

ВОЗМОЖНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР

А.А. Сливин, М.Н. Аникин, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:slivin-a@mail.ru

Главным направлением совершенствования топливного цикла реакторов водо-водяного типа является увеличение длины кампании реактора, которое осуществляется путем повышения начального обогащения топлива. Однако это влечет за собой необходимость компенсации высокой избыточной реактивности в начале топливных циклов, что достигается при помощи введения выгорающих поглотителей (ВП). Использование ВП позволяет снизить нагрузку на компенсирующие стержни и выровнять распределение энерговыделения по объему активной зоны реактора [1].

В качестве выгорающих поглотителей целесообразно использование элементов группы лантаноидов Eu, Sm, Dy, редкого элемента Hf, рассеянного элемента Cd, некоторых изотопов нептуния, америция, кюрия, плутония, частичного ториевого цикла. Кроме выбора материала важен выбор способа размещения поглотителя в топливной сборке. В работе рассматриваются такие расположения ВП как: гомогенное размещение, гетерогенное размещение в центре топливной таблетки в виде проволоки, размещение в виде напыления [2].

При добавлении, в условиях замкнутого топливного цикла, энергетического плутония к обогащенному урану позволяет увеличить глубину выгорания топлива на несколько процентов от начальной величины глубины выгорания в 60 МВт · сут/кг [3].

Использование смеси трансурановых элементов в условиях замкнутого топливного цикла не приводит к увеличению глубины выгорания к концу кампании, однако является привлекательным с точки зрения их полезной утилизации [3].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чертков Ю. Б., Наймушин А. Г., Монгуш С. А. Альтернативное размещение выгорающих поглотителей в реакторе ВВЭР-1000 // Известия вузов. Физика. - 2014 - Т. 57 - №. 2/2. - С. 57-62
2. WIMSD-IAEA Library, [электронный ресурс] Url: <https://nucleus.iaea.org/Pages/wimsd-iaea-library.aspx> (дата обращения: 18.09.2015)
3. Широков С. В., Заец В. В. Глубина выгорания ядерного топлива ВВЭР с различными выгорающими поглотителями // Ядерна та радіаційна безпека 4(52).2011.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В КЕРАМИЧЕСКОМ ОЯТ

В.К. Соболев, С.В. Беденко, Н.М. Клюкин, Е.В. Кузнецов, А.Ю. Бородай

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vsobvk@gmail.com

Ядерное топливо является наиболее важным материалом, используемым в ядерной энергетике. В настоящее время подавляющее большинство реакторов в силу определенных причин использует керамическое топливо в форме двуокиси урана. Однако у нее имеется ряд недостатков (к примеру, относительно низкие теплопроводность и массовая концентрация ядерного горючего), которые отсутствуют у некоторых других керамических топлив – карбидов, нитридов и др.

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