание изотопов плутония, америция и кюрия в могильнике на момент прихода последней ОТВС (2130 г.)

Нуклид	Урановый реактор		Урановый и МОХ-реактор	
	масса, кг	% вес.	масса, кг	% вес.
²³⁶ Pu	2.3942E-07	4.0E-11	4.7736E-07	1.3E-10
²³⁸ Pu	5.6451E+03	0.96	7.0079E+03	1.89
²³⁹ Pu	3.9875E+05	68.12	2.0149E+05	54.33
²⁴⁰ Pu	1.4562E+05	24.87	1.2012E+05	32.39
²⁴¹ Pu	3.1119E+03	0.53	3.3894E+03	0.91
²⁴² Pu	3.2312E+04	5.52	3.8879E+04	10.48
Σ_{Pu}	5.8544E+05	100.0	3.7089E+05	100.0
²⁴¹ Am	8.6971E+04	93.20	8.5876E+04	84.61
^{242m} Am	1.8051E+01	0.02	7.7931E+01	0.08
²⁴³ Am	6.3313E+03	6.78	1.5541E+04	15.31
Σ_{Am}	9.3320E+04	100.0	1.0149E+05	100.0
²⁴² Cm	4.6964E-02	0.02	2.0276E-01	0.02
²⁴³ Cm	3.0731E+00	1.35	1.2875E+01	1.06
²⁴⁴ Cm	1.1841E+02	52.04	5.1458E+02	42.40
²⁴⁵ Cm	1.0435E+02	45.86	6.6862E+02	55.09
²⁴⁶ Cm	1.6597E+00	0.73	1.7300E+01	1.43
Σ_{Cm}	2.2754E+02	100.0	1.2136E+03	100.0

Таблица 3

Вклад части топлива урановых ОТВС в системе урановых и МОХ-реакторов, которая после химической переработки не использовалась для изготовления МОХ-топлива, в суммарные интегральные характеристики облученного топлива этой системы (%)

Характеристика	Время, годы							
	2130	2140	2230	3130	12130	102130	10 ⁶	10 ⁷
Активность, Бк	3.5	5.3	10.3	10.2	7.5	13.5	36.5	71.0
Радиотоксичность по воде, Зв	8.6	8.6	9.1	8.5	5.1	9.5	38.7	74.0
Радиотоксичность по воздуху, Зв	8.9	8.9	9.3	9.0	5.4	10.7	34.1	66.3
Нейтронный источник, н/с	17.4	17.3	18.6	6.7	4.0	0.3	6.0	79.0
Тепловыделение актинидов, Вт	9.6	9.4	9.7	9.7	6.0	12.3	37.0	71.3

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В качестве первого этапа работы по моделированию сценариев развития атомной энергетики разработана математическая модель и написана компьютерная программа CYCLE, позволяющая моделировать работу реакторов в топливном цикле.

Программа позволяет моделировать начинающуюся с реактора часть топливного цикла реакторов с МОХ-топливом, а также систему реакторов, в которой реакторы с МОХ-топливом производят однократный рецикл плутония, наработанный реакторами с урановым топливом.

На последующих этапах возможности программы будут расширены для учета многократного рецикла плутония и рецикла актинидов в быстрых реакторах.

Выполнено апробирование программы CYCLE на примере расчета характеристик топливного цикла реакторов ВВЭР-1000 в открытом топливном цикле и в гипотетическом сценарии с однократным рециклом плутония. При этом реакторы вводятся в количестве и по графику, примерно соответствующим указанному в программе развития атомной энергетики России.

Потребление природного урана в открытом топливном цикле составит 530 тыс. т при 870 тыс. т ресурсов урана, числящихся на настоящее время на балансе Роснедра [14]. При этом понадобится строительство хранилищ ОТВС, по емкости в 2.6 раза превосходящих хранилище ГХК г. Железногорска (при пребывании ОТВС в хранилище в течение 30 лет), и могильника или хранилища долговременного хранения, по емкости примерно равного хранилищу Юкка-Маунтин в США.

При условии, что часть реакторов работает на МОХ-топливе, осуществляя однократный рецикл плутония, наработанный остальными реакторами, экономия природного урана составит ~ 16%. При условии оперативной переработки топлива строительство дополнительных хранилищ промежуточного хранения может не потребоваться. Емкость могильника (или хранилища долговременного хранения ОТВС) может быть снижена в шесть раз.

По показателям, характеризующим потенциальную экологическую опасность облученного топлива, открытый цикл и цикл с однократным рециклом плутония близки между собой. Следует однако отметить, что в цикле с рециклом плутония основная часть радиоактивности из облученного топлива урановых реакторов

уходит вместе с плутонием и концентрируется в шесть раз меньшем количестве ОТВС. Вклад оставшейся части (за счет минорных актинидов, выделенных из облученного уранового топлива, и регенерированного урана) составляет около 10%, что упрощает обращение с ней в процессе хранения, переработки и (или) захоронения.

Использование в качестве потребителя плутония реактора на быстрых нейтронах позволит еще в несколько раз сократить объем облученного МОХ-топлива вследствие гораздо большего содержания в нем плутония.

Авторы выражают благодарность Э.Н. Капрановой и М.С. Колесниковой за проведенные расчеты и оформление данной статьи.

Работа поддержана грантом в рамках ФЦП Научные и научно-педагогические кадры инновационной России. № 02.740.11.0502.

Литература

1. IASA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impact, www.iasa.ac.at.
2. Цибульский В. Ф., Давиденко В. Д., Субботин С. А. Интерактивная модель для количественной оценки ключевых показателей системы ядерной энергетики. Программа DESAE, отчет по индивидуальному исследованию ИНПРО/Рабочие материалы совещания «Обзор результатов индивидуальных исследований по опробированию методологии ИНПРО», 5-9 июля 2004 г. – МАГАТЭ, Вена, Австрия.
3. Nikolaev M., Tsiboulia A., Gerdev G., Rozhikhin E., Koscheev V. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar (Obrninsk, April 24-25, 1995).
4. Askew J.R., Fayers E.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS// J. Brit. Nucl. Soc. – 1966. – 5. – 564.
5. Jagdish K. Tuli. Nuclear Wallet Cards (Fifth Ed.). National Nuclear Center for the U.S. Nuclear Data Network. BNL, 1995.
6. ICRP Publication 68, Dose Coefficients for Intake of Radionuclides by Workers, Replacement of ICRP Publication 61, Annals of the ICRP 24, № 4 (1994)
7. ICRP Publication 61, Annual Limits on Intake by Workers Based on the 1990 Recommendations, Annals of the ICRP 22, № 4 (1991).
8. JEF-2.2. Radioactive Decay Data JEF Report 13, AEN-NEA, 1994.
9. Browne E., Firestone R.B. Table of Radioactive Isotopes. Lawrence Berkley Lab., 1984
10. Shure K. Decay Rate and Decay Heat Data from Fission Products// Nuclear Science and Engineering. – 1991. – V. 78. – № 1. – P. 185.
11. JNDC Nuclear Data Library of Fission Products (Second Version) JAERI-1320, 1990.
12. Data Book for Calculating Neutron Yields from (a,n) Reaction and Spontaneous Fission, 1992.
13. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. Одобрена Правительством РФ 25.05.2000 г. Протокол № 17. – М., 2000.
14. Дайджест Nuclear.ru от 24.10.07.

Поступила в редакцию 17.09.2010

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.