

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ КОРПУСА ВВЭР-1000 ОТ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В. Л. Демехин, А. В. Гриценко, В. Н. Буканов, С. М. Пугач

Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев

С целью исследования влияния концентраций делящихся нуклидов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 на результаты расчетов радиационной нагрузки его корпуса была выполнена серия расчетных исследований. Задание параметров источников нейтронов при прочих равных условиях проводилось в различных приближениях учета выгорания ядерного топлива вплоть до потвэльного. Для определения спектров источников применялась специально разработанная методика, в которой вклады спектров различных делящихся нуклидов определяются в зависимости от сорта топлива и глубины выгорания. Показано, что для корректного определения радиационной нагрузки корпуса учет изменения спектров источников нейтронов, связанный с выгоранием, необходимо вести как минимум в покассетном приближении.

Современные методы определения радиационной нагрузки корпуса ВВЭР-1000 включают расчет характеристик поля нейтронов, которое создается активной зоной (АКЗ) реактора в его околорпусном пространстве (ОКП) [1 – 4]. Достоверность результатов расчетов в значительной мере зависит от адекватности представления источника нейтронов, т.е. АКЗ, набором параметров. Выбору оптимального набора параметров и исследованию их влияния на результаты транспортного расчета в ОКП реактора ВВЭР-1000 посвящена настоящая работа.

1. Общие положения

Как известно [5], любой объемный источник нейтронов может быть охарактеризован скоростью испускания нейтронов, отнесенной к единице объема, единице энергии и единице телесного угла, или выходом нейтронов $W(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$. Однако в силу целого ряда достаточно очевидных объективных причин АКЗ удобно рассматривать как набор элементарных стационарных изотропных источников, для каждого из которых выход нейтронов есть величина постоянная, определяемая по формуле

$$W_{ijk} = \frac{\int_{V_i}^{t_{j+1}} \int_{t_j}^{E_k} \int_{E_{k+1}}^{4\pi} W(\mathbf{r}, t, E, \Omega) dV dt dE d\Omega}{(t_{j+1} - t_j)(E_k - E_{k+1})} \tag{1}$$

Эта величина связана с количеством делений в единицу времени I_{ij} , средним количеством нейтронов на один акт деления ν_{ij} и нормированным спектром нейтронов деления $\chi_{ij} = (\chi_{ij1}, \dots, \chi_{ijk})$ соотношением

$$W_{ijk} = I_{ij} \nu_{ij} \chi_{ijk} \tag{2}$$

Удобство такого представления заключается в том, что каждый из сомножителей является физически обособленной характеристикой источника и может быть вычислен согласно формулам

$$I_{ij} = \frac{E_{fij}}{\sum_{n=1}^M c_{ij}^{(n)} E_f^{(n)}} \tag{3}$$

$$v_{ij} = \sum_{n=1}^M c_{ij}^{(n)} v^{(n)}, \quad (4)$$

$$\chi_{ijk} = \frac{\sum_{n=1}^M c_{ij}^{(n)} v^{(n)} \chi_k^{(n)}}{v_{ij}}, \quad (5)$$

где E_{fij} – энергосвечение в i -м элементарном объеме в j -м временном интервале; $c_{ij}^{(n)}$ – нормированное количество реакций деления n -го нуклида в i -м элементарном объеме в j -м временном интервале; $E_f^{(n)}$ – среднее энергосвечение на один акт деления для n -го нуклида; $v^{(n)}$ – среднее количество нейтронов на один акт деления для n -го нуклида; $\chi_k^{(n)}$ – вклад k -й энергетической группы в нормированный групповой спектр n -го нуклида.

Очевидно, что четыре последние величины в общем случае зависят от спектра налетающих нейтронов. Однако элементарный анализ задачи показывает, что в АКЗ реактора расхождения трех последних величин крайне малы и могут не учитываться. Эти величины можно получить из библиотеки оцененных ядерных данных, а две первые – на основе результатов расчетов нейтронно-физических характеристик АКЗ какой-либо программой сопровождения эксплуатации реакторной установки. Но если энергосвечения E_{fij} по сути непосредственно присутствуют в выходных файлах программы, то для получения нормированных количеств реакций деления $c_{ij}^{(n)}$ различных нуклидов, содержащихся в ядерном топливе, необходимо было разработать специальную методику.

2. Методика учета концентраций делящихся нуклидов

Величины $c_{ij}^{(n)}$ могут быть выражены через скорости реакций деления $R_{ij}^{(n)}$ и концентрации нуклидов $N_{ij}^{(n)}$:

$$c_{ij}^{(n)} = \frac{R_{ij}^{(n)} N_{ij}^{(n)}}{\sum_{m=1}^M R_{ij}^{(m)} N_{ij}^{(m)}}, \quad (6)$$

Скорости реакций деления в двухгрупповом приближении можно получить из соотношения

$$R_{ij}^{(n)} = (\sigma^{(n)} + \gamma_{ij} I^{(n)}) \Phi_{ij}, \quad (7)$$

где $\sigma^{(n)}$ – сечение реакции деления n -го нуклида на тепловых нейтронах; γ_{ij} – жесткость спектра в i -м элементарном объеме в j -м временном интервале; $I^{(n)}$ – резонансный интеграл n -го нуклида; Φ_{ij} – плотность потока тепловых нейтронов в i -м элементарном объеме в j -м временном интервале.

Очевидно, что нормированные количества реакций деления $c_{ij}^{(n)}$ не зависят от последней величины. Поэтому для упрощения дальнейшего изложения можно принять $\Phi_{ij} \equiv 1$. Значения сечений реакций деления и резонансных интегралов для делящихся нуклидов достаточно хорошо известны.

Следовательно, для расчета выхода нейтронов W_{ijk} из элементарных источников необходимо получить зависимости концентраций делящихся нуклидов и жесткости спектра от какого-либо параметра тепловыделяющих сборок (ТВС). Анализ задачи показал, что для

этой цели наиболее оптимальным параметром является глубина выгорания ядерного топлива. Используя данные, приведенные в работах [6, 7], нами для различных типов ТВС были построены интерполяционные зависимости концентраций основных делящихся нуклидов (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu) и жесткости спектра в зависимости от глубины выгорания топлива.

3. Результаты расчетных исследований

Описанная выше методика учета влияния глубины выгорания ядерного топлива на результаты расчетов характеристик поля нейтронов в ОКП реактора ВВЭР-1000 была реализована в виде новой программы подготовки данных пакета DETA [4]. Степень этого влияния исследовалась на основе анализа результатов серии транспортных расчетов, выполненных для 11-й топливной кампании блока № 1 Хмельницкой АЭС. Выбор именно этой кампании был обусловлен удобной для целей проводимых исследований компоновкой периферийного ряда АКЗ, дающего 80 – 90 % вклада в суммарный флюенс нейтронов на КР. Во-первых, сравнительный анализ относительного энерговыделения на периферии АКЗ показал, что допущение 60-градусной поворотной симметрии в транспортном расчете для данной топливной загрузки является приемлемым, что существенно ускоряет проведение транспортных расчетов и облегчает анализ получаемых результатов. Во-вторых, расчетный 60-градусный сектор характеризуется установкой в периферийном ряду АКЗ как свежих, так и выгоревших ТВС. Так, выступающая 28-я кассета и соседняя с ней 27-я имели обогащение 1,6 % и эксплуатировались первый год, а симметричные им 13-я и 18-я – обогащение 4,4 % и эксплуатировались четвертый год. При этом усредненные за кампанию относительные энерговыделения для симметричных ТВС практически одинаковы.

Глубины выгорания, необходимые для расчета выходов нейтронов из элементарных источников, были получены с помощью комплекса программ сопровождения эксплуатации реакторной установки БИПР-ПЕРМАК. При этом учитывался реальный график использования реактором номинальной тепловой мощности.

Параметры источников нейтронов для транспортных расчетов при прочих равных условиях были получены без учета выгорания ядерного топлива, а также в покассетном и потвэльном приближениях учета выгорания. Рассчитывались значения флюенсов нейтронов с $E_n > 0,5$ МэВ F на внутреннюю поверхность КР по высоте АКЗ в 60-градусном секторе симметрии топливной загрузки. В качестве величины, характеризующей влияние параметров источников нейтронов на результаты транспортного расчета, было выбрано относительное расхождение флюенсов

$$\beta_{B_1 B_2} = \left(\frac{F_{B_1}}{F_{B_2}} - 1 \right) \cdot 100\% , \quad (8)$$

где индексы B_1 и B_2 могут принимать следующие значения: 1 – транспортный расчет с учетом выгорания в потвэльном приближении, 2 – транспортный расчет с учетом выгорания в покассетном приближении, 3 – транспортный расчет без учета выгорания.

Как показал анализ полученных результатов, относительные расхождения β_{21} , в основном, лежат в диапазоне 0,25 ÷ 0,40 % и не имеют явно выраженной зависимости ни по азимутальной, ни по высотной координатам.

Аксиальные зависимости величин β_{31} для трех различных азимутальных углов, соответствующих минимальному и максимальным значениям флюенсов, представлены на рис. 1. Аналогичные азимутальные зависимости на уровне верхнего сварного шва верхней обечайки и наиболее энергонапряженного – 4-го – слоя АКЗ приведены на рис. 2.

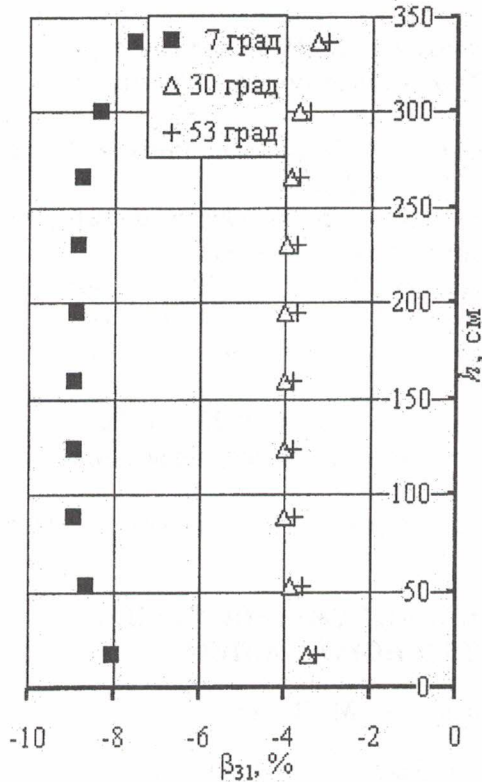


Рис. 1. Высотная зависимость относительных расхождений флюенсов β_{31} для различных азимутов.

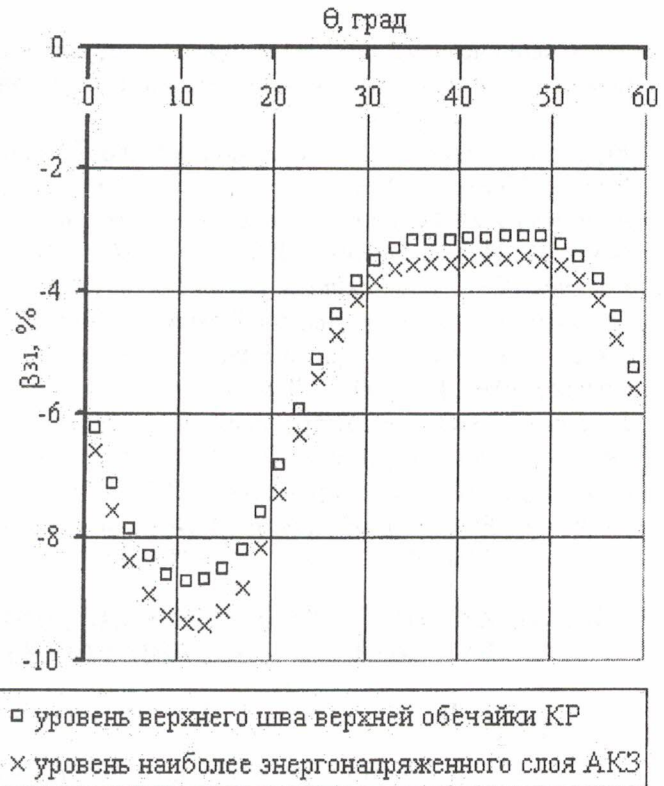


Рис. 2. Азимутальная зависимость относительных расхождений флюенсов β_{31} на различных высотах.

Выводы

Анализ результатов проведенных расчетных исследований показывает необходимость учета выгорания ядерного топлива, что в итоге приводит к увеличению расчетного значения флюенса нейтронов на КР. Так, при установке выступающей кассеты с глубиной выгорания $10 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}$, являющейся характерной для ТВС после одного года эксплуатации, максимальный флюенс нейтронов с $E_n > 0,5 \text{ МэВ}$ на внутреннюю поверхность КР при прочих равных условиях увеличивается приблизительно на 2 %. Этот факт необходимо учитывать при компоновке топливной загрузки.

Поскольку распределение глубины выгорания топлива на периферии АКЗ имеет угловую зависимость, обусловленную, прежде всего, временем эксплуатации установленных там кассет, то это влечет существенную азимутальную зависимость относительных расхождений флюенсов β_{31} .

Изменение глубины выгорания по высоте ТВС обусловлено, прежде всего, высотной зависимостью коэффициентов неравномерности объемного энерговыделения. Поэтому и относительные расхождения β_{31} зависят от высоты аналогичным образом. Естественно, что напротив свежих выступающих ТВС такие расхождения меньше, чем напротив выгоревших.

В связи с тем, что абсолютные величины относительных расхождений флюенсов β_{21} , как правило, не превышают 0,4 % и $\beta_{21} > 0$, представляется возможным при необходимости экономии машинной памяти проводить расчеты радиационной нагрузки КР в покассетном приближении учета выгорания ядерного топлива. Это приведет к незначительному увеличению расчетных значений флюенсов нейтронов с $E_n > 0,5 \text{ МэВ}$ на внутреннюю поверхность корпуса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Учет флюенса быстрых нейтронов на корпусах и образцах-свидетелях ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса корпусов РБ-007-99. – Госатомнадзор России, 1999. – 9 с.
2. *Regulatory Guide 1.190* "Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence". – US Nuclear Research Commission, March 2001. – 53 p.
3. *Бородкин Г.И.* Радиационная нагрузка корпусов энергетических реакторов. Обзорная информация. – М.: Информэнерго, 1988. – 44 с. – (Сер. Атомные электростанции, вып. 8).
4. *Bukanov V.N., Dyemokhin V.L., Grytsenko O.V. et al.* Overview of the Surveillance Dosimetry Activities in Ukraine // *Reactor Dosimetry: Radiation Metrology and Assessment, ASTM STP 1398* (Proc. 10-th Intern. Symp. on Reactor Dosimetry, Osaka, Japan, 12 - 17 Sept. 1999.) – ASTM, West Conshohocken, PA, 2001. – P. 61 – 68.
5. *Васильев Р.Д.* Основы метрологии нейтронного излучения. – М.: Атомиздат, 1972. – 312 с.
6. *Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П.* Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 575 с.
7. *Реактор.* Расчет физический. Нейтронно-физические характеристики топливных решеток 320.06.00.00.000 РР17. Отчет ГКАЭ "Гидропресс", 1979. – 239 с.

**ДОСЛІДЖЕННЯ ЗАЛЕЖНОСТІ РАДІАЦІЙНОГО НАВАНТАЖЕННЯ КОРПУСУ
ВВЕР-1000 ВІД ГЛИБИНИ ВИГОРЯННЯ ЯДЕРНОГО ПАЛИВА**

В. Л. Демьохін, О. В. Гриценко, В. М. Буканов, С. М. Пугач

З метою дослідження впливу концентрацій нуклідів, що діляться, в активній зоні реактора ВВЕР-1000 на результати розрахунків радіаційного навантаження його корпусу було виконано серію розрахункових досліджень. Задання параметрів джерел нейтронів за інших рівних умов проводилося при різних наближеннях урахування вигоряння ядерного палива до потвельного. Для визначення спектрів джерел застосовувалася спеціально розроблена методика, в якій внески спектрів різноманітних нуклідів, що діляться, визначаються залежно від сорту палива та глибин вигоряння. Показано, що для коректного визначення радіаційного навантаження корпусу врахування зміни спектрів джерел нейтронів, що пов'язано з вигорянням, необхідно проводити як мінімум у покasetному наближенні.

**RESEARCHES OF WWER-1000 PRESSURE VESSEL IRRADIATION
DEPENDENCE FROM NUCLEAR FUEL BURN-UP**

V. L. Dyemokhin, O. V. Gritzenko, V. N. Bukanov, S. M. Pugach

To investigate the influence of fissile nuclide concentrations in the core of WWER-1000 type reactor on calculation outcomes of RPV radiation exposure the series of calculational testings were done. The representation of the neutron spectra parameters was carried out under various approximations of the nuclear fuel burn-up accounting down to pin-to-pin at other things being equal. To define the spectra it was applied a specially designed procedure, where the contributions of various fissile nuclide spectra are determined depending on fuel sorts and burn-up depths. It was shown that neutron spectra change due to burn-up is necessary to account under an assembly approximation to determine the radiation exposure correctly.

Поступила в редакцію 16.08.02,
после доработки – 24.12.02.