

При этом переход на новый вид топлива приведет к изменению нуклидного состава ОЯТ, который полностью определяет его радиационные характеристики. Поэтому является необходимым проведение сравнительного анализа данных характеристик традиционных и перспективных топливных композиций, результаты которого позволили бы оценить возможные изменения радиационного поля ОЯТ.

В рамках данного исследования был произведен расчет нуклидного состава ОЯТ из традиционной двуокиси урана, MOX-топлива и смешанного уран-плутониевого монокрида с использованием расчетного комплекса SCALE (OrigenArp). Было установлено, что основными каналами образования нейтронов в керамическом ОЯТ являются спонтанное деление некоторых актиноидов (более 90 % всех нейтронов) и (α, n) -реакции, протекающие на легких ядрах. При этом практически вся нейтронная активность обусловлена наличием в нем изотопов кюрия Cm^{242} и Cm^{244} (более 98 %). Это согласуется с данными, опубликованными в работе [1]. Также было выявлено, что общая нейтронная активность $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$ и $(\text{U}, \text{Pu})\text{N}$ более чем в 10 раз превышает активность традиционной двуокиси урана, что может быть обусловлено наличием в свежем топливе плутония (плутоний является «сырьевым» материалом для получения изотопов кюрия). Однако стоит отметить, что, несмотря на увеличение общей нейтронной активности, уменьшается вклад активности (абсолютно и относительно), обусловленной протеканием (α, n) -реакций (в случае смеси нитридов – менее 1 %). Это можно отнести к преимуществам перспективного керамического топлива, потому что энергетический спектр (α, n) -нейтронов является относительно жестким, и возможно существенное осложнение радиационной обстановки возле ОЯТ, в случае, если доля нейтронов данного типа окажется относительно высокой. К тому же в отличие от двуокиси урана, где по прошествии нескольких лет выдержки основным источником (α, n) -нейтронов является относительно долгоживущий Pu^{238} , в смешанном керамическом топливе основной вклад в нейтронную активность данного типа вносится Cm^{244} , обладающим в 5 раз меньшим периодом полураспада.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаманин И. В. и др. Использование программы ORIGENHARP при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора ВВЭР-1000 //Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 317. – №. 4.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА ТИПА БН-800

Т.В. Степунин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

e-mail:timayeah@mail.ru

Энергетические реакторы на быстрых нейтронах призваны расширить топливную базу атомной энергетики России. Применение на них замкнутого ядерно-топливного цикла позволит снизить накопление радиоактивных отходов, а высокий коэффициент воспроизводства ($\sim 1,3$) позволит нарабатывать плутоний, который можно использовать в энергетических реакторах.

Оценка основных эксплуатационных параметров с помощью аналитических методов позволяет получить достаточно точную картину нейтронно-физических характеристик реактора, не используя для этого специальные программы. Один из аналитических методов определения эффективного коэффициента размножения нейтронов для реактора типа БН – многогрупповой расчет спектра плотности потока нейтронов [1]. Используя данный метод, для реактора типа БН можно получить эффективный коэффициент размножения

примерно равный 1,06. Малый запас реактивности быстрых реакторов говорит об их безопасности. При этом кампания реактора составляет порядка 510 эфф. суток, имея отличие от заявленной кампании (730 эфф. суток [2]). Несовершенство аналитических методов в данной ситуации обусловлено невозможностью учёта вклада в деление зон воспроизводства. В этих зонах со временем работы реактора накапливается Pu^{239} , который тоже делится, тем самым увеличивая длительность кампании. Коэффициент воспроизводства, полученный аналитическим путем, составляет 1,37, что немного превосходит заявленное значение 1,3 [3]. Это связано с тем, что невозможно учесть аналитически одновременно и наработку Pu^{239} , и его убыль.

Применение аналитических методов для нахождения эксплуатационных параметров реактора типа БН-800 позволяет с хорошей точностью определить значения этих величин и провести их анализ, а совершенствование этих методов – учитывать все факторы, влияющие на динамику изменения найденных значений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нестеров В.Н. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем / В.Н. Нестеров, А.В. Головацкий, И.В. Шаманин // Известия вузов. Физика. – 2010. – N 53. – С.10-14.
2. АЭС с БН-800: информ.-аналит. журн./ Открытое акционерное общество «Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ» – 2011. – 20 с.
3. Khodarev E.. Liquid Metal Fast Breeder Reactors / E. Khodarev // IAEA Bulletin.– N 6, VOL 20. – P.29-38.

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБОК АЭС В УСЛОВИЯХ ИНТЕНСИВНОГО ПАРООБРАЗОВАНИЯ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА

А.С. Сураев, В.М. Котов, В.А. Витюк, Н.А. Сулейменов

Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,
Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10, 071100

E-mail: suraev@nnc.kz

Работа выполняется в рамках темы грантового финансирования Министерства образования и науки Республики Казахстан «АЭС на основе газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем» и посвящена исследованию процессов, сопровождающих интенсивное парообразование и перегрев пара в контуре АЭС. Особенности, возможности и характеристики рассматриваемого газоохлаждаемого реактора подробно представлены в работах [1-4].

Использование тонкостенных теплообменных трубок позволяет улучшить тепловые характеристики теплообменников, при этом возникают потенциальные риски, связанные с их меньшей прочностью, особенно при работе в условиях высокой температуры. Уменьшение диаметра и толщины стенок способствует снижению массы трубного пучка и более эффективному теплообмену. При этом минимальное значение отношения толщины стенки к диаметру трубы составляет $k=0,125$, что вдвое больше значения этого коэффициента для теплообменных трубок, применяемых в парогенераторах в Японии ($k=0,057$) и Германии ($k=0,056$) [5]. Необходима экспериментальная проверка возможности использования трубок меньшего диаметра и толщины стенки ($\varnothing 8 \times 1$ мм, $\varnothing 10 \times 1$ мм, $\varnothing 12 \times 2$ мм, $\varnothing 14 \times 2$ мм), чем применяемые в настоящее время в парогенераторах ПГВ-1000. Использование гелия в качестве теплоносителя, максимальное давление которого не превышает 6 МПа также способствует повышению надежности трубного пучка. Температура пара на выходе из парогенератора в газоохлаждаемом реакторе выше, чем в реакторах ВВЭР-1000. Помимо этого, пар