

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК КОНЦЕПТУАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, ОХЛАЖДАЕМОГО УГЛЕКИСЛЫМ ГАЗОМ

В.В. Семишин

МГТУ им. Н.Э. Баумана

105005, Москва, 2-я Бауманская ул., д.5, стр.1



В рамках исследования нейтронно-физических характеристик концептуального газоохлаждаемого ядерного реактора на быстрых нейтронах с пониженным объемным энерговыделением топлива в активной зоне и пониженным давлением теплоносителя в первом контуре выполнена оценка возможности функционирования и ядерной безопасности при использовании различных видов топлива. Показана возможность повторного использования в данном реакторе отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов типа ВВЭР-1000, составляющих основу реакторного парка РФ, и вовлечения нарабатываемого на тепловых реакторах плутония в топливный цикл рассматриваемого ядерного реактора на быстрых нейтронах. Исследования топливных кампаний проводились для нескольких видов топлива: свежий обогащенный диоксид урана; РЕМИКС-топливо, дообогащенное ураном-235; отвалный уран, дообогащенный смесью изотопов плутония, извлеченных из ОЯТ реакторов типа ВВЭР.

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, Десна, САПФИР, быстрые нейтроны, повторное использование топлива, РЕМИКС, двухкомпонентная ядерная энергетика, плутоний.

Для цитирования: Семишин В.В. Исследование нейтронно-физических характеристик концептуального ядерного реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого углекислым газом. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 3. – С. 31-44. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.03>.

ВВЕДЕНИЕ

Совместное применение в атомной энергетике ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах с использованием регенерированного МОКС- или РЕМИКС-топлива позволит многократно увеличить сырьевую базу, доступную для атомной энергетике [1]. Для сокращения расхода природного урана необходимо вовлечение в топливный цикл ядерных реакторов на быстрых нейтронах ОЯТ реакторов на тепло-

© В.В. Семишин, 2023

вых нейтронах для эффективной утилизации накопленного плутония реакторного изотопного состава либо изменения его изотопного состава для повторной загрузки в активную зону реактора на тепловых нейтронах. В связи с этим актуальным является вопрос о возможных типах реакторов, пригодных для эффективного использования переработанного топлива на основе ОЯТ реакторов ВВЭР. В рамках разработки концепций перспективных реакторов на быстрых нейтронах поколения 4 существует ряд проектов как демонстрационных, так и энергетических ядерных реакторов на быстрых нейтронах с газовым охлаждением Allegro, GFR-2400 [2, 3]. Однако эти концепции подразумевают большое объемное энерговыделение в активной зоне (100 МВт/м^3) и высокое давление теплоносителя (в данном случае гелия) в первом контуре (7 МПа). Подобные параметры делают затруднительным отвод тепла от активной зоны в случае разгерметизации контура и падения давления.

В рамках разработки концепции ядерного реактора с возможностью пассивного отвода тепла от активной зоны атмосферным воздухом в случае разгерметизации контура предлагается реактор на быстрых нейтронах с углекислым газом в качестве теплоносителя первого контура при давлении, близком к атмосферному ($\sim 1,5 \text{ атм.}$), с пониженным объемным энерговыделением топлива ($\sim 10 \text{ МВт/м}^3$) в активной зоне. Основные положения концепции и предварительные оценки по выбору теплоносителя исследуемого реактора приведены в [4]. Конструкция исследуемого реактора на быстрых нейтронах позволяет обеспечить его безопасность с точки зрения протекания аварийных режимов, связанных с нарушением теплоотвода от активной зоны и потерей основного теплоносителя первого контура [4]. С точки зрения ядерной безопасности выбранные геометрические параметры позволяют ограничить максимальное значение положительной реактивности, вносимой при попадании воды в первый контур в случае течи в теплообменниках и таким образом исключить аварии, связанные с несанкционированным разгоном реактора на мгновенных нейтронах.

Реактор предполагается к исполнению в интегральной компоновке с активной зоной, теплообменным оборудованием и газодувками первого контура, размещенными в общем корпусе из предварительно напряженного железобетона или чугуна. Схема передачи тепла – двухконтурная. В качестве теплоносителя используется углекислый газ, рабочее тело – вода при сверхкритических параметрах. Параметры теплоносителя и рабочего тела выбирались соответствующими параметрам турбины К-800-240, применяемой на тепловых электростанциях. Соответственно, электрическая мощность энергоблока с рассматриваемым реактором составляет 800 МВт.

В работе рассматриваются вопросы, связанные с нейтронно-физическими параметрами активной зоны, топливной кампанией, изменением изотопного состава топлива при его выгорании. Выполнена оценка возможной длительности работы реактора без перегрузок на номинальной мощности при загрузке его различными видами оксидного уранового и смешанного оксидного уран-плутониевого топлива. Основные геометрические характеристики реакторной установки, ТВС и твэлов приведены в табл. 1.

Активная зона исследуемого реактора комплектуется из ТВС, расположенных по правильной треугольной решетке. ТВС представляет собой топливную сборку, содержащую твэлы контейнерного типа цилиндрической формы, также расположенные по правильной треугольной решетке. В качестве топливных материалов предполагается использование диоксида обогащенного природного урана (далее обозначается как обогащенный оксид урана, UO_2), а также топлива на основе смеси оксидов урана и плутония из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах (далее обозначается как смесь оксидов урана и плутония, UO_2+PuO_2) с дообогащением топлива ураном-235 для сохранения его размножающих свойств или обогащенного плутонием реакторного изо-

Таблица 1

Основные параметры активной зоны

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	1990,0
Объемное энерговыделение топлива, МВт/м ³	10,0
Масса топлива, т	~ 2000,0
Спектр нейтронов	Быстрый
Шаг расположения твэлов, мм	25,0
Шаг расположения ТВС в активной зоне, мм	625,0
Диаметр активной зоны, м	16,0
Высота топливной части твэла, м	4,0
Диаметр твэла, мм	13,6
Толщина оболочки твэла, мм	0,9
Количество твэлов в ТВС, шт.	631
Количество ТВС в активной зоне, шт.	721
Количество ТВС СУЗ (предварительно), шт.	61
Длительность топливной кампании без перегрузок топлива	Не менее 30 лет

топного состава обедненного урана (далее обозначается как дообогащенный плутонием оксид отвалного урана, UO_2 отвал.+PuO₂). При выполнении расчетов полагалось содержание урана-235 в отвальном уране 0,3%.

Применение газового теплоносителя при низком давлении в первом контуре положительно сказывается на безопасности эксплуатации рассматриваемой установки. Пониженное давление в первом контуре позволяет снизить выход активности за пределы контура в случае его разгерметизации. В сочетании с отрицательным коэффициентом реактивности по температуре топлива в ходе возможных ситуаций с ростом мощности активной зоны, повышением температуры конструктивных элементов активной зоны основной вклад в обратную связь вносят изменение температуры топлива и соответствующий коэффициент реактивности, который является всегда отрицательным и будет обеспечивать эффект саморегулирования установки в динамических режимах.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ТОПЛИВНЫХ КАМПАНИЙ

Для каждого из указанных выше видов топлива проведены нейтронно-физические расчеты и выполнен анализ основных характеристик активной зоны, таких как длительность топливной кампании, максимальный покассетный коэффициент неравномерности энерговыделения по кампании, изменение изотопного состава топлива. Для оценки ядерной безопасности эксплуатации исследуемой реакторной установки выполнена оценка величин коэффициентов реактивности по различным теплотехническим параметрам, изменения эффективности органов компенсации реактивности и аварийной защиты в течение топливной кампании. Основные параметры первого контура при работе на номинальной мощности приведены в табл. 2.

Значения температур теплоносителя первого контура и величины мощности на прокачку теплоносителя получены по теплогидравлическим расчетам, выполненным с целью изучения влияния геометрических параметров активной зоны и теплообменного оборудования на параметры реакторной установки. Полученная компоновка позволяет обеспечить надежный отвод тепла от активной зоны как в нормальных

Таблица 2

Основные параметры первого контура

Параметр	Значение
Расход теплоносителя первого контура, кг/с	10000,0
Мощность на прокачку теплоносителя первого контура, МВт	50,0
Средняя температура теплоносителя первого контура: – на входе в активную зону, °С – на выходе из активной зоны, °С	400 600
Давление теплоносителя первого контура, атм.	1,5
Максимальный покассетный коэффициент неравномерности энерговыделения	1,4

условиях эксплуатации, так и в случае пассивного аварийного расхолаживания реактора через воздушные теплообменники при потере основного теплоносителя первого контура [5].

Расчет библиотек нейтронно-физических сечений выполнен по программному средству САПФИР-95.1 [6, 7] с библиотекой нейтронных сечений БНАБ-78/С-95. Трехмерный связанный нейтронно-теплогидравлический расчет активной зоны в восьми-групповом покассетном диффузионном приближении выполнен с помощью программного средства Десна, входящего в программный комплекс Rainbow-TRP [8, 9], предназначенного для проведения стационарных и динамических расчетов активной зоны реакторов различного типа. Моделирование гидродинамики контура циркуляции теплоносителя не выполнялось, параметры CO_2 (энтальпия, давление) задавались на входе в активную зону и на выходе из нее. Циркуляция теплоносителя обеспечивалась заданием соответствующего перепада давления на активной зоне. Теплогидравлический расчет выполнялся в приближении отсутствия поперечных перетечек теплоносителя между ТВС, активная зона в теплогидравлической модели представляет собой набор параллельных, изолированных друг от друга каналов.

Пример рассмотренной картограммы для топлива из обогащенного диоксида урана приведен на рис. 1. Обогащение топлива и его расположение в активной зоне выбиралось исходя из необходимости профилирования энерговыделения по радиу-

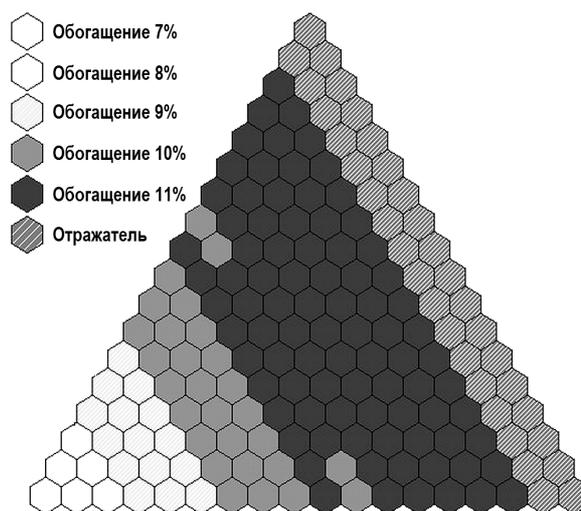


Рис. 1. Пример картограммы загрузки активной зоны для оксидного уранового топлива

су активной зоны для уменьшения максимального коэффициента неравномерности в ходе работы топливной загрузки. В данной работе не рассматривались смешанные топливные загрузки, содержащие ТВС с различными видами топлива, вся активная зона комплектовалась топливом одинакового состава, отличного только обогащением по урану-235 в случае уранового и РЕМИКС-топлива или процентным содержанием изотопов плутония в случае МОКС-топлива.

В качестве органов компенсации избыточной реактивности в ходе топливной кампании выбраны перемещающиеся топливные кассеты. Часть подвижных кассет в начале топливной загрузки находится частично погруженной в активную зону, так что часть топливного столба оказывается выведенной из активной зоны в подреакторное пространство. При выгорании топлива и уменьшении запаса реактивности подвижная топливная кассета перемещается вверх, вводя в активную зону свежее невыгоревшее топливо и увеличивая размножающие свойства системы. При движении кассеты вниз и погружении топливной части ТВС под активную зону ее место занимает вытеснитель, по конструкции аналогичный топливной части, но без топлива. ТВС активной зоны состоит из активной части, где расположено топливо, и вытеснителей, являющихся надставкой для активной части. Таким образом, из зоны убирается часть топлива и одновременно вводится вытеснитель. Приводы регулирующих кассет находятся под активной зоной в полости в интегральном корпусе реактора. Их охлаждение может осуществляться путем отбора части холодного теплоносителя первого контура с напора газодувок в обход каналов активной зоны. Расположение подвижных регулирующих кассет в активной зоне приведено на рис. 2.

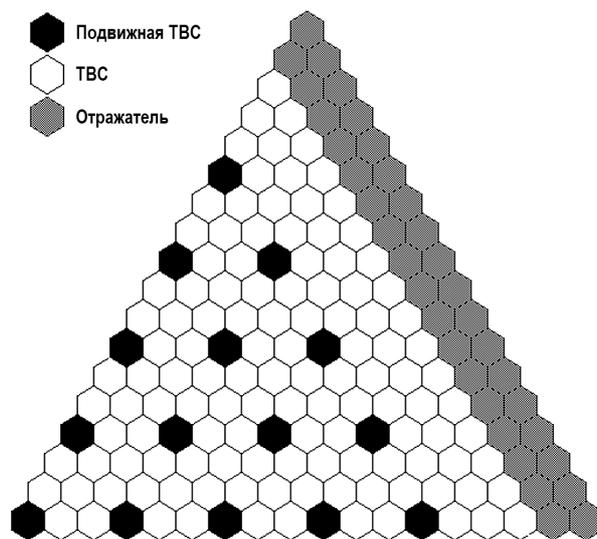


Рис. 2. Расположение органов компенсации избыточной реактивности в активной зоне

Механическая система управления реактивностью выбрана аналогичной реактору ВВЭР-440 за исключением отсутствия поглотителя в надставке, поскольку эффективность поглотителя в быстром спектре ограничена. Выполненные расчеты показали достаточность эффективности перемещения топлива для компенсации избыточной реактивности и выполнения роли аварийной защиты. Компенсация избыточной реактивности осуществляется подвижными кассетами системы компенсации реактивности, расположенными равномерно по всей площади активной зоны. Расчеты выполнялись для большого количества органов компенсации реактивности для определения их максимальной эффективности и оценки их необходимого количества для

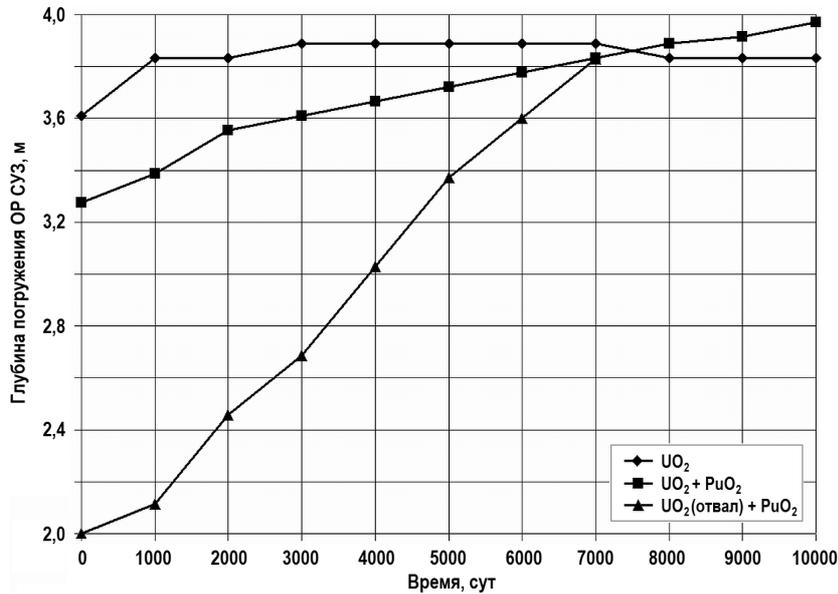


Рис. 3. Изменение глубины погружения подвижных кассет в течение топливной кампании

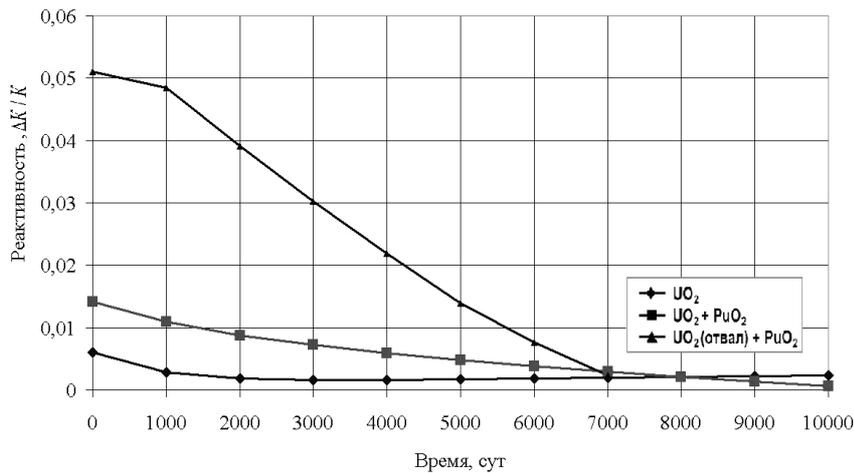


Рис. 4. Изменение реактивности в течение топливной кампании

компенсации избыточной реактивности в ходе топливной кампании. Изменение глубины погружения подвижных кассет в течение топливной кампании при использовании топлива различного состава приведено на рис. 3. Отсчет глубины погружения органов СУЗ ведется от низа активной зоны. Изменение избыточной реактивности в течение топливной кампании показано на рис. 4. Результаты на рис. 4 приведены для номинальной мощности. Суммарные эффекты реактивности при изменении мощности реактора с МКУ до номинального значения для UO₂-топлива – 0,6%, для UO₂+PuO₂ – 0,9%, для UO₂отвал.+PuO₂ – 0,6%.

Выполненные расчеты показали, что выбранного количества подвижных кассет достаточно для осуществления компенсации избыточной реактивности для всех исследуемых топливных загрузок. Наибольшая глубина погружения органов регулирования наблюдается для топлива из отвалного урана, дообогащенного смесью изотопов плутония из ОЯТ, и составляет два метра, т.е. ОП СУЗ погружены на половину активной зоны. Суммарный вес всех имеющихся в активной зоне компенсирующих

Таблица 3

Суммарный вес компенсирующих органов

Тип топлива	Начальная избыточная реактивность, %	Суммарный вес компенсирующих органов, %	
		Начало кампании	Конец кампании
Обогащенный оксид урана	0,6	11,30	11,27
Смесь оксидов урана и плутония	1,4	12,05	11,90
Дообогащенный плутонием оксид отвалного урана	5,1	11,95	11,08

органов при их полном погружении в активную зону и полном извлечении активных частей соответствующих кассет приведен в табл. 3.

Как следует из таблицы, для оксидного уранового топлива и топлива на основе смеси оксидов урана и плутония суммарная эффективность компенсирующих органов значительно превышает максимальный запас избыточной реактивности на начало топливной загрузки. Количество подвижных кассет, выполняющих функцию компенсации реактивности, в данных случаях может быть уменьшено, что позволит вносить меньше возмущений в пространственное распределение энерговыделения по активной зоне. С другой стороны, большое количество органов регулирования и их небольшая глубина погружения способствуют более равномерному выгоранию топлива, находящегося в подвижных кассетах, поскольку большая его часть находится в активной зоне, в течение всей топливной кампании.

Подвижные топливные кассеты, не задействованные в компенсации избыточной реактивности, также будут выполнять роль аварийной защиты. Суммарная эффективность органов регулирования такова, что оснащение вытеснителей над активной частью ТВС дополнительным поглотителем не требуется. Таким образом, система управления и защиты реактора будет состоять из двух групп подвижных кассет. Активные части кассет компенсирующей группы будут находиться в активной зоне и постепенно перемещаться для компенсации медленных изменений реактивности, связанных с выгоранием топлива. Подвижные кассеты, входящие в группу аварийной защиты, будут удерживаться в полностью поднятом состоянии с полностью выведенными из активной зоны вытеснителями. В случае возникновения аварийной ситуации, например, потере электроснабжения собственных нужд энергоблока, подвижные кассеты группы аварийной защиты под собственным весом начнут движение вниз, выводя топливо из активной зоны и вводя отрицательную реактивность.

Помимо потери электроснабжения сигналом к расцеплению привода СУЗ и заглошению реактора может быть повышенная активность газа в контуре циркуляции, что свидетельствует о разгерметизации оболочек твэлов и выходе радиоактивных газообразных продуктов деления в контур. Часть теплоносителя первого контура будет забираться в систему контроля герметичности оболочек для измерения активности газообразных продуктов деления и при превышении определенного значения, соответствующего нормальной работе энергоблока, будет подаваться сигнал на срабатывание АЗ.

Помимо оценок изменения размножающих свойств активной зоны в процессе выгорания топлива были выполнены расчеты коэффициентов реактивности с целью оценки динамических параметров реакторной установки для различных видов топлива. Результаты расчетов коэффициентов реактивности по температуре топлива приведены в табл. 4 (при расчетах использовалось абсолютное значение реактивности, $\Delta K/K$). Для всех исследуемых топливных загрузок коэффициент реактивности,

Таблица 4

Коэффициент реактивности по температуре топлива

Тип топлива	Коэффициент реактивности по температуре топлива, $1/^\circ\text{C}$, $\times 10^{-5}$	
	Начало кампании	Конец кампании
Обогащенный оксид урана	-2,6	-1,5
Смесь оксидов урана и плутония	-1,7	-0,9
Дообогащенный плутонием оксид отвалного урана	-2,2	-0,8

связанный с доплер-эффектом, в ходе выгорания топлива остается отрицательным, что положительно сказывается на безопасности установки. Уменьшение коэффициентов реактивности по температуре топлива по абсолютному значению в ходе кампании вызвано интенсивной конверсией U-238 в Pu-239, его надпороговым делением и соответствующим уменьшением отрицательного эффекта от поглощения нейтронов на его ядрах.

С точки зрения плотностного коэффициента реактивности из-за малого значения плотности CO_2 при атмосферном давлении соответствующие эффекты реактивности по плотности будут малы по абсолютному значению и не окажут заметного влияния на динамическое поведение реакторной установки. Значения коэффициентов реактивности по плотности теплоносителя для рассматриваемых топливных загрузок приведены в табл. 5.

Таблица 5

Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя

Тип топлива	Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя, $1/(\text{кг}/\text{м}^3)$, $\times 10^{-4}$	
	Начало кампании	Конец кампании
Обогащенный оксид урана	2,5	5,0
Смесь оксидов урана и плутония	-1,5	7,5
Дообогащенный плутонием оксид отвалного урана	-2,5	-2,5

Из таблицы видно, что коэффициент реактивности по плотности CO_2 для оксидного топлива из дообогащенного реакторным плутонием отвалного урана имеет отрицательное значение на протяжении всей топливной кампании. Несмотря на положительное значение коэффициента реактивности по плотности теплоносителя для уранового топлива и для смеси оксидов урана и плутония к концу топливной кампании, малое значение плотности CO_2 и малые возможные изменения плотности углекислого газа при работе установки ограничивают его влияние на динамическое поведение реактора. Для изменения плотности теплоносителя на $1 \text{ кг}/\text{м}^3$ и ввода соответствующей положительной реактивности необходимо, чтобы давление теплоносителя в первом контуре увеличилось примерно в два раза при постоянной температуре.

ИЗМЕНЕНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА В ХОДЕ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ

Проведен анализ изменения изотопного состава топлива рассматриваемого реактора. Данные по изотопному составу плутония, выгружаемого из теплового реактора типа ВВЭР-1000, взяты из проводившихся ранее расчетов по данной тематике [10]

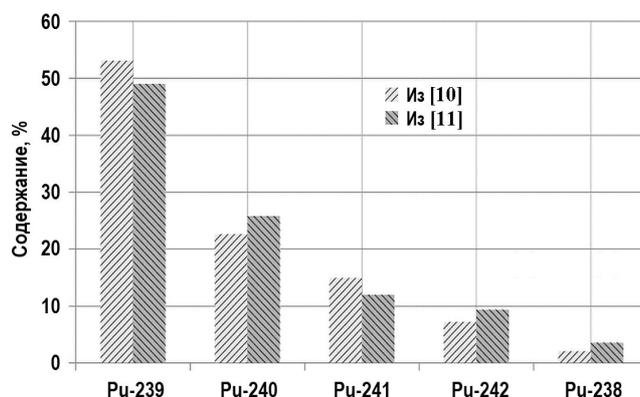


Рис. 5. Изотопный состав плутония в выгружаемом топливе реактора типа ВВЭР-1000

при исследовании возможности регенерации и многократного повторного использования ОЯТ в реакторах на тепловых нейтронах. Изотопный состав плутония приведен на рис. 5. Полученный изотопный состав реакторного плутония теплового реактора хорошо согласуется с результатами, приведенными в [11].

Наличие в отработавшем ядерном топливе сильнопоглощающих тепловые нейтроны изотопов плутония (Pu-238, Pu-240) приводит к ухудшению размножающих свойств топлива при многократном рецикле и повторном использовании данного топлива в реакторах на тепловых нейтронах, так как с каждым рециклом ядерного топлива будет происходить увеличение относительного содержания высших изотопов. Проведенные расчетные исследования показали возможность формирования активной зоны реактора на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000 с загрузкой полностью из смешанного оксидного уран-плутониевого топлива даже при многократном повторном использовании и при равновесном составе изотопов плутония [10]. Однако это требует повышенного обогащения по делящимся изотопам урана и плутония и ведет к повышенному их расходу. С точки зрения многократного повторного использования ядерного топлива для максимальной утилизации имеющегося топлива, более предпочтительным будет использование ОЯТ в реакторе с быстрым спектром нейтронов [12], где эффект от постепенного накопления паразитных трансуранных поглотителей нейтронов в топливе будет не так ярко выражен.

Расчет изменения изотопного состава топлива в ходе выгорания отдельных ТВС для исследуемого реактора выполнялся по ПС САПФИР-95.1 [6]. Результаты расчета изменения изотопного состава топлива из обогащенного природного урана различного обогащения показали, что при его выгорании происходит интенсивная наработка изотопа Pu^{239} в течение длительного времени (рис. 6).

Наработка вторичного делящегося изотопа позволяет сохранять критичность даже при больших значениях выгорания топлива. Кроме этого, поскольку в течение кампании происходит интенсивное накопление вторичного делящегося нуклида, существует возможность отказаться от больших значений избыточной реактивности на начало топливной кампании, что положительно скажется на безопасности рассматриваемой установки и потребует меньшего количества органов компенсации реактивности. Из всех рассмотренных видов топлива обогащенный диоксид урана позволяет организовать работу реактора при наименьшем избыточном запасе реактивности на выгорание топлива. В таком случае длительность работы реактора на одной топливной загрузке зависит от работоспособности оболочки твэлов и ограничений по флюенсу нейтронов на конструктивные элементы реактора и активной зоны.

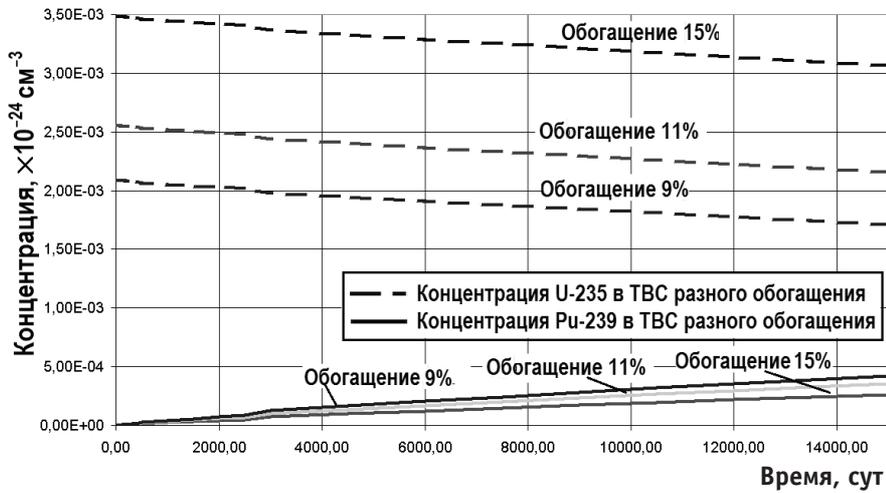


Рис. 6. Изменение концентрации Pu-239 и U-235 при выгорании UO_2 различного обогащения

Применение $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ -топлива позволяет улучшить изотопный состав загружаемого плутония при нахождении топлива в активной зоне рассматриваемого реактора. Происходит увеличение количества нечетных изотопов плутония (рис. 7). В дальнейшем такое топливо может быть снова направлено на формирование топливных загрузок для реакторов на тепловых нейтронах многократного повторного использования.

В процессе выгорания наблюдается уменьшение суммарной доли запаздывающих нейтронов. Для рассматриваемых топливных загрузок на начало и конец топливной кампании она составила: для UO_2 -топлива 0,736 – 0,693% (выгорание 1,5%); для $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ 0,709 – 0,677% (выгорание 1,5%); для UO_2 отвал.+ PuO_2 0,754 – 0,432% (выгорание 1,0%).

В данной работе при подготовке нейтронно-физических сечений и анализе топливных загрузок с регенерированным топливом не рассматривалось влияние наличия минорных актинидов в перерабатываемом топливе на нейтронно-физические характеристики активной зоны и изменение их концентраций в ходе выгорания топ-

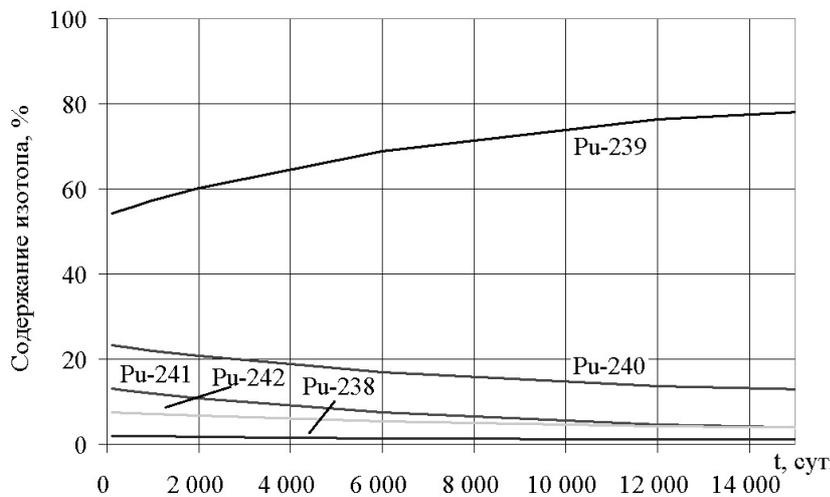


Рис. 7. Изменение изотопного состава плутония при выгорании топлива на основе ОЯТ ВВЭР

лива. Все изотопы америция и кюрия извлекались из топлива и в качестве исходного материала для создания топливных загрузок не использовались. Оценка возможности дожигания минорных актиноидов в активной зоне реактора является одним из направлений дальнейших исследований [13, 14], поскольку невыделение актиноидов из отработавшего топлива и их захоронение ведет к значительному увеличению количества радиоактивных отходов. Изыскание способов дожигания и трансмутации актиноидов позволит значительно сократить количество радиоактивных материалов, подлежащих окончательному захоронению [15].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Оценка возможности применения в активной зоне указанного реактора топлива на основе ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах показала, что активная зона может быть загружена как топливом из обогащенного диоксида урана, так и переработанным топливом на основе ОЯТ тепловых реакторов. Нейтронно-физические свойства рассмотренных загрузок с различными видами топлива позволяют сделать вывод о принципиальной возможности их осуществления, поскольку позволяют обеспечить необходимую длительность работы топливных загрузок и не являются ядерно-небезопасными с точки зрения коэффициентов реактивности. Рассмотренные топливные загрузки позволяют достичь большой длительности топливной кампании – около 10000 эфф. сут для загрузок на основе обогащенного урана и РЕМИКС-топлива, и около 7000 эфф. сут. для загрузки с применением отвального урана.

Для оценки ядерной безопасности рассматриваемого концептуального реактора проведен расчет эффективности органов аварийной защиты и компенсации избыточной реактивности. Выбранная система регулирования реактивности позволяет как осуществлять компенсацию избыточной реактивности на выгорание топлива, так и исполнять роль аварийной защиты, основанной на пассивном принципе действия, надежно переводя установку в подкритическое состояние в случае необходимости. Расчеты коэффициентов реактивности по различным теплотехническим параметрам и их изменения в течение топливной кампании показали безопасность установки с точки зрения ее возможного динамического поведения. С этой точки зрения определяющим является коэффициент реактивности по температуре топлива, который для всех исследуемых видов топлива остается отрицательным на всем протяжении топливной кампании. В силу малой плотности газового теплоносителя коэффициент реактивности по плотности теплоносителя может оказать существенное влияние только при значительных (в несколько раз) изменениях давления в контуре циркуляции. Такие сильные изменения давления при работе в номинальном режиме реализовать не могут.

Расчет изотопного состава топлива показал, что при выгорании топлива в активной зоне рассматриваемого реактора происходит интенсивная конверсия U-238 в Pu-239, что приводит к повышенной длительности топливной кампании. При этом воспроизводство топлива и его сгорание происходит непосредственно в активной зоне вследствие ее больших геометрических размеров. При использовании топлива из обогащенного оксида природного урана или обогащенной неразделенной смеси оксидов изотопов урана и плутония из тепловых реакторов скорость конверсии в ходе работы топливной загрузки позволяет отказаться от больших значений начальной избыточной реактивности и увеличивает безопасность установки с точки зрения аварий, связанных с самоходом поглощающих органов системы управления и защиты и вводом соответствующей положительной реактивности.

В рамках дальнейших исследований концепции предполагается оценка динамических характеристик энергоблока АЭС с реактором рассматриваемого типа в различ-

ных режимах, а также более подробное исследование НФХ активной зоны с различными топливными загрузками – определение количества ОР СУЗ, влияние типа топлива на эффективность ОР СУЗ, исследование коэффициентов реактивности. Для проведения указанных динамических исследований разрабатывается компьютерная модель энергоблока.

Литература

1. *Муравьев Е.В.* Актуальность замыкания ядерного топливного цикла // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – Вып. 6. – С. 334-342.
2. *Darilek, P., & Zajac, R.* ALLEGRO – introduction to GFR. //Proc. of the twenty-first symposium of atomic energy research on WWER physics and reactor safety, (p. 700). Hungary: Kiadja and KFKI Atomenergia Kutatointezet., 2011.
3. *Hatala, Branislav.* Gas Cooled Fast Reactor. 13th GIF-IAEA Interface Meeting Presentations, (p. v). International Atomic Energy Agency (IAEA) 2019.
4. *Кавун О.Ю., А.М. Лифшиц, Семишин В.В.* Концепция газоохлаждаемого внутренне безопасного ядерного реактора на быстрых нейтронах. // Автоматизация и ИТ в энергетике. – 2021. – № 4(141). – С. 12-23.
5. *Семишин В.В., Кавун О.Ю.* Расчетное исследование теплогидравлических характеристик ядерного реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого CO₂ Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2022) / Сб. тез. докл. на научно-технической конференции «Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2022)», 14 – 16 сентября 2022 г. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ. – Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2022. – 168 с. ISBN 978-5-907108-39-4.
6. *Тебин В.В., Обухов В.В., Сергеев В.К., Иванов А.С.* Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора // ВАНТ сер. ФиТЯР. – 1985. – Вып. 4. – С. 68–71.
7. САПФИР_95.1 с библиотекой констант БНАБ-78/С-95. Паспорт №205 от 15.12.05.
8. *Кавун О. Ю.* Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе «РАДУГА-ЭУ» // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. Вып. 2. М., 1999.
9. *Кавун О.Ю., Кавун В.О., Семишин В.В.* Разработка многогрупповой физической модели для моделирования динамики активной зоны РУ типа БН на основе ПС Rainbow-TRP / Материалы научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики», 27-29 ноября 2019 г., Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ.
Электронный ресурс https://www.ippe.ru/images/science_info/conference/neutron2019/presentation/section6/Kavun-multi-group-physical-model-dynamics-active-zone.pdf?ysclid=lle0itt3j3500712523 (дата доступа 16.02.2023).
10. *Семишин В.В., Кавун О.Ю.* Исследование возможности замыкания топливного цикла для реактора ВВЭР-1000. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики: тезисы докладов научно-технической конференции, 27-29 ноября 2019 г., Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ. 2019, 108 с. ISBN 978-5-907108-18-9.
11. *Бабушкин С.В., Васильев Б.А., Васяев А.В., Воронцов В.Е., Душев С.А., Зверев Д.Л., Кирюшин А.И., Марова Е.В., Седаков В.Ю., Староверов А.И., Тимофеев А.В., Шепелев С.Ф.* Реакторные установки с быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем для двухкомпонентной ядерной энергетики // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129. – Вып. 1. – С. 20–29.
12. *Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А., Бурьевский И.В., Гурская О.С., Троянов В.М., Мерью К., Лемассон Д., Велардо Э., Камарка Н.* Корректировка изотопного состава плутония с помощью быстрых реакторов // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129. – Вып. 5. – С. 265–272.
13. *Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А., Коробейникова Л.В., Крячко М.В., Першуков В.А., Троянов В.М.* Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128. – Вып. 2. – С. 82–87.
14. *Поплавский В.М., Матвеев В.И., Работнов Н.С.* Замыкание ядерного топливного цикла: баланс актиноидов и безопасность // Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. – Вып. 2 – С. 123–128.
15. *Кашеев В.А., Шадрин А.Ю., Рыкованов Г.Н., Дырда Н.Д., Макеева И.Р., Хмельницкий Д.В., Алексеев П.Н.* Объем радиоактивных отходов от переработки облученного ядерного топлива ВВЭР-1000 и варианты фракционирования // Атомная энергия. – 2019 – Т. 127. – Вып. 2. – С. 82–87.

Поступила в редакцию 25.02.2023 г.

Автор

Семишин Виктор Вадимович, ассистент
E-mail: semishin@bmstu.ru

UDC 621.039.51

Evaluation of Neutron-Physical Characteristics of the Conceptual Fast Neutron Reactor Cooled by Carbon Dioxide

Semishin V.V.

Bauman Moscow State Technical University,
2nd Baumanskaya st., 5/1, 105005 Moscow, Russia

ABSTRACT

As part of the study of the neutron-physical characteristics of the concept of a gas-cooled fast neutron nuclear reactor with reduced energy density of fuel in the core and reduced coolant pressure in the primary circuit, an assessment of the possibility of functioning and nuclear safety when using various types of fuel was carried out. The possibility of reuse in this reactor of manufactured nuclear fuel from thermal reactors of the VVER-1000 type, which form the basis of the reactor fleet of the Russian Federation, and the involvement of plutonium produced at thermal reactors in the fuel cycle of the fast neutron nuclear reactor under consideration, is shown. Studies of fuel campaigns were carried out for several types of fuel: fresh enriched uranium dioxide; REMIX fuel, enriched with uranium-235; dump uranium, enriched with a mixture of plutonium isotopes extracted from SNF reactors of the VVER type.

Key words: neutron physics calculation, Desna, SAPPHIRE, fast neutrons, fuel reuse, remix, two-component nuclear power, plutonium.

For citation: Semishin V.V. Evaluation of Neutron-Physical Characteristics of the Conceptual Fast Neutron Reactor Cooled by Carbon Dioxide. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 3, pp. 31-44; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.03> (in Russian).

REFERENCES

1. *Muravyov E.V.* Necessity of nuclear fuel cycle closure. *Atomic Energy*. 2012, v. 111, iss. 6, pp. 404-412; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9511-z>
2. *Darilek, P., & Zajac, R.* ALLEGRO – introduction to GFR. //Proc. of the twenty-first symposium of atomic energy research on WWER physics and reactor safety, (p. 700). Hungary: Kiadja and KFKI Atomenergia Kutatointezet., 2011.
3. *Hatala, Branislav.* Gas Cooled Fast Reactor. 13th GIF-IAEA Interface Meeting Presentations, (p. v). International Atomic Energy Agency (IAEA) 2019.
4. *Kavun O.Yu, Lifshits A.M., Semishin V.V.* The concept of a gas-cooled internally safe fast neutron nuclear reactor. // Automation and IT in power engineering, 2021, v. 141, iss. 4, pp. 12-23. (in Russian).
5. *Semishin V.V., Kavun O.Yu.* Computational study of the thermal-hydraulic characteristics of a fast neutron nuclear reactor cooled by CO₂ – In Proc. of Thermophysics of new generation reactors Russia, 2022 – 168 c. ISBN 978-5-907108-39-4 (in Russian).
6. *Tebin V.V., Obuhov V.V, Sergeev V.K., Ivanov A.S.* The project of the SAPPHIRE software package for solving the problems of calculating the reactor cell // VANT, s. Nuclear reactor physics, 1985, v.111, iss. 4, pp. 68–71 (in Russian).

7. SAPFIR_95.1 with cross-section library BNAB-78/C-95. Passport №205 15.12.05.
8. *Kavun O.Yu.* The method of modeling the dynamics of the NPP power unit implemented in the RADUGA-EU software package // VANT, s. Nuclear reactor physics, 1999, iss. 2, c. 17-39 (In Russian).
9. *Kavun O.Yu., Kavun V.O., Semishin V.V.* Development of a multi-group physical model for modeling the dynamics of a BN-type reactor core based on Rainbow-TPP SP // Proc. Of the 30-th Symp. Of neutron-physical problems of nuclear power engineering, 2019 (In Russian).
https://www.ippe.ru/images/science_info/conference/neutron2019/presentation/section6/Kavun-multi-group-physical-model-dynamics-active-zone.pdf?ysclid=lle0itt3j3500712523
 (date of access 16.02.2023).
10. *Semishin V.V., Kavun O.Yu.* Investigation of the possibility of closing the fuel cycle for the VVER-1000 reactor // Proc. Of the 30-th Symp. Of neutron-physical problems of nuclear power engineering, 2019, 108 p. (In Russian).
11. *Babushkin S.V., Vasil'ev B.A., Vasyaev A.V., Vorontsov V.E., Dushev S.A., Zverev D.L., Kiryushin A.I., Marova E.V., Sedakov V.Yu., Staroverov A. I., Timofeev A.V., Shepelev S.F.* Reactor Installations with Sodium-Cooled Fast Reactors for Two-Component Nuclear Energy. Atomic Energy. 2020, v. 129, iss. 1, pp. 8-17; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00705-y>.
12. *Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Bur'evskii I. V., Gurskaya O. S., Troyanov V. M., Meriot C., Lemasson D., Velardo H., Camarcat N.* Fast Reactor Aided Adjustment of Plutonium Isotope Composition. Atomic Energy. 2021, v. 129, iss. 5, pp. 270-277; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00747-2>.
13. *Gulevich A.V., Eliseev V.A., Klinov D.A., Korobeinikova L.V., Kryachko M. V., Pershukov V.A., Troyanov V.M.* Possibility of Burning Americium in Fast Reactors. Atomic Energy. 2020, v. 128, iss. 2, pp. 88-94; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00656-w>
14. *Poplavski V.M., Matveev V.I., Rabotnov N.S.* Closure of the nuclear fuel cycle: Actinide balance and safety. Atomic Energy. 1996, v. 81, iss. 2, pp. 580-585; DOI: <https://doi.org/10.1007/BF02415660>.
15. *Kashcheev V.A., Shadrin A.Y., Rykovanov G.N., Dyrda N.D., Makeeva I.R., Khmel'nitskii D.V., Alekseev P.N.* Radwaste Volume from VVER-1000 Spent Fuel Reprocessing and Fractionation Variants. Atomic Energy. 2019, v. 127, iss. 2, pp. 93-98; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00591-5>.

Author

Viktor V. Semishin, assistant,
 E-mail: emishin@bmstu.ru