

УДК 621.039

ОПТИМИЗАЦИЯ УПРАВЛЕНИЯ СКЛАДСКИМИ ЗАПАСАМИ ПЛУТОНИЯ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ С РЕАКТОРАМИ НА ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев

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



Дано описание алгоритма минимизации запасов плутония на складе при разработке сценариев развития ядерной энергетики. В качестве примера использования алгоритма приведены результаты моделирования сценария развития атомной энергетики России (РАЭ) на основе тепловых (ТР) и быстрых реакторов (БР). Особенность алгоритма состоит в том, что он может быть использован для моделирования сценариев развития атомной энергетики, когда нуклидный состав загружаемого уран-плутониевого топлива быстрых реакторов заранее неизвестен.

Ключевые слова: хранение плутония, склад, замкнутый ядерный топливный цикл, быстрые реакторы, минимизация запаса.

Key words: plutonium storage, warehouse, closed nuclear fuel cycle, fast reactors, stock minimization.

ВВЕДЕНИЕ

При моделировании топливного цикла атомной энергетики (АЭ) для выбранных сценариев ввода реакторов и мощностей заводов по переработке ОЯТ важно корректно рассчитывать материальные потоки и характеристики топлива на этапах ядерного топливного цикла (ЯТЦ). В настоящее время разработан целый ряд программных продуктов для моделирования сценариев развития ядерной энергетики, описывающих основные этапы топливного цикла с разной степенью детализации [1–3]. В рамках данной работы основное внимание обращено на минимизацию запасов плутония на складе при разработке эффективных сценариев развития ядерной энергетики.

Управление запасами в общем случае состоит в воздействии на баланс между двумя основными факторами – пополнением и расходом запасов. Запасы делятся на текущие (обеспечивают работу на определенном интервале времени) и страховые (на непредвиденный случай). Цель управления – оптимизация запасов на основе принятого критерия. В данной работе в качестве критерия выбран минимум складских запасов. Задача управления складскими запасами плутония является важной по следующим причинам.

Во-первых, в настоящее время в мире накоплены большие запасы выделенного энергетического плутония, причем количество выделяемого плутония превышает

© П.А. Мосеев, В.В. Коробейников, А.Л. Мосеев, 2013

объем его использования [4]. Минимизация количества плутония повышает безопасность и устойчивость к ядерному распространению, поскольку выделенный плутоний может быть использован для изготовления ядерного оружия.

Во-вторых, сокращаются затраты на хранение избыточного количества плутония, снижаются его деградация в процессе хранения и связанные с этим экономические потери. Действительно, при хранении выделенного плутония, особенно с высоким содержанием изотопа ^{241}Pu , из-за распада последнего накапливается радиотоксичный ^{241}Am . Происходит потеря энергетического потенциала. В случае повторной переработки плутония для очистки от ^{241}Am будут напрасно потрачены время и деньги.

Нуклидный состав загружаемого уран-плутониевого топлива быстрых реакторов в зависимости от сценария может изменяться в каждый момент времени в достаточно широком диапазоне. Это обусловлено тем, что нуклидный состав используемого плутония определяется структурой моделируемой АЭ, временем выдержки топлива на этапах ЯТЦ, способом выбора компонента топлива со склада из того количества, которое пришло на склад в разное время и др. С целью утилизации в топливо могут вводиться младшие актиниды.

Отметим, что при использовании топлива различного нуклидного состава желательно сохранять длительность цикла реактора (эффективное время работы реактора на номинальной мощности между перегрузками), которая является одной из важнейших выходных характеристик реакторной установки.

Чтобы сохранить заданную длительность цикла при изменении изотопного состава загружаемого плутония от референсного, необходимо изменить содержание плутония при изготовлении смешанного топлива, в результате чего в количество плутония, забираемого со склада, должна вноситься корректировка. Таким образом, видно, что создание сценария ввода быстрых реакторов для достижения баланса плутония на складе является нетривиальной задачей.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Выгрузка топлива осуществляется при ежегодных перегрузках и при выводе реактора из эксплуатации.

Таким образом, для системы тепловых (работающих на уране) и быстрых реакторов, в общем случае для заданного момента времени при заданной производительности заводов по переработке ОЯТ можно записать баланс плутония:

$$G_{\text{Pu}}(t_i) = G_{\text{Pu}}(t_{i-1}) + \sum_k P_{\text{TR } k}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{TR } k}^{\text{ВВЫВОД}} \cdot N_{\text{TR } k}^{\text{ВВЫВОД}}(t_i) + \sum_j P_{\text{БР } j}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{БР } j}^{\text{ВВЫВОД}}(t_i) \cdot N_{\text{БР } j}^{\text{ВВЫВОД}}(t_i) - \sum_j G_{\text{БР } j}^{\text{ВВОД}}(t_i) \cdot N_{\text{БР } j}^{\text{ВВОД}}(t_i) + \sum_k P_{\text{TR } k}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{TR } k}^{\text{ПЕРЕГРУЖ}} (N_{\text{TR } k}^{\text{ДЕЙСТВ}}(t_i) - N_{\text{TR } k}^{\text{ВВОД}}(t_i)) + \sum_j (P_{\text{БР } j}(t_i) \cdot (1-l) \cdot G_{\text{БР } j}^{\text{ПЕРЕГРУЖ(ВЫГР.)}}(t_i) - G_{\text{БР } j}^{\text{ПЕРЕГРУЖ(ЗАГР.)}}(t_i)) (N_{\text{БР } j}^{\text{ДЕЙСТВ}}(t_i) - N_{\text{БР } j}^{\text{ВВОД}}(t_i)) , \quad (1)$$

где $G_{\text{Pu}}(t_i)$ – общая масса плутония, накопленная на складе к данному моменту времени;

$G_{\text{Pu}}(t_{i-1})$ – количество плутония на складе в предыдущий момент времени;

$G_{\text{TR } k}^{\text{ВВЫВОД}}$ – масса плутония, выгружаемого из одного теплового реактора k -го типа при выводе его из эксплуатации;

$G_{БРj}^{вывод}(t_i)$ – масса плутония, выгружаемого из одного быстрого реактора j -го типа при выводе его из эксплуатации, зависящая от нуклидного состава загружаемого топлива;

$G_{БРj}^{ввод}(t_i)$ – масса плутония, идущая на начальную загрузку быстрого реактора j -го типа, зависящая от состава загружаемого топлива;

$G_{БРj}^{перезагр.}(t_i)$ – масса плутония, загружаемая в быстрый реактор типа j при перегрузках, зависящая от состава загружаемого топлива;

$G_{БРj}^{перезагр.}(t_i)$ – масса плутония, выгружаемая из быстрого реактора типа j при перегрузках, зависящая от состава загружаемого топлива;

$G_{ТРk}^{перезагр.}$ – масса плутония, выгружаемая из теплового реактора типа k при перегрузках;

$P_{ТРk}(t_i)$ – доля выделенного плутония из ОЯТ ТР типа k в процессе переработки в момент времени t_i ;

$P_{БРj}(t_i)$ – доля выделенного плутония из ОЯТ БР типа j в процессе переработки в момент времени t_i ;

l – коэффициент потерь при регенерации топлива;

$N_{ТРk}^{ввод}(t_i), N_{ТРk}^{вывод}(t_i), N_{ТРk}^{действ}(t_i), N_{БРj}^{ввод}(t_i), N_{БРj}^{вывод}(t_i), N_{БРj}^{действ}(t_i)$ – количество тепловых и быстрых реакторов, вводимых, выводимых и перегружаемых в момент времени t_i .

Очевидно, что управлять процессом накопления плутония на складе на каждом временном шаге можно с помощью изменения темпа ввода в эксплуатацию как тепловых, так и быстрых реакторов.

Учет изменения изотопного состава плутония в процессе многократного рецикла топлива в быстрых реакторах с учетом потерь реализован в программном комплексе CYCLE [5–8]. Упрощенная схема движения плутония в ПК CYCLE показана на рис. 1.

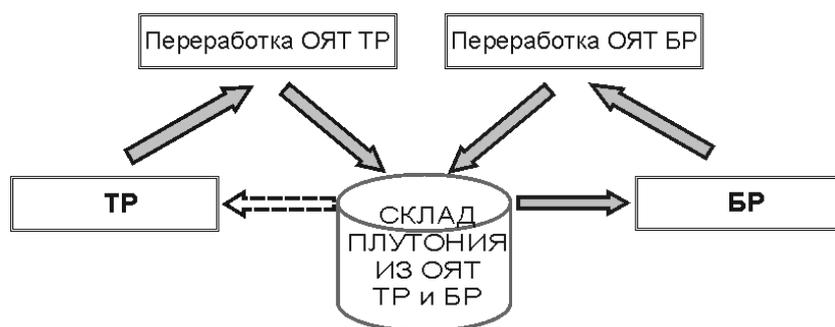


Рис. 1. Одна из схем движения плутония, реализованная в ПК CYCLE

Цель управления запасами плутония – формирование и стабилизация их на уровне, позволяющем обеспечить бесперебойную работу при минимальных накладных расходах, ускорение оборачиваемости и уменьшение количества неиспользуемого плутония. Для реализации поставленной цели предлагается специальная методика, позволяющая автоматизировать достижение баланса складских запасов.

МЕТОДИКА ОПТИМИЗАЦИИ УПРАВЛЕНИЯ СКЛАДСКИМИ ЗАПАСАМИ ПЛУТОНИЯ ПРИ ЗАМЫКАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ С ПЕРЕМЕННЫМ СОСТАВОМ ТОПЛИВА

Основные предположения и ограничения

Предполагается, что темп ввода тепловых реакторов разного типа и перерабатывающих мощностей ОЯТ ТР в сценарии на рассматриваемом временном интервале задан; производительность завода по переработке ОЯТ быстрых реакторов на рассматриваемом интервале времени определена: либо известен нарастающий ввод перерабатывающих мощностей, либо переработка ОЯТ быстрых реакторов идет «с колес», т.е. сразу после выгрузки из бассейна выдержки. Время пребывания топлива в бассейне выдержки в расчете считается постоянным.

Исходными данными для расчета будут служить текущая величина запаса плутония на складе, динамика ее изменения, величина страхового запаса плутония и темп ввода быстрых реакторов.

Это позволяет свести задачу оптимизации управления складскими запасами к выбору расчетных сценариев на основе заранее определенных правил. Весь рассматриваемый интервал времени ввода быстрых реакторов разбивается на две части: первая включает в себя интервал с фактическим или уже определенным темпом ввода быстрых реакторов, на втором интервале темп ввода быстрых реакторов нужно определить.

Алгоритм решения поставленной задачи

- Выбирается момент времени t_1 , начиная с которого ведется поиск темпа ввода быстрых реакторов. Если известны значения темпа ввода и запаса на складе в предшествующие моменты времени, то в дальнейшем они будут использоваться для коррекции.
- Задается необходимый страховой запас плутония на складе $G_{Pu}^{\min} \geq 0$ для бесперебойного снабжения быстрых реакторов в случае возникновения непредвиденных обстоятельств, который в данном случае будет являться нижней границей складского запаса.
- Задается верхняя граница складского запаса (максимальный желаемый запас) $G_{Pu}^{\max} \geq G_{Pu}^{\min} + \varepsilon$. Запас плутония на складе может изменяться между верхней границей и страховым запасом (ε – минимальное значение выбираемого коридора). Чем больше выбранный коридор, тем больше амплитуда и период колебаний, а также средний запас на складе, определяемый следующим соотношением:

$$\bar{G}_{Pu} = \frac{t_1 \int_{t_1}^{t_{end}} G_{Pu}(t) dt}{t_{end} - t_1}, \quad (2)$$

где $t_1 \leq t \leq t_{end}$; t_1 – момент начала оптимизации складского запаса; t_{end} – максимальное время рассмотрения топливного цикла; $G_{Pu}(t)$ – текущий запас плутония на складе.

- Выбирается модель управления запасами
 1. Запас может находиться только в пределах указанного коридора. Пересечение границ не допускается. Позволяя в процессе приближений достичь существенного уменьшения среднего запаса на складе, эта модель, как правило, предполагает немонотонный характер зависимости ввода быстрых реакторов от времени и, как следствие, увеличивает неравномерность развития ЯЭ. Условно на-

зовем эту модель – модель с «жесткими» границами.

2. Верхняя граница используется как ориентир – плановый запас. В этом случае количество плутония на складе в отдельные моменты времени для достижения требования большей монотонности ввода БР может пересекать верхнюю границу коридора. Таким образом, ищется компромисс между равномерностью развития ЯЭ и минимизацией среднего запаса на складе. Эту модель условно назовем – модель с «динамическими» границами.

- На каждом расчетном временном шаге t_i осуществляется проверка текущего запаса плутония $G_{Pu}(t_i)$ на избыток, недостаток или попадание в коридор.
- В случае отклонения от коридора определяется расстояние от границы:

$$\Delta G(t_i) = G_{Pu}(t_i) - G_{Pu}^{\max} \quad (3)$$

или

$$\Delta G(t_i) = G_{Pu}(t_i) - G_{Pu}^{\min} \quad (4)$$

- На каждом расчетном временном шаге осуществляется проверка направления изменения текущего запаса плутония (рост или убывание запасов).
- Вычисляется относительная скорость изменения остатка плутония на складе:

$$V(t_i) = \frac{G_{Pu}(t_i) - G_{Pu}(t_{i-1})}{G_{Pu}(t_i)} \times 100 \quad (\%), \quad (5)$$

где $G_{Pu}(t_i)$ – количество плутония на складе в данный момент; $G_{Pu}(t_{i-1})$ – количество плутония на складе в предыдущий момент времени. В зависимости от значений отклонения $\Delta G(t_i)$ пробными расчетами выбираются допустимые максимальная V_{\max} и минимальная V_{\min} скорости изменения складского запаса и, соответственно, коридор допустимых скоростей между ними.

- В качестве «базового» темпа ввода быстрых реакторов для каждого нового шага $N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_i)$ за основу берется темп ввода на предыдущем шаге – $N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_{i-1})$.

- При выходе количества плутония за границы коридора или скорости изменения запаса за границы коридора допустимых скоростей, в зависимости от значений $N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_i)$, $\Delta G(t_i)$ и скорости изменения складского запаса используются корректирующие воздействия $\Delta N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_i)$, которые представляют собой изменение темпа ввода быстрых реакторов на рассматриваемом шаге:

$$N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_i) = N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_{i-1}) \pm \Delta N_{БРj}^{\text{ввод}}(t_i) \quad (6)$$

В зависимости от выбранной модели управления запасами процесс коррекции при необходимости повторяется на этом и (или) каждом последующем шаге.

Набор управляющих переменных $\Delta N_{БРj}^{\text{ввод}}$ подбирается на характерных расчетах и далее может использоваться без изменений с коррекцией по мере необходимости.

В случае модели с «жесткими» границами при больших запасах накопленного плутония для обеспечения попадания в коридор может потребоваться достаточно резкое изменение темпа ввода быстрых реакторов. По исчерпанию этих запасов для приведения в соответствие производства и потребления плутония темп ввода реакторов автоматически будет уменьшен.

В случае модели с «прозрачной» верхней границей для достижения большей монотонности ввода БР в процессе постепенной коррекции допускается пересечение границ коридора с последующим постепенным уходом в коридор.

- В конце последнего шага по времени производится сравнение достигнутого минимума запаса с заданной нижней границей:

$$\Delta G = \min(G_{Pu}(t_i)) - G_{Pu}^{\min}, \quad t_1 < t_i \leq t_{end}. \quad (7)$$

Если $\Delta G > \varepsilon$, что может быть при неоптимальном выборе G_{Pu}^{\max} , то расчет повторяется с новым значением верхней границы коридора

$$G_{Pu}^{\max(m+1)} = G_{Pu}^{\max m} - \Delta G + \varepsilon, \quad (8)$$

где m – номер итерации уточнения коридора, а минимальная ширина коридора ε выбирается по усмотрению.

Рассматриваемый алгоритм управления запасом реализован и включен в состав ПК CYCLE. Применение на практике описанного алгоритма продемонстрировало высокую эффективность. При надлежащем выборе точки начала оптимизации процесс итераций сходится для типичных рассмотренных сценариев.

ПРИМЕР ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МЕТОДИКИ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯЭ РОССИИ

В качестве иллюстрации применимости методики при моделировании РАЭ с использованием CYCLE для одного из возможных сценариев приведены результаты расчетов баланса плутония в замкнутом топливном цикле с совместной работой реакторов типа ВВЭР и БН. ОЯТ всех реакторов перерабатывается, что позволяет получать плутоний для формирования топливных загрузок вводимых быстрых реакторов.

Сценарии ввода реакторов. Для получения оценки максимального количества реакторов, которые можно ввести к 2100 г., в качестве начальных условий принимается, что

- к 2035 г. запущены реакторы типа ВВЭР общей электрической мощностью порядка 52 ГВт;
- с 2019 г. в эксплуатацию вводятся коммерческие быстрые реакторы (для быстрых реакторов используется отвалный уран); к 2035 г. запущены быстрые реакторы общей электрической мощностью порядка 10 ГВт;
- в 2050 г. – 60 ГВт на ВВЭР и ввод новых реакторов на тепловых нейтронах прекращается; суммарная мощность работающих ВВЭР составляет в 2100 г. около 5 ГВт;
- с 2051 г. наращивание мощностей АЭ производится только за счет избыточной наработки плутония в БР, где ввод новых быстрых реакторов определяется балансом плутония на складе, т.е. ввод быстрых реакторов производится с максимально допустимым темпом по мере накопления выделенного плутония;
- рассмотрение сценария проводится до 2100 г.

Сценарий переработки ОЯТ. Без привязки к какой-либо определенной технологии переработки предполагается, что выгружаемое из реакторов топливо находится три года во внутриреакторных хранилищах и бассейнах выдержки, после чего поступает в хранилища, откуда уходит на переработку:

- с 1977 г. начинается переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-440 на заводе РТ-1 с производительностью по плутонию 1 т/г.;
- с 2016 г. начинается поступление плутония на склад из переработанного ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 на ОДЦ ГХК производительностью по плутонию 2 т/г.;
- с 2023 г. начинается переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 на заводе РТ-2 с максимальной производительностью по плутонию 15 т/г.;
- переработка ОЯТ работающих быстрых реакторов начинается в 2035 г. и произ-

водится без задержки после выгрузки из бассейна выдержки, а практически весь выделяемый плутоний идет на подпитку работающих БР и запуск новых.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ И ИХ АНАЛИЗ

В ходе исследований было проведено две серии расчетов: исследование зависимости количества введенных реакторов от положения верхней границы коридора и сравнение моделей с «жесткими» и «динамическими» границами.

Исследование зависимости количества введенных реакторов от положения верхней границы коридора

Исследования проводились для модели с «жесткими» границами для ширины коридора, равной пяти тоннам.

Были рассмотрены случаи с различными верхними границами: 200, 100, 60, 30 и 15 тонн. Зависимость количества плутония на складе от выбора величины верхней границы приведена на рис. 2.

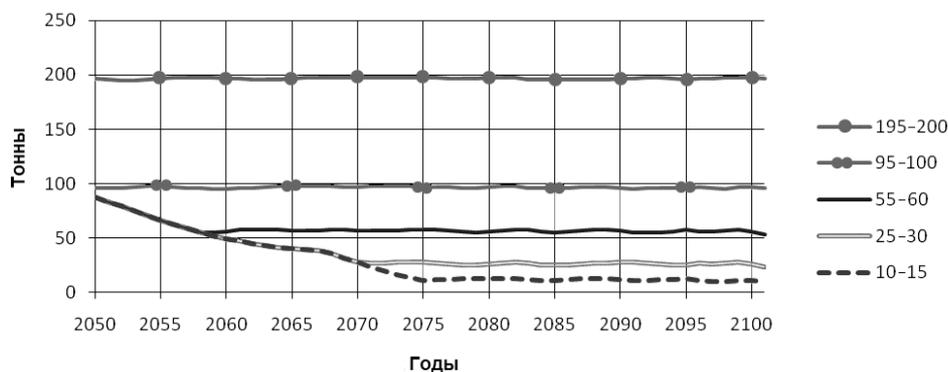


Рис. 2. Количество плутония на складе (для обозначения кривых используются значения нижней и верхней границ коридора)

Случай «10–15» с верхней границей в 15 тонн соответствует самому меньшему достигнутому страховому запасу – нижней границе 10 тонн.

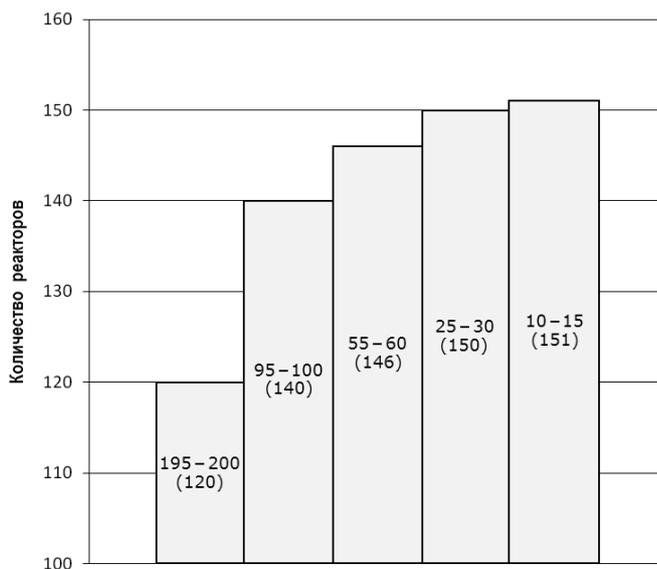


Рис. 3. Количество введенных быстрых реакторов до 2100 г. Первые два числа в диаграмме – границы коридора, число в скобках – количество введенных реакторов

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Количество введенных до 2100 г. быстрых реакторов, соответствующее различным выбранным верхним границам, показано на рис. 3.

Из рисунка 3 видно, что с понижением страхового запаса плутония со 195 до 10-ти тонн количество введенных быстрых реакторов возрастает примерно на 26%.

Соответственно, установленная мощность введенных быстрых реакторов увеличивается в 2100 г. на 37 ГВт.

Сравнение моделей с «жесткими» и с «динамическими» границами

Расчеты выполнены с нижней границей, равной 10 тоннам, при использовании модели с «динамическими» границами. На основании условия баланса плутония до 2100 г. удалось ввести 146 быстрых реакторов с установленной электрической мощностью в 2100 г. 175 ГВт.

Для модели с «жесткими» границами с нижней границей, равной 10-ти тоннам, и коридором шириной пять тонн оказалось возможным ввести 151 быстрый реактор. Установленная электрическая мощность составляет в 2100 г. 181 ГВт.

Результаты сравнения двух моделей представлены на рис. 4, 5; на рис. 4 – сравнение баланса плутония на складе для выбранных моделей.

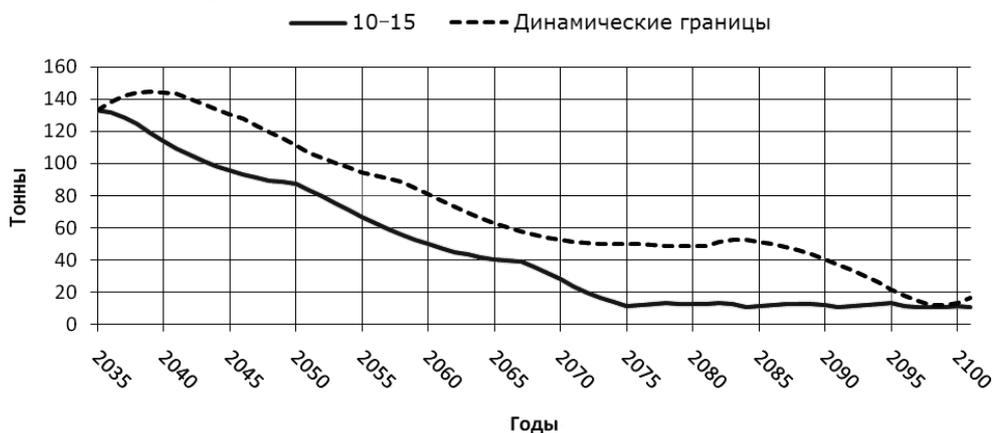


Рис. 4. Количество плутония на складе. Сплошной кривой обозначено количество плутония в рамках модели с «жесткими» границами 10–15 тонн



Рис. 5. Темп ввода реакторов. Сплошной кривой обозначено количество плутония на складе в рамках модели с «жесткими» границами 10–15 тонн

Видно, что для обеих моделей к 2100 г. уровень складского запаса близок к заданной нижней границе. Рассматривая динамику запаса во времени можно отметить, что применение модели с жесткими границами позволяет поддерживать меньший уровень плутония на складе. Достигнута величина среднего количества плутония на складе с 2035 по 2100 гг. (65 лет) для модели с «жесткими» границами – 47 тонн, для модели с «динамическими» границами – 73 тонны.

Для модели с «жесткими» границами за счет достигнутого более низкого уровня запасов удается ввести дополнительно пять реакторов. Соответственно, установленная мощность для модели с «жесткими» границами возрастает на 6 ГВт.

На рисунке 5 для рассматриваемых моделей дана зависимость темпа ввода быстрых реакторов от времени.

Как видно из рисунка, использование той или иной модели заметно влияет на характер темпа ввода реакторов, определяющий степень задействования больших мощностей, материальных и человеческих ресурсов, колоссальных капитальных затрат на строительство и ввод в эксплуатацию реакторов. Чем монотоннее будет темп ввода реакторов, тем более оптимально будут задействованы ресурсы на строительство и ввод в эксплуатацию реакторов.

ВЫВОДЫ

1. Разработана методика оптимизации управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, позволяющая на рассматриваемом интервале времени создать сценарий ввода в эксплуатацию быстрых реакторов, минимизирующий уровень запаса плутония на складе.

2. Реализация методики в составе программного комплекса CYCLE, предназначенного для математического моделирования совместной работы тепловых и быстрых реакторов в системе атомной энергетики, включая ядерно-физические характеристики топлива и его движение по предприятиям топливного цикла, позволила сделать его более оперативным инструментом математического моделирования характеристик топливных циклов.

3. Выполнено апробирование разработанной методики на примере расчета топливного цикла с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах в гипотетическом сценарии развития РАЭ. Результаты расчета подтвердили эффективность методики для разработки сценария, позволяющего получить приемлемую динамику запаса плутония на складе.

Видно, что для обеих моделей к концу расчетного периода уровень складского запаса близок к заданной нижней границе.

4. Из сравнения результатов, полученных с помощью двух моделей управления запасами, используемых в методике, можно сделать вывод, что при использовании модели с «динамическими» границами удалось сохранить монотонность темпа ввода реакторов при количестве введенных реакторов, сравнимом с количеством введенных реакторов в модели с «жесткими» границами. В то время как применение модели управления запасами с «жесткими» границами позволяет получить баланс плутония с меньшей величиной среднего запаса плутония на складе.

Литература

1. A Benchmark Study of Computer Codes for System Analysis of the Nuclear Fuel Cycle, MIT-NFC-TR-105, 2009.

2. Boucher L. International Comparison for Transition Scenario Codes Involving COSI, DESAE, EVOLCODE, FAMILY and VISION, http://www.oecd-nea.org/pt/iempt11/documents/I-1_NEAbenchmark.pdf.
3. Benchmark Study on Nuclear Fuel Cycle Transition Scenarios Analysis Codes. Nuclear Science. NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)16, June 2012, <http://www.oecd-nea.org/science/docs/2012/nsc-wpfc-doc2012-16.pdf>.
4. Безопасное обращение с плутонием и его хранение, Серия докладов МАГАТЭ по безопасности №9, ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2000.
5. Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г. и др. Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С. 119-132.
6. *Kagramanyan V.S., Poplavskaya E.V., Korobeynikov V.V. и др.* Analysis of Russian Transition Scenarios to Innovative Nuclear Energy System Based on Thermal and Fast Reactors with Closed Nuclear Fuel, Makuhari Messe, Chiba, Japan December 11–16, 2011.
7. Декусар В.М., Егоров А.Ф., Коробейников В.В. и др. Моделирование работы международного ядерного топливного центра по предоставлению услуг странам ближнего зарубежья: Препринт ФЭИ-3213. Обнинск. 2012. 16 с.
8. Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Методика оптимизации складских запасов плутония при замыкании ядерного топливного цикла быстрыми реакторами с переменным составом топлива: Препринт ФЭИ-3220. Обнинск. 2012. 16 с.
9. Шрайбфедер Дж. Эффективное управление запасами. – М.: Альпина Бизнес Букс, 2005.

Поступила в редакцию 05.02.2013

fuel assemblies (EFAs) containing low neutron poisoning fuel rods evaluated both experimentally and by calculated simulation of their operation in the SM reactor loop facility. The EFAs thermo-physical parameters are considered. The key controlled test parameters are presented. All EFAs with low neutron poisoning fuel rods have been successfully tested; they preserved their performance under heat rate, thermal load and burnup typical for the operating conditions in the modernized SM core.

УДК 621.039

Optimization of plutonium stores for closed fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors \ Moseev P.A., Korobeinikov V.V., Moseev A.L.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 8 illustrations. References, 9 titles.

In this work the algorithm for supplies plutonium minimization is described. That algorithm is needed for nuclear power scenarios modeling. As an example the test calculations for scenario of development Russia nuclear power on the basis of thermal and fast reactors are given. This algorithm can be used for nuclear power scenarios modeling in case when the nuclide composition of loaded uranium-plutonium fuel in fast reactors are unknown in advance.

УДК 621.039.531

Ensuring of the design value of fuel burnup in high-temperature gas-cooled reactor with operability graphite \ Nesterov V.N.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 2 tables, 4 illustrations. References, 13 titles.

This paper describes a method of determining compliance of exhausted graphite's resource of fuel blocks in high temperature gas-cooled reactor with fuel burnup. Obtained axial distribution of local values of exhausted resource of graphite of fuel blocks. It is shown that for ensuring of the design value for burnup fuel with operability graphite fuel blocks is need to reduce the average mixed temperature of helium coolant leaving the reactor core and reduce the time between congestion nuclear fuel.

УДК 503.2:504.064

Environmental risk management with the use of multi-criteria GIS for decision-making support \ Didenko V.I., Yatsalo B.I., Gritsyuk S.V., Mirzeabasov O.A., Pichugina I.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 3 illustrations. References, 40 titles.

Environmental risk-based land management requires implementation of tools for spatial information analysis, problem-oriented models for assessment of risk values, and computer systems for decision-making support. A new Decision Support System (DSS) DECERNS (Decision Evaluation in Complex Risk Network Systems) has been developed to address this class of problems. DECERNS is a web-based Spatial DSS (WebSDSS) for multi-criteria analysis of a wide range of spatially-distributed alternatives within the problems on risk management and land-use planning. This paper provides a brief overview of methods and tools used in DECERNS; application of DECERNS for a case study on multi-criteria risk management for contaminated land resulting from Chernobyl is presented.

УДК 621.039.56

The ^{16}N generator on the base of 14 MeV neutrons accelerator source \ Khryachkov A.V., Dvornikov P.A., Zhuravlev B.V., Kovtun S.N., Khromyleva T.A., Roschin N.G.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 3 pages, 2 illustrations. References, 2 titles.

The ^{16}N generator on the base of 14 MeV neutron accelerator source for calibration of leak detection and velocity of heat-transfer radiation channels in first contour of WWR nuclear reactor on base of ^{16}N activity measurement is suggested.