

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

Семишин В.В., Кавун О.Ю. (МГТУ им. Н.Э.Баумана, Москва, Россия)

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 энергетики [1]. Переработка и повторное использование ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах в активной зоне реакторов на быстрых нейтронах вместо его длительного хранения на пристанционных хранилищах и последующего окончательного захоронения позволит вовлечь в ядерный топливный цикл и полезно утилизировать накопленные запасы обедненного по делящемуся изотопу урана и плутония реакторного качества, сократить расход природного урана для удовлетворения растущих нужд ядерной энергетики в топливе. В связи с этим актуальным является вопрос о возможных типах реакторов, пригодных для эффективного использования переработанного топлива на основе ОЯТ реакторов ВВЭР. Предлагается реактор на быстрых нейтронах с углекислым газом в качестве теплоносителя первого контура при давлении, близком к атмосферному (~1,5 атм.) с пониженным объемным энерговыделением топлива (~10 МВт/м³) в активной зоне. 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 [2]. Основные положения концепции и исследуемого реактора приведены в ранее опубликованной работе [3].

В данной работе более подробно рассматриваются вопросы, связанные с нейтронно-физическими параметрами активной зоны, топливной кампании, изменением изотопного состава топлива при его выгорании. Также 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 таблице 1.

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
Длительность топливной кампании без перегрузок топлива	Не менее 30 лет

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, а также смеси оксидов урана и плутония из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах или обогащенного реакторным плутонием обедненного урана. Выбор исследуемых топливных композиций обусловлен тем, что рассматриваемый ядерный реактор предполагается к использованию в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики для более полного использования имеющихся топливных ресурсов, как природных, так и неиспользованного ядерного топлива, находящегося в отработанных ТВС ядерных реакторов на тепловых нейтронах.

1. 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 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 таблице 2.

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, °C	400
на выходе из активной зоны, °C	600
Давление теплоносителя первого контура, МПа.	1,5
Максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения	1,4

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 условиях эксплуатации, так и в случае пассивного аварийного расхолаживания реактора через воздушные теплообменники при потере основного теплоносителя первого контура [2].

Расчет библиотек нейтронно-физических сечений выполнен по программному средству САПФИР-95.1 [4]. Трехмерный связанный нейтронно-теплогидравлический расчет активной зоны в 8-групповом покассетном приближении выполнен с помощью программного средства Десна, входящему в программный комплекс Rainbow-TRP, предназначенному для проведения стационарных и динамических расчетов активной зоны реакторов различного типа. В данной работе моделирование гидродинамики контура циркуляции теплоносителя не выполнялось, параметры CO₂ (энтальпия, давление) задавались на входе и на выходе из активной зоны. Циркуляция теплоносителя обеспечивалась заданием соответствующего перепада давления

на активной зоне. Теплогидравлический расчет выполняется 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 радиусу 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.

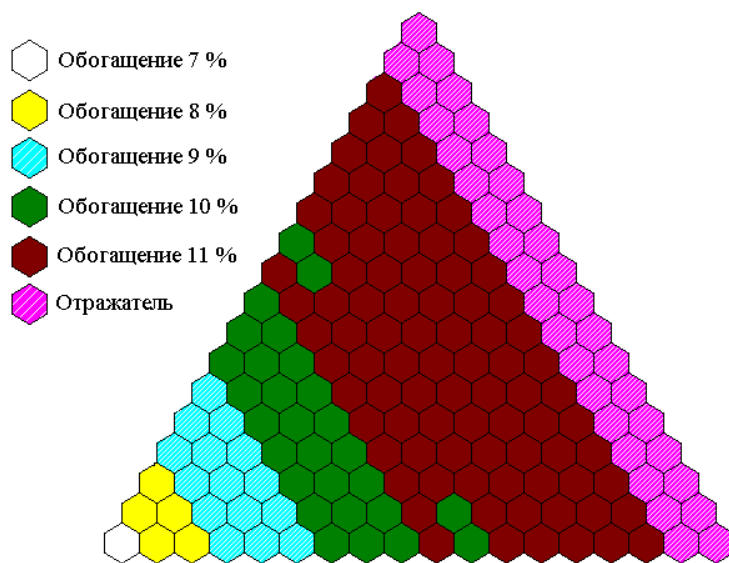


Рис. 1. Пример картограммы загрузки активной зоны для оксидного уранового топлива

В качестве органов компенсации избыточной реактивности в ходе топливной кампании выбраны перемещающиеся топливные кассеты. Часть подвижных кассет в начале работы топливной загрузки находится частично погруженными 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 двух частей: активной, 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 газодувки в обход каналов активной зоны. Расположение подвижных регулирующих кассет в активной зоне приведено на рис. 2.

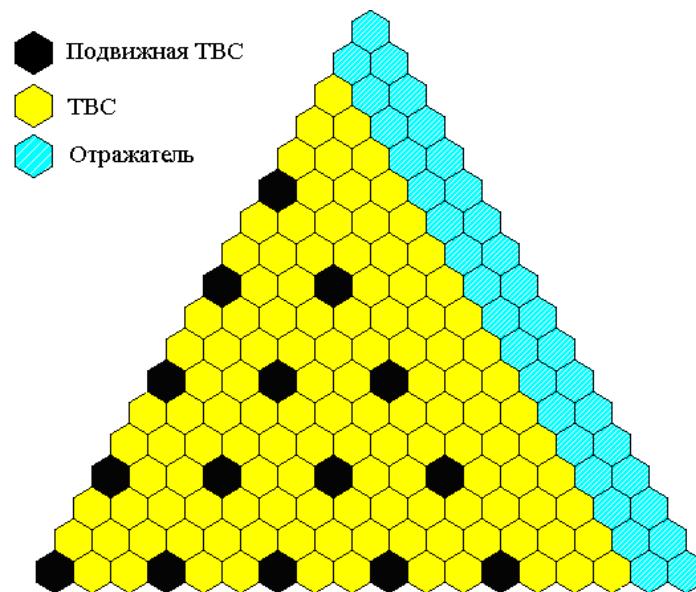


Рис. 2. Расположение органов компенсации избыточной реактивности в активной зоне

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 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.

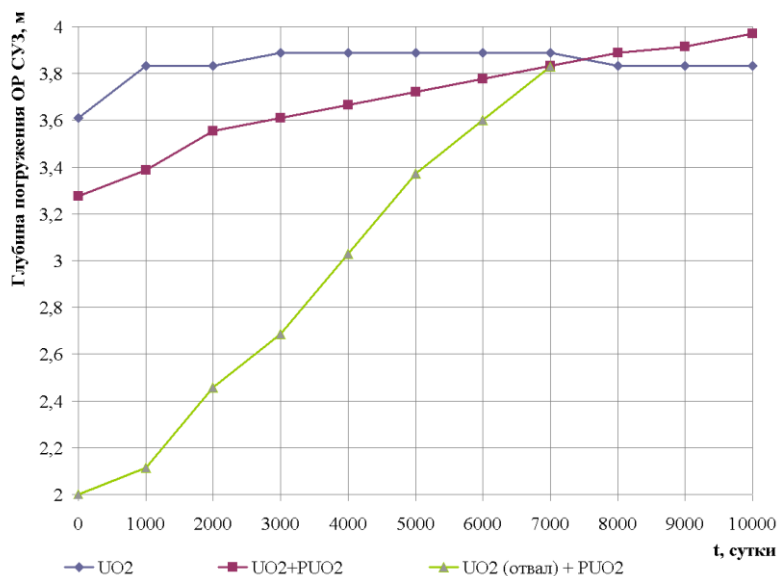


Рис. 3. Изменение глубины погружения подвижных кассет в течение топливной кампании

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 отвального урана, дообогащенного смесью изотопов плутония из ОЯТ, и составляет 2 метра. Суммарный вес всех имеющихся

в активной зоне компенсирующих органов при их полном погружении в активную зону и полном извлечении активных частей соответствующих кассет приведен в таблице 3.

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

Как следует из таблицы 2, 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 работы 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 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 таблице 4. Для всех исследуемых топливных загрузок коэффициент реактивности, 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.

Таблица 4

Коэффициент реактивности по температуре топлива

Тип топлива	Коэффициент реактивности по температуре топлива, $1/^\circ\text{C}, *10^{-5}$	
	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

С точки зрения плотностного коэффициента реактивности из-за малого значения плотности CO_2 при атмосферном давлении соответствующие эффекты реактивности по плотности будут малыми 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 таблице 5.

Таблица 5

Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя

Тип топлива	Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя, $1/\text{кг}/\text{м}^3, *10^{-4}$	
	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

Как видно из таблицы 4, 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.

Применение газового теплоносителя при низком давлении в первом контуре положительно сказывается на безопасности эксплуатации рассматриваемой установки. 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 будет вносить изменение температуры топлива и соответствующий коэффициент реактивности, который является всегда отрицательным и будет обеспечивать эффект саморегулирования установки в динамических режимах.

2. Изменение изотопного состава топлива в ходе топливной кампании

Выполнены расчеты с целью оценки возможности использования проектируемого реактора в замкнутом ядерном топливном цикле в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики для вовлечения в ядерный топливный цикл урана и плутония, нарабатываемых на реакторах типа ВВЭР. Данные по изотопному составу плутония, выгружаемого из теплового реактора типа ВВЭР-1000, взяты из проводившихся ранее расчетов по данной тематике [5] при исследовании

возможности регенерации и многократного повторного использования ОЯТ в реакторах на тепловых нейтронах. Изотопный состав плутония приведен на рис. 4. Полученный изотопный состав реакторного плутония теплового реактора хорошо согласуется с результатами, приведенными в [6].

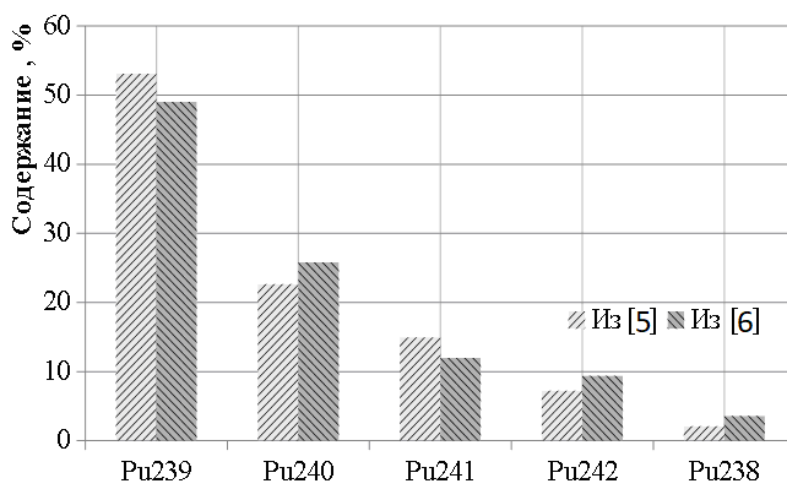


Рис. 4. Изотопный состав плутония в выгружаемом топливе реактора типа ВВЭР-1000

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. Несмотря на то, что 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 [5], 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 предпочтительно использование ОЯТ в реакторе с быстрым спектром нейтронов [7], где эффект от постепенного накопления паразитных трансурановых 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 [4]. 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 (см. рис. 5).

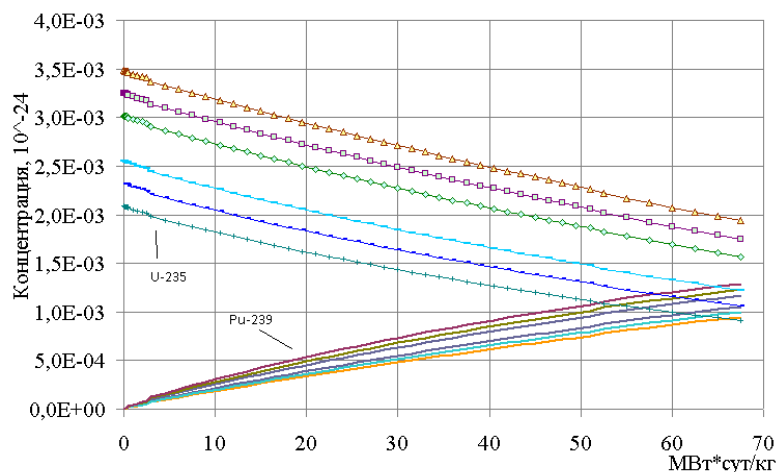


Рис. 5. Изменение концентрации Pu^{239} и U^{235} при выгорании UO_2 различного обогащения

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 ограничивается работоспособностью оболочки твэлов и ограничениями по флюенсу нейтронов на конструктивные элементы реактора и активной зоны.

Так как в течение работы реактора происходит накопление вторичного делящегося изотопа, топливо, выгружаемое из рассматриваемого реактора, может быть отправлено на переработку и использовано для формирования топливных загрузок новых реакторов, как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Однако если рассматривать данный реактор как часть замкнутого ядерного топливного цикла для утилизации уже наработанного энергетического плутония с реакторов на тепловых нейтронах, применение топлива из чистого обогащенного природного урана является нецелесообразным, поскольку ведет к увеличению уже накопленных запасов плутония реакторного качества.

В данной работе, при подготовке нейтронно-физических сечений и при 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 топлива. Все изотопы америция и кюрия извлекались из топлива и в качестве исходного материала для создания топливных загрузок не использовались. Исследование возможности дожигания минорных актинидов в активной исследуемого реактора является одним из направлений дальнейших исследований.

Заключение

Проведен трехмерный нейтронно-физический расчет активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого углекислым газом при пониженном давлении в первом контуре с целью анализа параметров активной зоны при работе реактора на номинальном уровне мощности в течение топливной кампании. Выполнена

оценка возможности применения в активной зоне указанного реактора топлива на основе ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах для замыкания ядерного топливного цикла и применения в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики. Расчеты с различными видами топлива показали, что активная зона может быть загружена как топливом из обогащенного диоксида урана, так и переработанным топливом на основе ОЯТ тепловых реакторов. Все рассмотренные топливные загрузки позволяют достичь большой длительности топливной кампании (около 10000 эфф. суток).

Для оценки безопасности проектируемого реактора проведен расчет эффективности органов аварийной защиты и компенсации избыточной реактивности. Выбранная система регулирования реактивности позволяет осуществлять как 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. Расчет 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 реализоваться 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.

Таким образом, показана возможность работы проектируемого реактора в замкнутом ядерном топливном цикле в рамках двухкомпонентной ядерной энергетики с целью повторного использования урана и плутония, накопленных в ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах (в частности, на реакторах ВВЭР-1000).

Список литературы

1. *Муравьев Е.В.* Актуальность замыкания ядерного топливного цикла//Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 6, с. 334–342.
2. Семишин В.В., Кавун О.Ю. Расчетное исследование теплогидравлических характеристик ядерного реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого СО₂ Теплофизика реакторов нового поколения (Теплофизика – 2022) / Сборник тезисов докладов 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
3. *Кавун О.Ю., А.М. Лифшиц, Семишин В.В.* Концепция газоохлаждаемого внутренне безопасного ядерного реактора на быстрых нейтронах. //Автоматизация и IT в энергетике, № 4(141) 2021, стр. 12–23.

4. *Тебин В.В., Обухов В.В., Сергеев В.К., Иванов А.С. и др.* Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора. В сб. ВАНТ с. ФиТЯР, вып. 4, М., ЦНИИАТОМИНФОРМ, 1985, с. 68–71.
5. *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.
6. *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.
7. *Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А., Бурьевский И.В., Гурская О.С, Троянов В.М, Мерьо 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.