#### ISSN 0002-306Х. Изв. НАН РА и НПУА. Сер. ТН. 2016. Т. LXIX, N3.

#### УДК 621.039.513

ЭНЕРГЕТИКА

# С.А. БЗНУНИ, Н.Г. БАГДАСАРЯН , А.М. АМИРДЖАНЯН, П. КОУТ АНАЛИЗ УПЛОТНЕННОЙ ЗАГРУЗКИ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В СТЕЛЛАЖАХ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ РЕАКТОРА ВВЭР-440

Приведены результаты анализа уплотненной загрузки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) в стеллажах бассейна выдержки (БВ) Армянской АЭС (ААЭС). Проведен анализ критичности БВ с применением подхода "Учет выгорания" в сочетании с методом "Только актиноиди", т.е. с учетом изменения изотопного состава актиноидов. Разработана модель БВ реактора ВВЭР-440 на основе программы MCNP 6.1. Произведен расчет изотопного состава ОЯТ ВВЭР при помощи программы ORIGEN-S (SCALE 6.1). Разработанная модель валидирована и верифицирована на основе экспериментальных данных по химическому анализу изотопного состава ОЯТ реактора ВВЭР-440.

*Ключевые слова*: критичность, бассейн выдержки, отработанное топливо, уплотненная загрузка.

**Введение**. С переходом ААЭС на ядерное топливо с обогащением 3,82% и, как следствие, с более глубоким выгоранием может возникнуть проблема дефицита свободных ячеек для хранения отработанного топлива в БВ в период полной аварийной выгрузки активной зоны. Эта проблема обусловлена тем обстоятельством, что увеличение выгорания приводит к удвоению времени выдержки предварительного охлаждения ОЯТ, необходимого для приведения его в соответствие с приёмочными тепломеханическими и радиационными критериями хранения ОЯТ в хранилищах сухого типа NUHOMS ААЭС.

Одним из возможных способов увеличения числа свободных ячеек в БВ может служить обоснование возможности уплотненной загрузки ОЯТ в стеллажах на основе подхода "Учет выгорания". Применение топливных сборок с высоким обогащением 3,82%, чем предусмотрено первоначальным проектом 3,6%, позволило ААЭС повысить глубину выгорания выгружаемых кассет. В то же время высокая глубина выгорания влечет за собой более высокие значения остаточного тепловыделения, дозы гамма- и нейтронного облучения. Это практически удваивает время предварительного охлаждения ОЯТ в БВ с целью приведения его параметров в соответствие с требованиями хранения в сухом хранилище ОЯТ ААЭС.

Для оптимизации количества свободных ячеек в стеллажах ОЯТ в БВ ААЭС предусмотрено внедрить стеллажи с уплотненной конфигурацией. Для анализа безопасности уплотнённой загрузки ОЯТ, с точки зрения критичности, в данной работе проведены расчеты с применением метода Монте-Карло и подхода "Учет

выгорания". В настоящее время обоснование безопасности хранилищ проводится на основе подхода "Свежее топливо", который не предусматривает изменения изотопного состава ядерного топлива в процессе его выгорания в активной зоне. Однако данный подход является сверхконсервативным, так как не учитывается существенное снижение величины реактивности топливных сборок за счет выгорания делящихся изотопов и накопления продуктов деления с большими сечениями радиационного захвата тепловых нейтронов. Применение подхода "Учет выгорания" позволяет избежать сверхконсерватизма, однако в этом случае существенным образом повышаются требования к точности программ, используемых для расчета изменения изотопного состава и критичности ОЯТ. Расчетная программа ORIGEN-S, использованная в работе для расчетов изотопного состава, верифицирована и валидирована на основе эксперимента радиохимического анализа ОЯТ ВВЭР-440, проведенного в НИИ атомных реакторов (Димитровград, Россия) [1]. Так как в настоящее время не проводились эксперименты на критичность ядерного топлива типа ВВЭР с использованием продуктов деления, применение программ для расчета критичности топливных сборок ограничено системами, включающими только актиноиды. Валидацию программ для расчета критичности проводят на основе результатов экспериментов со свежими топливными кассетами типа МОХ, которые наравне с ураном содержат и плутоний. По этой причине в настоящей работе был применен метод "Только актиноиди", т.е. учитывалось только изменение изотопного состава актиноидов в процессе выгорания ядерного топлива в активной зоне реактора.

Расчеты проведены в соответствии с рекомендациями [2] и руководством по выполнению анализа критичности хранилищ ОЯТ реакторов на легкой воде [3].

Анализ изотопного состава ОЯТ. Ключевым фактором, влияющим на величину критичности ОЯТ, является используемый изотопный состав. Применение подхода "Учет выгорания" требует использования изотопного состава ОЯТ, который обеспечит консерватизм при расчете коэффициента размножения нейтронов. Ключевыми параметрами, влияющими на реактивность ОЯТ ВВЭР-440, являются:

1. Удельная мощность топливной кассеты. В случае применения метода "Только актиноиди" необходимо использовать максимально допустимое значение, чтобы получить наиболее консервативный результат [1]. Поэтому для получения консервативного изотопного состава был выбран трехгодичный топливный цикл с максимально возможной удельной мощностью для достижения желаемой глубины выгорания.

2. Температура топлива. С целью получения консервативного изотопного состава ОЯТ температура топлива принята равной 1000 *K*, так как при высокой температуре величина резонансного поглощения нейтронов в <sup>238</sup>U увеличивается в результате доплер-эффекта, что приведет к повышению количества накапливае-

мого плутония и соответственно повышению коэффициента размножения нейтронов системы ( $k_{eff}$ ).

3. Температура/плотность замедлителя. Для получения консервативного изотопного состава ОЯТ в модели была принята максимальная температура/минимальная плотность замедлителя, соответствующая температуре замедлителя на выходе из активной зоны. Меньшая плотность замедлителя приводит к увеличению количества накапливаемого плутония по причине смещения спектра нейтронов в стороны высоких энергий.

4. Концентрация борной кислоты. В данной модели использовано максимальное значение средних концентраций борной кислоты в теплоносителе из предыдущих топливных загрузок ААЭС, так как увеличение концентрации борной кислоты также приводит к смещению спектра нейтронов в стороны высоких энергиий и, как следствие, к увеличению накопления плутония.

Анализ глубины выгорания тепловыделяющей сборки (TBC) (рис.1) со средним обогащением 3,82% проводился программой ORIGEN-S [4]. Программа моделирует изменение изотопного состава посредством применения матричного экспоненциального метода для решения уравнений, описывающих процессы накопления, выгорания и распада нуклидов. При этом изменения физических размеров топлива в процессе выгорания не учитывались по причине малого воздействия на  $k_{\rm eff}$  [3].



Рис. 1. Модель ТВС со средним обогащением 3,82% (стрелками показаны обогащения отдельных типов тепловыделяющих элементов)

На основе рекомендаций [2] и анализа значимости нуклидов, проведенного в [5], в настоящей работе учтена динамика изменения следующих изотопов: 234U, 235U, 238U, 238Pu, 239Pu, 240Pu, 241Pu, 242Pu, 241Am. Расчетные концентрации вышеуказанных изотопов использовались как исходные данные при расчетах критичности.

При условии наличия системы принудительного охлаждения БВ ВВЭР-440 ОЯТ могут быть загружены в БВ немедленно после изъятия их из активной зоны. Таким образом, минимальное время охлаждения ОЯТ выбрано на основе величины максимальной реактивности после выгрузки из активной зоны и составляет 100 суток.

Величина реактивности БВ сильно зависит от повысотного распределения глубины выгорания ОЯТ. Само же повысотное распределение как изменяется под воздействием условий эксплуатации, так и определяется особенностями активной зоны конкретного реактора.

Для изучения особенностей повысотного распределения выгорания аварийной рабочей кассеты (АРК) и рабочей кассеты (РК) была разработана база данных примерно с 1500 профилями повысотного распределения ААЭС с различными средними глубинами выгорания.

Повысотное распределение глубины выгорания РК имеет косинусообразную форму при начале кампании, постепенно уплотняясь к середине при постепенном росте величины выгорания. Низкая глубина выгорания около концевых частей РК в сочетании с высокой плотностью замедлителя (H<sub>2</sub>O) в нижней части активной зоны приводит к смещению максимума выгорания к нижней части РК. Таким образом, верхняя часть РК с низким выгоранием определяет реактивность всей РК (рис. 2).

Однако АРК, особенно находящиеся в шестой регулирующей группе по профилю повысотного распределения выгорания, существенным образом отличаются от РК, так как они находятся вне активной зоны реактора на протяжении почти всего топливного цикла, за исключением работы на мощностном эффекте. ТВС АРК шестой группы, как правило, перемещают в остальные 5 регулирующих групп АРК, которые находятся в активной зоне на протяжении всего топливного цикла. С увеличением глубины выгорания профили повысотного распределения выгорания сглаживаются, но значительная асимметрия профиля сохраняется. Поэтому в отличие от РК, реактивность выгоревшей ТВС АРК определяется его нижней частью с низким выгоранием (рис. 2).



Рис.2. Консервативные осевые профили для АЭС РК и АРК

Для применения подхода "Учет выгорания" была выбрана целевая группа со средней величиной выгорания 38...42 МВт сут/кгU, что соответствует среднему выгоранию выгружаемых кассет в БВ. На основе анализа 220 повысотных профилей из выбранной целевой группы консервативные профили были разработаны для РК и АРК. Расчет основывался на допущении использовать минимальную величину глубины выгорания каждого элемента всех РК с целью получения композитного осевого профиля для РК. Полученные композитные профили были повторно нормированы таким образом, чтобы среднее покассетное выгорание соответствовало среднему значению выгорания выбранной целевой группы (40 МВт сут/кгU). При этом осевая нодализация включала в себя 41 равномерный нод, что соответствует осевой нодализации программы БИПР-7А, используемой для нейтронно-физического анализа активной зоны ААЭС. Таким образом, использованная нодализация вполне достаточна для охвата асимметрии осевого распределения выгорания, так как согласно [6], 18-частичная равномерная осевая нодализация позволяет охватывать все эффекты распределения выгорания, важные с точки зрения расчетов критичности. Рассчитанные повысотные распределения глубин выгорания использовались как исходные данные при разработке модели БВ для последующих расчетов keff.

Два независимых анализа [2,7] показали, что применение 5%  $\Delta k$  для неопределенностей, связанных с расчетом выгорания топлива, является консервативным при использовании библиотек сечений нейтронно-ядерных взаимодействий ENDF/B-V и ENDF/B-VII. Проведенный анализ подтвердил, что в расчетах критичности можно использовать нулевое систематическое отклонение. Имея в виду, что проведенный анализ был ограничен методом "Только актиноиди", в данной работе была использована библиотека констант ENDF/B-VII. Для дальнейшего анализа нулевое систематическое отклонение и 2,5%  $\Delta k$  были использованы в качестве неопределённостей, связанных с разбросом данных применяемых постоянных нейтронно-ядерных взаимодействий.

Анализ критичности. Анализ критичности БВ ОЯТ был проведен для случая бесконечной решетки ТВС, что позволяет получить консервативную оценку величины реактивности БВ, так как в этом случае утечка нейтронов игнорируется.

В БВ ОЯТ ААЭС расположены два идентичных стеллажа (верхний и нижний). Геометрические размеры, конфигурация и состав материала ТВС и стеллажей взяты из соответствующей проектной документации и Отчета по анализу безопасности [8, 9]. На рис. 3 приведены осевые и радиальные поперечные сечения модели РК и БВ ОЯТ. Темными и светлыми цветами отмечены ноды с разными выгораниями. Модель разработана при помощи программы MCNP6.1 [10].



Рис.3. Осевое и радиальное сечения модели ТВС и БВ ОЯТ

Одной из сложных задач при расчете критичности с профилями осевого выгорания по методу Монте-Карло является обеспечение достаточной выборки нейтронов на верхних и нижних частях РК и АРК. Для обеспечения правильной выборки нейтронов и сходимости источника нейтронов, а также статистической достоверности расчетных значений были использованы следующие параметры моделирования по методу Монте–Карло: число нейтронов в одном поколении – 500000, количество моделируемых нейтронных поколений – 500, количество поколений отбрасываемых нейтронов – 300.

Сходимость источника нейтронов контролировалась сходимостью энтропии Шеннона. Во всех моделируемых случаях пропуск начальных 300 нейтронных поколений позволяет достичь хорошо сходящихся решений.

Анализ критичности проводился на основе проектных данных топливной сборки (номинальные размеры, материалы и изотопный состав) с учетом установленных производственных допусков. Таким образом, для РК и АРК и ячеек стеллажей ОЯТ были проанализированы следующие допуски для включения их в расчеты неопределенности  $k_{eff}$  [8,9]: плотность урана - 10,4...10,7  $c/cm^3$ ; обогащение урана - 3,82% ± 0,05; диаметр центрального отверстия в топливной таблетке – 0,14...0,16 *см*; диаметр топливной таблетки - 0,754...0,757 *см*; шаг твэлов - 12,3 ± 0,12 *мм*; внешний диаметр оболочки TBC - 145+ 0,15 *мм*; шаг стеллажа ОЯТ - 11,25 ± 0,2 *см*.

Отдельно были оценены независимые параметры неопределенности, а общая величина неопределенности  $k_{eff}$  рассчитана как корень квадратный из суммы квадратов отдельных значений неопределенностей в  $k_{eff}$ :

$$\Delta k = \sqrt{\sum_{i} (\Delta k_i)^2}.$$

Суммарная неопределенность  $k_{eff}$  из-за производственных допусков, неопределенности выгорания и статистической неопределенности была оценена как  $\Delta k = 0,037$ .

Максимальное значение  $k_{eff}$  было определено путем добавления к номинальной расчетной ( $k_{eff}^{nom}$ ) величине систематических отклонений ( $\Delta k_{meth}$ ) и применимых неопределенностей (*Bias*) с использованием формулы

$$k_{\max} = k_{\text{eff}}^{\text{nom}} + \Delta k_{\text{meth}} + \sum_{j} Bias_{j} + \sqrt{\sum_{i} (\Delta k_{i})^{2}}$$

Нулевое систематическое отклонение было принято для расчетов выгорания в соответствии с рекомендациями [2]. Систематическое отклонение в размере 0,0001 было использовано на основе валидации MCNP6.1 при многочисленных экспериментах на критических сборках [11]. Систематическое отклонение  $\Delta k_{meth} = 1\%$  было принято с учетом метода Монте-Карло.

В дополнение к неопределенностям в  $k_{\rm eff}$  из-за производственных допусков также были учтены статистическая неопределенность в размере трехкратного

стандартного отклонения от среднего значения  $k_{eff}$  (3 $\sigma$ ) и неопределенность в систематическом отклонении в результате применения программы MCNP 6.1 в размере 0,00142 [11].

При расчете номинального  $k_{\rm eff}^{\rm nom}$  были сделаны следующие допущения: наличие растворимого бора в БВ не учитывалось, и 6 свежих ТВС загружено в центральную часть БВ. Результаты второго допущения для конечной геометрии БВ показали незначительный вклад в  $k_{\rm eff}^{\rm nom}$ .

В соответствии с регулирующими требованиями, действующими в Республике Армения [12], должны быть использованы те конфигурации плотности замедлителя, которые могут привести к максимальной величине реактивности системы. По этой причине  $k_{\rm eff}^{\rm nom}$  был рассчитан с различными сочетаниями плотности воды. При нарушении теплоотвода из объема БВ естественная конвекция воды в результате подогрева на топливной части кассет приводит к перераспределению плотности теплоносителя, при которой плотность воды/пароводяной смеси внутри чехлов кассет (в объеме топливного пучка) меньше плотности воды межчехлового объема, что приводит к снижению эффективного коэффициента размножения нейтронов (см. табл) [9]. Итеративные расчеты критичности проводились с целью определения минимально допустимого шага топливных сборок в стеллаже БВ, удовлетворяющего нормативному критерию приемки  $k_{\rm max} < 0,95$  [12]. Результаты анализов представлены в таблице.

Таблица

Шаг РК/ТВС в БВ, см	Плотность воды между РК/ТВС, г / см <sup>3</sup>	Плотность воды внутри РК/ТВС, г / см <sup>3</sup>	<b>k<sub>eff</sub></b> PK	<b>k</b> <sub>eff</sub> TBC
10,56	1,0	1,0	0,89484	0,89579
10,56	0,96	0,96	0,94717	0,94895
10,56	0,96	0,626	0,93233	0,93439

Результаты анализа критичности БВ

Так как ОЯТ в номинальном режиме эксплуатации БВ находится в состоянии, при котором соотношение замедлитель/топливо больше оптимального для топливной решетки ВВЭР-440, то снижение величины плотности замедлителя  $(0,96 \ c/cm^3)$  приводит к увеличению  $k_{eff}^{max}$  из-за сравнительно большого сечения поглощения нейтронов в воде. Впоследствии, из-за снижения плотности пароводяной смеси до величины  $0,626 \ c/cm^3$ ,  $k_{eff}^{max}$  уменьшается.

Заключение. Результаты анализа уплотнения БВ реакторов типа ВВЭР-440 методом Монте-Карло показали, что использование консервативного (реактивного) значения повысотного распределения выгорания с применением подхода "Учет выгорания" в сочетании с методом "Только актиноиди" позволяет уменьшить шаг между топливными сборками от 11,25 до 10,56 *см* (при глубине выгорания не менее 40 *MBm сут/кгU*), что дает возможность создать дополнительные ячейки для 136 РК/АРК в БВ реакторов типа ВВЭР-440.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1. **Jardine L.J.** Radiochemical Assays of Irradiated VVER-440 Fuel for Use in Spent Fuel Burnup Credit Activities. UCRL-TR-212202, 2005.
- Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Casks, US NRC Spent Fuel Project Office Interim Staff.-Guidance 8, Rev-03, 2003.
- 3. Guidance for Performing Criticality Analyses of Fuel Storage at Light Water Reactor Power Plants, NEI 12-16. -Revision 1, 2014.
- Gauld I.C., Hermann O.W., Westfall R.M. ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup And Decay, and Associated Radiation Source Terms. - Version 6, Vol. II, Sect. F7, ORNL/TM-2005/39.
- Investigation of Nuclide Importance to Functional Requirements Related to Transport and Long-Term Storage of LWR Spent Fuel / B.L. Broadhead, et al. - ORNL/TM-12742, Oak Ridge National Laboratory, 1995.
- Wagner J.C., DeHart M.D., Parks C.V. Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analyses, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6801 (ORNL/TM-2001/273). - Oak Ridge National Laboratory, 2003.
- 7. Lancaster D. Utilization of the EPRI Depletion Benchmarks for Burnup Credit Validation. -EPRI, Palo Alto, CA, 1025203, 2012.
- 8. Fuel Assembly of WWER-440, Technical Specifications.-2005.
- Техническое обоснование безопасности эксплуатации виброустойчивих профилированних кассет среднего обогощения 3,82% на 2 блоке Армянской АЭС.- 2016.
- 10. MCNP6 USER'S MANUAL, F. Brown, et al. Version 1.0
- 11. **Mosteller R.D.** Results for the MCNP Criticality Validation Suite and Other Criticality Benchmarks.-LA-UR-07-6284, Los Alamos National Laboratory, 2007.
- Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. - НП-061-05, 2005.

Научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности, Ереван, Армения Ереванский государственный университет. Брукхейвенская национальная лаборатория, Аптон, Нью-Йорк, США. Материал поступил в редакцию 12.04.2016.

#### Ս.Ա. ԲՉՆՈւՆԻ, Ն.Հ. ԲԱՂԴԱՍԱՐՅԱՆ, Ա.Մ. ԱՄԻՐՋԱՆՅԱՆ, Պ. ԿՈՈւՏ

### ՋՋԷՌ-440 ՏԻՊԻ ՌԵԱԿՏՈՐՈՒՄ ՕԳՏԱԳՈՐԾՎԱԾ ՄԻՋՈՒԿԱՅԻՆ ՎԱՌԵԼԻՔԻ ՊԱՀՊԱՆՄԱՆ ԱՎԱԶԱՆԻ ԽԻՏ ՎԵՐԱԲԵՌՆԱՎՈՐՄԱՆ ՎԵՐԼՈՒԾՈՒԹՅՈՒՆԸ

Ներկայացված են ՀԱԷԿ-ում օգտագործված միջուկային վառելիքի (ՕՄՎ) պահպանման ավազանի վերաբեռնավորման անվտանգության վերլուծության արդյունքները։ Վերլուծությունն իրականացված է «Այրման խորության հաշվառում» հայեցակարգի «Միայն ակտինոիդներ» մեթոդով։ ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի ՕՄՎ պահպանման ավազանի մոդելը մշակվել է MCNP6.1 ծրագրով, իսկ ՕՄՎ իզոտոպային կազմի հաշվարկները՝ SCALE 6.1 ծրագրային փաթեթի ORIGEN-S ծրագրով։ Մշակված մոդելը Ճշգրտվել է ՋՋԷՌ-440 ռեակտորի ջերմանջատիչ հավաքվածքի համար իրականացված քիմիական անալիզի փորձարարական տվյալների հիման վրա։

*Առանցքային բառեր*. կրիտիկականություն, պահպանման ավազան, օգտագործված վառելիք, խտացված վերաբեռնավորում։

# S.A. BZNUNI, N.H. BAGHDASARYAN, A.M. AMIRJANYAN, P. KOHUT ANALYSIS OF RE-RACKING OF THE SPENT FUELPOOL OF THE WWER-440 REACTOR

The results of the re-racking analysis of the spent fuel pool of the Armenian Nuclear Power Plant are presented. The criticality analysis of the spent fuel pool is carried out by applying the "Actinides-only" option of the "Burnup Credit" approach. The model of the WWER-440 reactor spent fuel pool is developed by MCNP6.1 code. A bounding isotopic composition of the WWER-440 spent fuel is calculated by using the ORIGEN-S program of the SCALE 6.1 package. The developed model of the WWER-440 fuel assembly is verified and validated against the WWER-440 reactor fuel chemical analysis data.

Keywords: criticality, Storage pool, Spent Fuel, Re-racking.