

Совершенствование методов оценки радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения элементов ВКУ реактора ВВЭР-1000

Махненко О. В.

Институт электросварки им. Е. О. Патона НАН Украины,
г. Киев, Украина
ORCID:<https://orcid.org/0000-0002-8583-0163>

Кандала С. М.

Институт электросварки им. Е. О. Патона НАН Украины,
г. Киев, Украина
ORCID:<https://orcid.org/0000-0002-2036-0498>

Черкашин М. В.

ООО «УКРЦНИИТМАШ», г. Киев, Украина
ORCID:<https://orcid.org/0000-0003-0672-5443>

Проблема расчетного прогнозирования процесса радиационного распухания в элементах внутрикорпусных устройств (ВКУ) при обосновании срока безопасной эксплуатации реакторов ВВЭР-1000 является достаточно актуальной. В связи с этим были рассмотрены подходы действующей Типовой Программы (ПМ-Т.0.03.333–15) по оценке технического состояния и продления срока эксплуатации внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000, применяемые для решения данной задачи. В статье представлены различные существующие модели радиационного распухания для стали 08X18H10T, из которой изготовлены элементы внутрикорпусных устройств. Выполнен сравнительный анализ результатов прогнозирования по различным моделям. Показано, что подходы действующей Типовой Программы, которые учитывают такие факторы как напряженно-деформированное состояние и радиационная ползучесть материала, являются наиболее современными. Исследовано влияние особенностей различных топливных кампаний и их последовательности на характер распределения и максимальную величину радиационного распухания, а также на напряженное состояние в выгородке после длительной эксплуатации. Определено, что расчетные стационарные температурные распределения в выгородке могут существенно отличаться в зависимости от входных данных относительно тепловыделений и накопленного флюенса, поэтому должны рассчитываться для каждой топливной кампании, а проведение расчета по усредненным для всех топливных кампаний входным данным может приводить к существенным погрешностям результатов. Рассмотрены последствия возможного снижения эффективности охлаждения на внешней поверхности выгородки в случае уменьшения зазора между шахтой внутрикорпусной и выгородкой, что может вызывать локальное повышение температуры в выгородке, но не приводит к заметному изменению радиационного распухания. По результатам расчетного анализа сформулированы рекомендации по совершенствованию методов оценки радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения элементов ВКУ реактора ВВЭР-1000.

Ключевые слова: реактор ВВЭР-1000, внутрикорпусные устройства, выгородка, радиационное распухание, радиационная ползучесть, математическая модель.

© Махненко О. В., Кандала С. М., Черкашин М. В., 2019

Внутрикорпусные устройства — это элементы реакторной установки, которые формируют активную зону реактора, организуют поток теплоносителя, удерживают и защищают органы регулирования и приборы внутриреакторного контроля.

Основными элементами ВКУ, определяющими и ограничивающими остаточный ресурс реакторов ВВЭР-1000 при продлении срока эксплуатации, являются как выгородка активной зоны реактора, так и элементы ее крепления, которые эксплуатируются в условиях высоких градиентов нейтронного облучения и температур. Ресурс выгородки в первую очередь определяется её прогрессирующим формоизменением, которое зависит от радиационного распухания и радиационной ползучести. С позиций обеспечения прочности элементов ВКУ большую роль играет напряженно-деформированное состояние (НДС), которое также существенно зависит от процессов радиационного упрочнения, распухания и ползучести.

Ранее, документами, регламентирующими правила расчета элементов ВКУ атомного реактора на прогрессирующее формоизменение были ПНАЭ Г-7-002-86 [1] и Временные нормы [2]. Представленная в данных документах методика является устаревшей и не учитывает различие интегральных доз облучения по сечению детали. На данный момент в Украине действует Типовая программа по оценке технического состояния и продления срока эксплуатации внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000 [3] (далее ТП), которая включает в себя более современные методы для решения данных задач, в том числе и модель радиационного распухания материала элементов ВКУ. Эти подходы соответствуют методикам расчета радиационного распухания, которые рекомендуются разработанным в ЕС документом VERLIFE [7] по продлению срока эксплуатации элементов оборудования энергоблоков ВВЭР. Стоит отметить, что речь идет о проекте документа, который разработан в рамках соответствующего проекта МАГАТЭ.

В данной работе представлены результаты анализа основных положений ТП [3] по оценке радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения элементов ВКУ ВВЭР-1000, а также сформулированы рекомендации по усовершенствованию методологии расчета. Рассмотрены различные существующие модели радиационного распухания для стали, из которой изготовлены элементы ВКУ, выполнен сравнительный анализ результатов прогнозирования прогрессирующего формоизменения по различным моделям, исследовано влияние особенностей топливных кампаний (ТК) и их последовательности на характер распределения и максимальную величину радиационного распухания, а также на НДС в выгородке после длительной эксплуатации. Также представлен анализ последствий возможного снижения эффективности охлаждения на внешней поверхности выгородки в случае уменьшения зазора между шахтой внутрикорпусной (далее ШВК) и выгородкой.

Особенности конструкций элементов ВКУ

Источником энергии в ядерном реакторе служат тепло выделяющие сборки (далее ТВС), образующие активную зону (АКЗ), которую окружает стальная обечайка цилиндрической формы — выгородка (Рисунок 1, а). Внутренняя поверхность выгородки имеет граненную форму, повторяющую границы АКЗ. Конструкция выгородки имеет циклическую симметрию, образованную повторяющимся сегментом в 60 градусов, который в свою очередь состоит

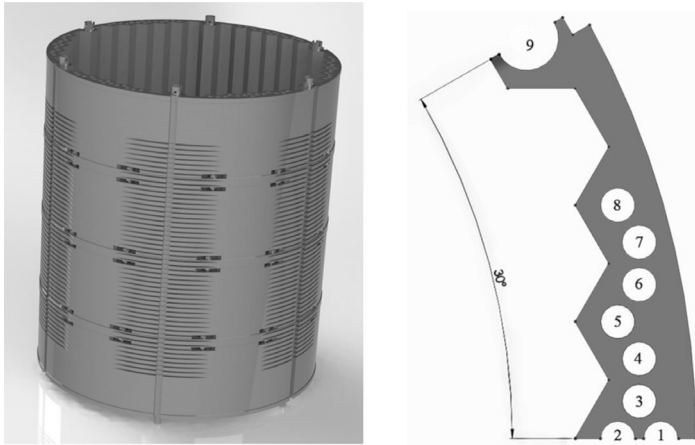


Рисунок 1 — а) — общий вид выгородки; б) сечение выгородки (30-градусный сектор)

из двух зеркальносимметричных 30 градусных секторов (Рисунок 1, б). Толщина выгородки варьируется от 67 мм до 242 мм, имеется большое количество каналов охлаждения, т. е. геометрия выгородки существенно неоднородная по толщине. ШВК представляет собой цилиндрическую оболочку с постоянной толщиной 60 мм и внутренним диаметром 3500 мм. Выгородка и ШВК изготовлены из аустенитной стали 08X18H10T.

Модели радиационного распухания

Согласно требований ПНАЭ Г-7-002-86 [1] расчет на прогрессирующее формоизменение выполняется для конструктивных элементов, для которых различие интегральных доз облучения по сечению детали не учитывается. Необратимое накопленное изменение размеров Δl при флюенсе нейтронов F_n не должно превышать допускаемые необратимые изменения размеров $[\Delta l]$ и флюенс нейтронов $[F_n]$, определяемые приближенно в интервале рабочих температур $T=350-650$ °С по формуле:

$$\frac{[\Delta l]}{l} = [F_n]^2 \gamma_p (T - 350) \left(2,165 - \frac{T}{300} \right) (1 + a_1(\sigma)_1), \quad (1)$$

где $\gamma_p = 7,6 \cdot 10^{-50}$ см²/(нейтр.сек) — характеристика распухания материала (стали 08X18H10T) при облучении нейтронами с энергией более 0,1 МэВ;

$(\sigma)_1$ — наибольшее приведенное напряжение от механической нагрузки, МПа;

$$a_1 = 0,024 \text{ МПа}^{-1}.$$

Учитывая, что распределение флюенса по объему выгородки характеризуется значительной неравномерностью, то использование данной зависимости является некорректным, поэтому в сравнительном анализе моделей радиационного распухания выгородки подходы, изложенные в ПНАЭ, не использовались. Были рассмотрены модели как свободного, так и полного распухания. К моделям свободного распухания относятся зависимости, которые учитывают накопленный флюенс D и температуру

в различных точках, а модели полного распухания включают дополнительно учет НДС конструкции.

Первая модель — модель свободного распухания [5]:

$$S_0 = 0,55 \cdot (D + 0,1 \cdot T - 67) \cdot \exp[-29 \cdot 10^{-5} \cdot (T - 485)^2], \quad (2)$$

где S_0 — радиационное распухание материала, %;
 D — накопленная доза, с.н.а.;
 T — температура, °С.

Вторая модель разработана для близкой по химическому составу стали AISI 304 [6]. Ниже представлены зависимости для моделей свободного и полного распухания:

$$S_0 = 2D\bar{D}^{-0.731} \exp\left[22,106 - \frac{18558}{T + 273,15}\right] \quad (3)$$

$$S = S_0 D \cdot (1 + 0,005\bar{\sigma}), \quad (4)$$

где $\bar{\sigma}$ — интенсивность напряжений, МПа.

Стоит отметить, что из всех рассмотренных, только данная модель учитывает скорость роста \bar{D} накопленной повреждающей дозы.

В третьей модели [7] зависимость величины распухания S стали 08X18H10T от флюенса, температуры и НДС представлена в виде (5). Модель содержит множители, зависящие от средних (σ_m) и касательных (σ_{eq}) напряжений, а также пластических деформаций ($f_3(\varepsilon)$).

$$S = C_D \cdot D^n \cdot f_1(T) \cdot f_2(\sigma_m, \sigma_{eq}) \cdot f_3(\varepsilon), \quad S > 0 \quad (5)$$

$$f_1(T) = \exp(-r \cdot (T - T_{\max})^2)$$

$$f_2(\sigma_m, \sigma_{eq}) = 1 + P \cdot (0,85 \cdot \sigma_m + 0,15 \cdot \sigma_{eq})$$

$$f_3(\varepsilon) = \exp(-\eta \cdot \varepsilon)$$

$$C_D = 1,035 \cdot 10^{-4}, \text{ сна}^{-n}, \quad n = 1,88,$$

$$r = 1,825 \cdot 10^{-4}, \quad ^\circ\text{C}^{-2}, \quad T_{\max} = 470 \text{ }^\circ\text{C},$$

$$P = 8 \cdot 10^{-3} \text{ МПа}^{-1}, \quad \eta = 8,75,$$

где:

$\varepsilon = \int_0^D d\varepsilon_i^p$, $d\varepsilon_i^p$ — интенсивность приращений пластических деформаций: $d\varepsilon_i^p = \frac{\sqrt{3}}{2} \sqrt{d\varepsilon_{ij}^p \cdot d\varepsilon_{ij}^p}$, $i, j = 1, 2, 3$.

Также третья модель учитывает связь скорости деформаций радиационной ползучести со скоростями набора дозы и полного распухания (6).

$$\frac{d\varepsilon^{cr}}{dt} = \left(B_0 \frac{dD}{dt} + \omega \frac{dS}{dt} \right) \sigma_{eq}, \quad (6)$$

где:

$$B_0 = 1 \cdot 10^{-6} (\text{МПа} \cdot \text{сна})^{-1}, \quad \omega = 2,95e^{-3} \text{ МПа}^{-1},$$

dS — приращение полного распухания за один инкремент по времени.

Стоит отметить, что согласно действующей в Украине ГП [3] в расчетных обоснованиях продления срока эксплуатации ВКУ ВВЭР-1000 должна применяться модель (5)–(6).

Сравнительный анализ существующих моделей радиационного распухания

Было проведено расчетное исследование распределения распухания в выгородке при заданных входных параметрах по гамма-разогреву и дозе (максимальная температура 387 °С и приращение флюенса 1,72 с.н.а. в год) с использованием различных известных моделей для расчета объемного радиационного распухания стали 08X18H10T, а также схожей по химическому составу стали AISI 304 [8], из которой изготовлена выгородка для американских АЭС типа PWR. Сталь AISI 304 является аналогом стали 08X18H10. На Рис. 2 представлено сравнение расчетных данных по максимальной величине радиационного распухания материала выгородки на период эксплуатации 60 лет при одинаковых входных параметрах по гамма-разогреву и накопленной дозе.

Первая модель свободного распухания [5], которая учитывает только накопленную дозу и температуру, характеризуется выраженным инкубационным периодом, в течении которого радиационное распухание отсутствует. Для данного расчетного случая получена длительность инкубационного периода 25 лет и относительно низкое максимальное значение радиационного распухания (1,14 %) после 60 лет эксплуатации.

Вторая модель распухания для стали марки AISI 304 [6] не учитывает инкубационный период, в условиях свободного распухания (без учета НДС) дает на период эксплуатации 60 лет величину радиационного распухания на уровне 0,5 %, а с учетом НДС - более высокое значение 1,5 %.

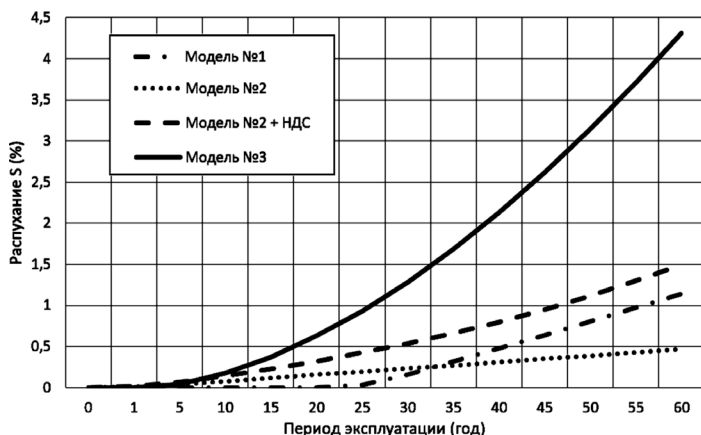


Рисунок 2 — Результаты прогнозирования максимальной величины радиационного распухания материала выгородки в зависимости от используемой модели

Результаты третьей модели [7] являются наиболее консервативными — после 60 лет эксплуатации максимальная величина распухания достигает 4,3 %. Существенное влияние на результат оказывает учет процесса радиационной ползучести, поскольку при расчете, без учета ползучести, максимальная величина распухания составляет 1,5 %.

Из рассмотренных существующих моделей радиационного распухания третья модель [7] и подходы ТП [3] являются наиболее современными, учитывающие такие факторы как НДС и радиационная ползучесть материала, и в тоже время наиболее консервативными.

Учет особенностей топливных кампаний

Входные данные по распределению в объеме выгородки накопленной дозы (флюенса) и тепловыделений под действием гамма-облучения могут значительно влиять на результаты расчета радиационного распухания материала в процессе длительной эксплуатации (30–60 лет) [4].

Так, для определения влияния последовательности ТК и усреднения входных данных по тепловыделениям и накопленной повреждающей дозе было выбрано два наиболее различающихся, как качественно, так и количественно расчетных случая, соответствующих 18 и 22 ТК блока № 1 Южно-Украинской АЭС.

На основе двух кампаний было рассмотрено пять различных сценариев эксплуатации реакторной установки на период 60 лет: 1) с входными данными для 18 ТК (ТК 18); 2) с входными данными для 22 ТК (ТК 22); 3) первые 30 лет с входными данными для 18 ТК и последующие 30 лет для 22 ТК (ТК 18–22); 4) первые 30 лет с входными данными для 22 ТК и последующие 30 лет для 18 ТК (ТК 22–18); 5) усредненные значения 18 и 22 ТК (ср.знач.).

На рисунке 3 представлены результаты расчета распределений температуры материала выгородки при выходе на стационарный режим эксплуатации. В зависимости от выбранного сценария максимальное значение температуры меняется от 364 °С до 412 °С (таблица 1), причем характер распределения также имеет существенные отличия (рисунок 3).

Таблица 1. Основные результаты расчета для описанных сценариев.

Макс. величина	Сценарий				
	№1 (ТК 18)	№2 (ТК 22)	№3 (ТК 18–22)	№4 (ТК 22–18)	№5 (ср.знач.)
Доза, с.н.а.	22	95	47,28	47,28	51,25
Распухание, %	0,11	5,05	1,38	1,37	0,59
Температура, °С	364	412	364..412	412..364	374
Экв. напряжения, МПа	188,9	253	230,8	222,2	192

На рисунке 4 показаны характерные распределения радиационного распухания после периода эксплуатации 60 лет для рассмотренных выше сценариев. Максимальное значение радиационного распухания выгородки соответствует сценарию № 2 (5,05 %), т. к. для него характерна самая высокая температура (412 °С) и уровень накопленной дозы облучения (95 с.н.а.). Соответственно минимальное значение радиационного распухания материала выгородки (0,1 %) характерно для расчетного сценария № 1, где максимальная температура составляет 364 °С, максимальный уровень накопленной дозы облучения составляет 22 с.н.а. Основные результаты, описаны в таблице 1.

Максимальное значение радиационного распухания выгородки после 60 лет эксплуатации по сценарию №2 составляет 5,05 % в районе зубца 2-го канала, а по сценарию № 1 — 0,11 % в районе 9-го (большого) канала. Уровень распухания для всех сценариев ниже критического уровня 7 %, что является важным с позиций резкого снижения пластических свойств материала стали 08X18H10T и риска хрупких разрушений [7].

Учет различной последовательности топливных кампаний приводит к различным результатам расчета.

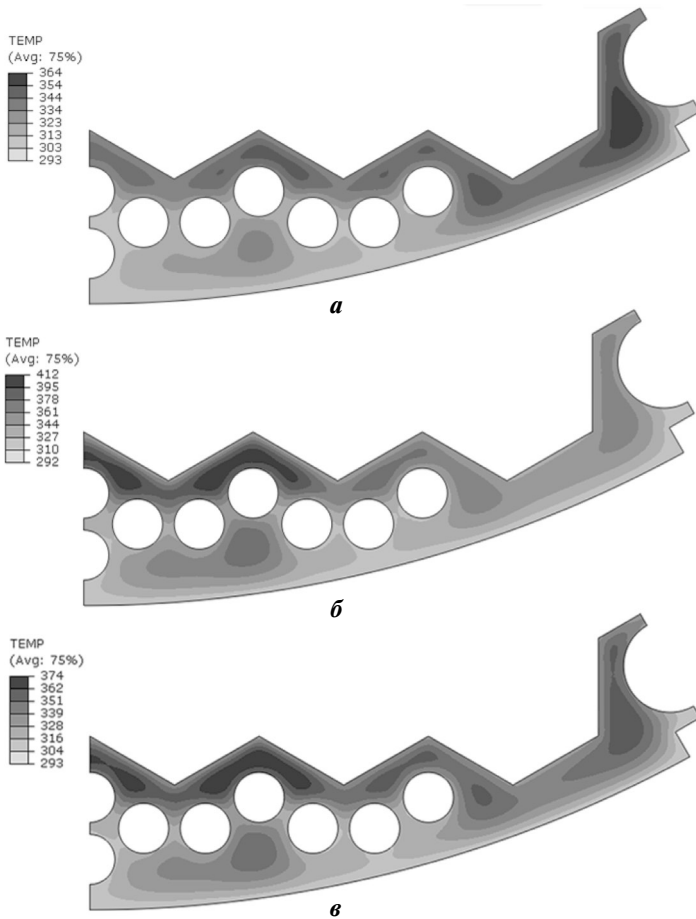


Рисунок 3 — Распределение температуры:
 а) ТК №18 (сценарий №1), б) ТК №22 (сценарий №2);
 в) усредненные значения (сценарий №5), °С

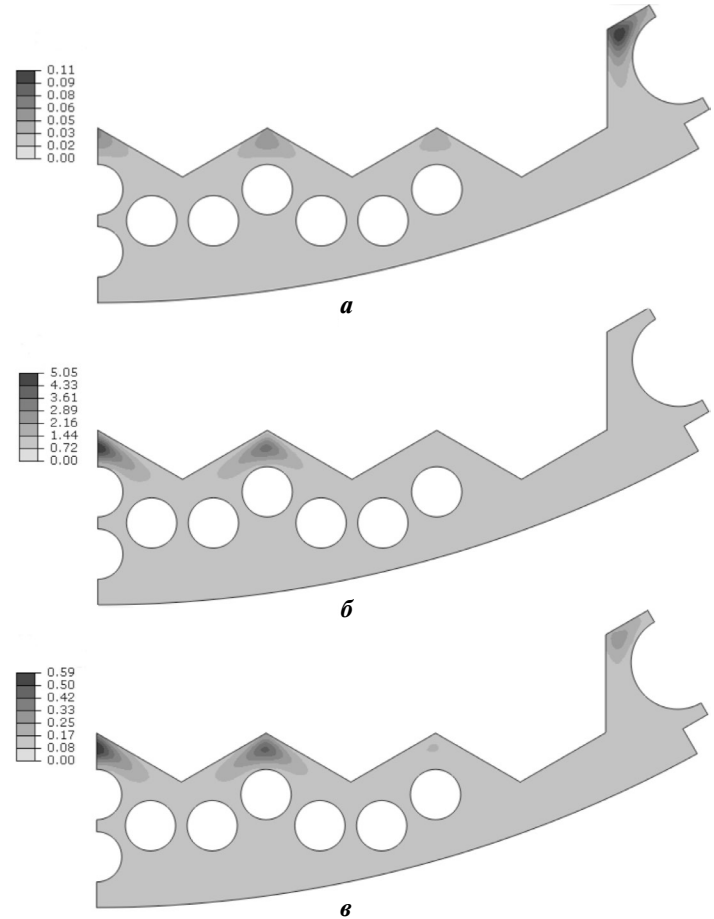


Рисунок 4 — Распухание материала выгородки после 60 лет:
 а) ТК №18 (сценарий №1); б) ТК №22 (сценарий №2);
 в) усредненные значения (сценарий №5), %

Для сценариев № 3 и №4 разница величин максимального распухания материала выгородки незначительная и составляет около 0,5 %. Однако усреднение входных параметров по тепловыделениям и накопленному флюенсу может оказывать существенное влияние на величину максимального распухания, для рассмотренного расчетного случая (сценарий № 5) погрешность составила 58 % (таблица 1).

На данный момент на Украинских АЭС проходят работы по внедрению топлива ТВС-WR вместо ТВСА, что может привести к изменению полей энерговыделений и накопленного флюенса в элементах атомного реактора. Этот факт стоит учитывать при продлении ресурса ВКУ реактора ВВЭР-1000 и при выполнении прогнозных оценок на сверхпроектный период целесообразно использовать повторяющиеся входные данные последних топливных кампаний, как наиболее вероятных при последующей эксплуатации, либо топливных кампаний с максимальными значениями накопленного флюенса для повышения консервативности прогнозных оценок.

Оценка величин зазоров между выгородкой, ТВС и ШВК

Согласно ТП [3] при выполнении расчета радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения выгородки реактора энергоблока должна быть выполнена расчетная оценка:

- величины зазора между выгородкой и ТВС;
- величины зазора между выгородкой и ШВК;
- возможного возникновения зазора между отдельными кольцами выгородки.

Была проведена расчетная оценка изменения зазоров между выгородкой, ШВК и ТВС в зависимости от выбранной кампании. На рисунке 6 показаны графики изменения минимального зазора между выгородкой и ШВК, на рисунке 7 — между выгородкой и ТВС в зависимости от года эксплуатации.

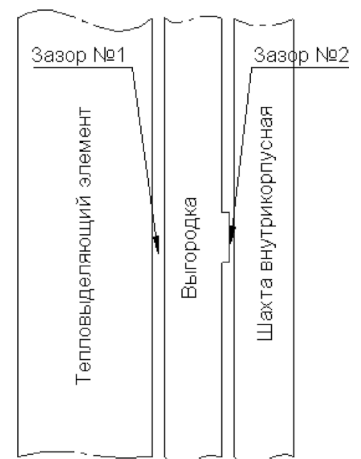


Рисунок 5 — Расположение зазоров между ТВС, выгородкой и ШВК

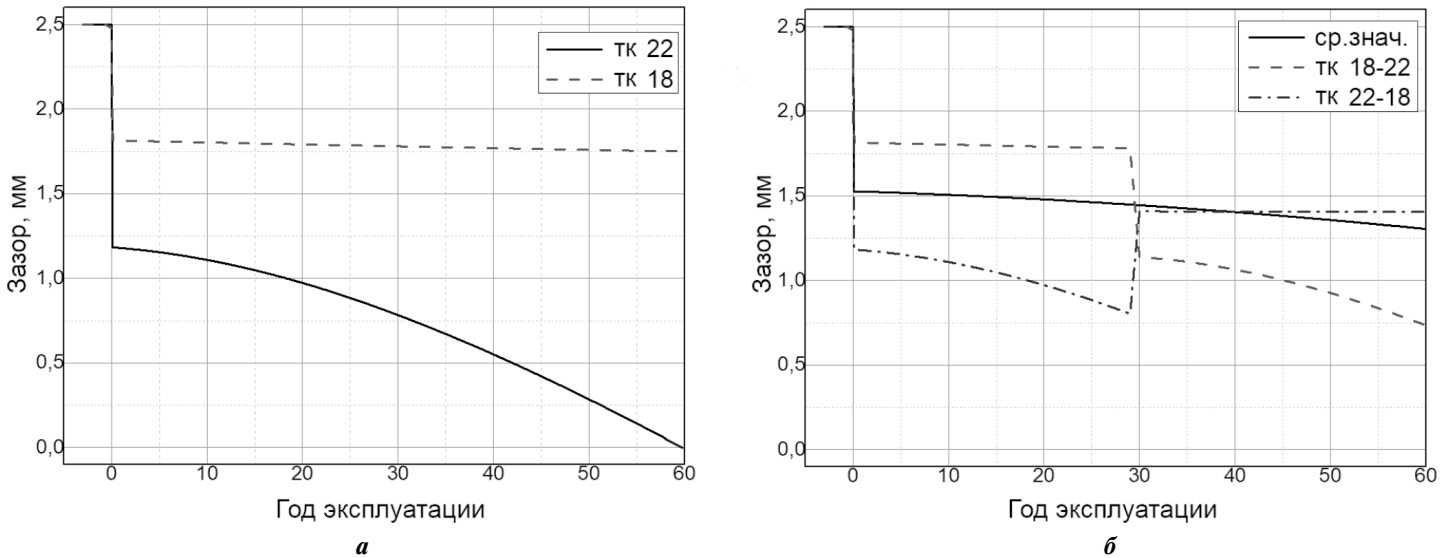


Рисунок 6 — Минимальный зазор между выгородкой и ШВК для каждого из рассмотренных сценариев

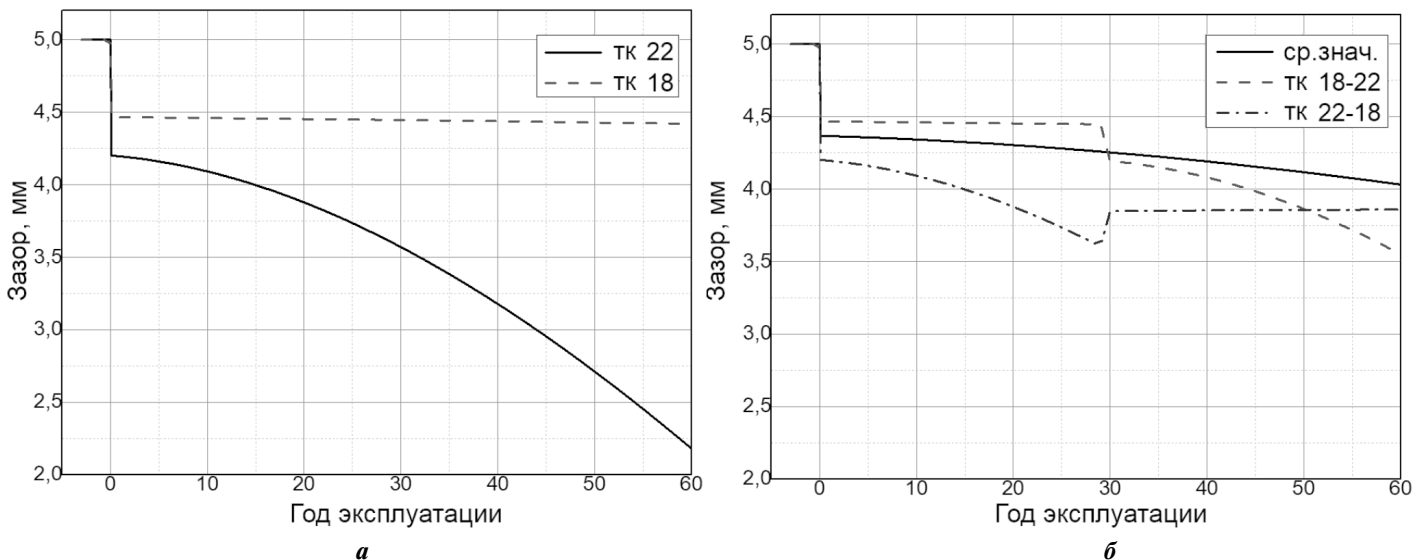


Рисунок 7 — Минимальный зазор между выгородкой и ТВС для каждого из рассмотренных сценариев

Начальный зазор №1 между выгородкой и ТВС (рисунок 5) обычно задается согласно конструкторской документации и составляет 5 мм. Соответственно Начальный зазор № 2 между выгородкой и ШВК в районе соединения колец шпильками (рисунок 5) составляет 2,5 мм.

Из рисунка 6, а видно, что кинетика изменения зазора между выгородкой и ШВК может иметь существенные различия в зависимости от условий эксплуатации реактора (сценарий №1 и №2). Усреднение значений входных данных для всего срока эксплуатации может привести к существенным отклонениям результатов по прогнозированию закрытия зазора между выгородкой и ШВК. Так, согласно результатам, представленным на рисунке 6, б, в течении 60 лет эксплуатации минимальный зазор для усредненных значений (сценарий № 5) будет составлять 1,3 мм, а для расчетных сценариев, которые включают в себя учет особенностей ТК, величина зазора может достигать значения 0,73 мм (сценарий № 3). Также, при изменении последовательности ТК (сценарий № 4) минимальное значение

зазора в течении 60 лет эксплуатации может меняться от 0,73 мм до 0,8 мм.

Аналогичная ситуация наблюдается и для зазора между выгородкой и ТВС (рисунок 7). Стоит отметить что данный расчетный случай несет в себе достаточную консервативность т. к. рассматривались две максимально различные топливные кампании для одного энергоблока.

При прогнозировании зазора между выгородкой и ТВС перемещения за счет температурного расширения ТВС рассчитывались по формуле:

$$\frac{\Delta R}{R} = \alpha(T) \cdot \Delta T \Rightarrow \Delta R = \alpha(T) \cdot \Delta T \cdot R,$$

где:

R — радиус ТВС, мм;

α — коэффициент линейного расширения, °C⁻¹;

T — температура, °C.

За радиус ТВС принято расстояние от центра АЗ до выгородки в сечении малым каналом № 2 (см. Рисунок 1, б), его

значение согласно технической документации принято равным 1500 мм. Температура теплоносителя принята 320 °С.

$$\alpha = 1,75 \cdot 10^{-5} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}, \Delta T = 320 - 20 = 300 \text{ } ^\circ\text{C},$$

$$\Delta R = 1,75 \cdot 10^{-5} \cdot 300 \cdot 1500 \approx 7,9 \text{ мм.}$$

При выходе реактора на нормальный режим эксплуатации радиус ТВС увеличивается на 7,9 мм. Изначальный зазор между выгородкой и ТВС составляет 5 мм. Увеличение диаметра выгородки рассчитывается численным методом с учетом влияния температурного поля при гамма-разогреве.

Таблица 2. Результаты расчета формоизменения после 60 лет эксплуатации.

Макс. величина	Сценарий				
	№1 (тк 18)	№2 (тк 22)	№3 (тк 18-22)	№4 (тк 22-18)	№5 (ср.знач.)
Зазор между ТВС и выгородкой, мм	4,42	2,18	3,55	3,86	4,03
Зазор между выгородкой и ШВК, мм	1,75	0,00	0,73	0,80	1,30

Влияние закрытия зазора между выгородкой и ШВК на температурное поле и формоизменение выгородки ВВЭР-1000

В процессе эксплуатации в результате неравномерного разогрева и радиационного распухания в выгородке возникают достаточно большие деформации формоизменения, которые могут приводить к закрытию зазора между выгородкой и ШВК. Поэтому отсутствие теплообмена на наружной поверхности выгородки может быть вполне реальной ситуацией при эксплуатации энергоблоков ВВЭР-1000.

Было проведено расчётное исследование температурных полей и радиальных температурных деформаций в случае возможного контакта выгородки с ШВК и снижении эффективности теплообмена на внешней поверхности выгородки, радиационное распухание при этом не учитывалось. Было рассмотрено три различных случая температурного нагружения выгородки реактора ВВЭР-1000 с изменением граничных условий, а именно коэффициента теплоотдачи на наружной поверхности выгородки.

Для первого случая с нормальным теплообменом граничные температурные условия были приняты по данным из таблицы 3 [4]. Во втором случае был рассмотрен вариант с возможным закрытием зазора в зоне контакта (см. Рисунок 8), для которого коэффициент теплоотдачи принимался равным нулю. В третьем случае моделировался наиболее консервативный вариант с закрытием зазора по всей внешней поверхности сечения выгородки ВКУ.

Как видно из представленных результатов на рисунке 9 для каждого из расчетных случаев характерно температурное поле с существенными различиями как по максимальной величине, так и по распределению температуры. В случае

Таблица 3. Основные теплогидравлические параметры [4]

	Температура теплоносителя, °С	Коэффициент теплоотдачи, Вт·м ⁻² ·с ⁻¹
Внутренняя поверхность выгородки	320	15000–40000
Наружная поверхность выгородки	292	2000–6000
Каналы	292	1000–5000

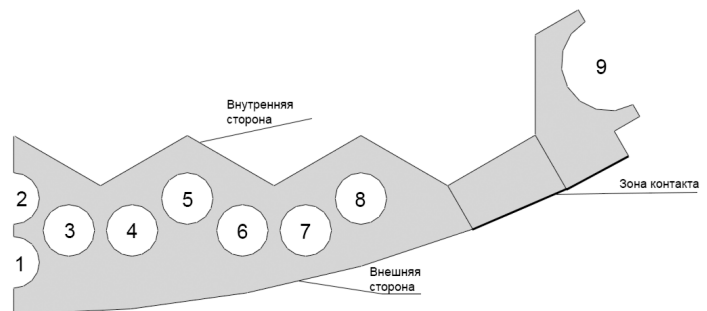


Рисунок 8 — Сечение выгородки, сектор 30°

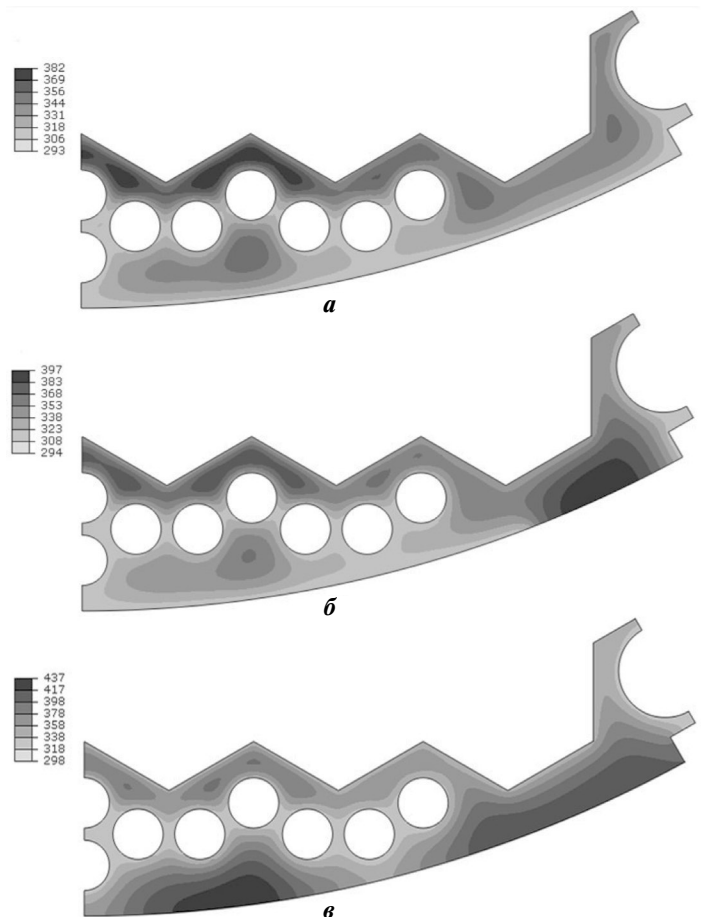


Рисунок 9 — Стационарное температурное поле выгородки с учетом, °С: а) зазора между ШВК и выгородкой; б) закрытия зазора в зоне возможного контакта; в) закрытия зазора по всей внешней поверхности выгородки

нормального теплообмена температура на внешней поверхности выгородки равна температуре теплоносителя 293 °С. Во втором случае в зоне возможного контакта (в области канала № 9) на внешней поверхности выгородки получено повышение температуры до 397 °С. В случае нарушения теплообмена по всей внешней поверхности выгородки максимум температуры уже достигает 437 °С (в области каналов № 3–5).

Результаты расчета показали, что изменение температурного режима оказывает заметное влияние на формоизменение выгородки (таблица 4). В случае нормального теплообмена за счет температурного расширения выгородки максимальные радиальные перемещения возникают в районе канала № 9 и составляют 9,5 мм. Для второго расчетного случая максимальные радиальные перемещения в области канала № 9 увеличились на 0,5 мм. Для третьего случая снижения эффективности теплообмена по всей окружности выгородки максимальные перемещения в 11,1 мм возникают в районе каналов № 3–4.

Увеличение радиальных перемещений выгородки вследствие температурного расширения в случае снижения эффективности теплообмена может привести к увеличению напряжений в зоне контакта, как в стенке ШВК, так и выгородки, что необходимо учитывать при проведении расчетов на прочность.

Таблица 4. Радиальные перемещения вследствие температурного расширения

	Случай 1 рис. 9, а	Случай 2 рис. 9, б	Случай 3 рис. 9, в
Радиальные перемещения в области канала № 9	9,5	10,0	10,0
Радиальные перемещения в области каналов № 3–4	8,6	8,6	11,1

Были проведены дополнительные расчеты на прогрессирующее формоизменение с учетом радиационного распухания для случаев со сниженной эффективностью теплообмена на внешней поверхности выгородки. Результаты расчета показали, что закрытие зазора не влияет на уровень распухания выгородки, т. к. в зонах повышения температуры уровень накопленного флюенса достаточно низкий, что не приводит к дополнительному формоизменению от радиационного распухания материала.

Выводы

По результатам проведенного расчетного анализа сформулированы следующие рекомендации по совершенствованию методов оценки радиационного распухания и прогрессирующего формоизменения элементов ВКУ реактора ВВЭР-1000:

- из рассмотренных существующих моделей радиационного распухания, подходы ТП [3] являются наиболее современными, которые учитывают такие факторы как НДС и радиационная ползучесть материала;
- стационарные температурные распределения в выгородке могут существенно отличаться в зависимости от особенностей топливных кампаний по входным данным от носительно тепловыделений и накопленного флюенса

и поэтому должны рассчитываться для каждой топливной кампании, а проведение расчета по усредненным для всех топливных кампаний входным данным может приводить к существенным погрешностям результатов;

- важным с точки зрения достоверности прогнозирования является учет последовательности топливных кампаний, поскольку в зависимости от кинетики радиационного распухания может меняться результирующее формоизменение выгородки;
- при расчете на сверхпроектный период рекомендуется использовать повторяющиеся входные данные последних топливных кампаний, либо топливных кампаний с максимальными значениями накопленного флюенса;
- снижение эффективности теплообмена на внешней поверхности выгородки при эксплуатации в случае возможного закрытия зазора между выгородкой и ШВК может вызывать локальное повышение температуры в выгородке, но не приводит к заметному изменению радиационного распухания. При этом радиальные перемещения выгородки вследствие температурного расширения существенно увеличиваются, что может приводить к увеличению напряжений в зоне контакта, как в стенке ШВК, так и выгородки. Поэтому изменение эффективности теплообмена на внешней поверхности выгородки в процессе длительной эксплуатации необходимо учитывать при проведении расчетного обоснования продления ресурса ВКУ.

Список использованной литературы

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1989. 524 с.
2. Временные нормы расчета на прочность внутрикорпусных устройств ВВЭР, Москва 2000.
3. ПМ-Т.0.03.333-15. Типовая программа по оценке технического состояния и продления срока эксплуатации внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000.
4. Davit Harutyunyan, Ihor Mirzov, Martin Schulc. Void Swelling in VVER-1000 Pressure Vessel Internals.
5. Вотинов С. Н., Прохоров В. И., Островский З. Е. Облученные нержавеющей стали. М.: Наука, 1987.
6. Degradation of LWR Core Internal Materials due to Neutron Irradiation. Prepared by O.K. Chopra. Environmental Science Division Argonne National Laboratory Argonne, IL 60439/ Appajosula S. Rao, NRC Project Manager.
7. VERLIFE-2012, Annex G to Appendix C. Integrity and Lifetime Assessment Procedure of RPV Internals in WVER NPPS during Operation. P. 63–64.
8. Design guidelines for the selection and use of stainless steel. Designers' handbook series No. 9014. Distributed by Nickel Development Institute courtesy of American Iron and Steel Institute and Specialty Steel Institute of North America. 1993. P. 52.

References

1. PNAE G-7-002-86. Rules of strength calculation for equipment and pipelines of nuclear power plants. Moscow: Energoatomizdat, 1989, 524 p.
2. Temporary standards for strength calculation of VVER internals. Moscow, 2000.
3. PM-T.0.03.333-15. Standard program for estimating the technical condition and lifetime extension of VVER-1000 internals.
4. Harutyunyan, D., Mirzov, I., Schulc, M. Void swelling in VVER-1000 pressure vessel internals.
5. Votinov, S., Prokhorov, V., Ostrovsky, Z. (1987). Irradiated stainless steels. Moscow: Science.

6. Chopra, O. Degradation of LWR core internal materials due to neutron irradiation. Prepared by Environmental Science Division Argonne National Laboratory Argonne, IL 60439, Appajosula S. Rao, NRC Project Manager.

7. VERLIFE-2012. Annex G to Appendix C. Integrity and lifetime assessment procedure of RPV internals in VVER NPPs during operation, 63–64.

8. Design guidelines for the selection and use of stainless steel. Designers handbook series No. 9014. Distributed by Nickel Development Institute Courtesy of American Iron and Steel Institute and Specialty Steel Institute of North America, 1993, 52 p.

Вдосконалення методів оцінки радіаційного розпухання і прогресуючої формозміни елементів ВКП реактора ВВЕР-1000

Махненко О. В.¹, Канда С. М.¹, Черкашин М. В.²

¹ Інститут електрозварювання ім. Є. О. Патона НАН України, м. Київ, Україна

² ТОВ «УКРЦНІІТМАС», м. Київ, Україна

Проблема розрахункового прогнозування процесу радіаційного розпухання в елементах внутрішньокорпусних пристроїв (ВКП) при обґрунтуванні терміну безпечної експлуатації реакторів ВВЕР-1000 є досить актуальною. У зв'язку з цим були розглянуті підходи діючої Типовий Програми (ПМ-Т.0.03.333–15) з оцінки технічного стану та продовження терміну експлуатації внутрішньокорпусних пристроїв ВВЕР-1000, що застосовуються для вирішення даного завдання. У статті представлені різні існуючі моделі радіаційного розпухання для сталі 08X18H10T, з якої виготовлені елементи внутрішньокорпусних пристроїв. Виконано порівняльний аналіз результатів прогнозування за різними моделями. Показано, що підходи діючої Типовий Програми, які враховують такі чинники як напружено-деформований стан і радіаційна повзучість матеріалу, є найбільш сучасними. Досліджено вплив особливостей різних паливних кампаній і їх послідовності на характер розподілу і максимальну величину радіаційного розпухання, а також на напружений стан в вигородці після тривалої експлуатації. Визначено, що розрахункові стаціонарні температурні розподіли в вигородці можуть істотно відрізнятися в залежності від вхідних даних щодо тепловиділень і накопиченого флюенса, тому повинні розраховуватися для кожної паливної кампанії, а проведення розрахунку за усередненими для всіх паливних кампаній вхідними даними може призводити до істотних похибок результатів. Також важливим з точки зору достовірності розрахункового прогнозування є врахування послідовності паливних кампаній, оскільки в залежності від кінетики радіаційного розпухання може істотно змінюватися результуюча формозміна вигородки. Розглянуто наслідки можливого зниження ефективності охолодження на зовнішній поверхні вигородки в разі зменшення зазору між шахтою внутрішньокорпусною і вигородкою, що може викликати локальне підвищення температури в вигородці, але не призводить до помітної зміни радіаційного розпухання. Однак, радіальні переміщення вигородки внаслідок температурного розширення істотно збільшуються, що може викликати збільшення напружень в зоні контакту, як у стінці шахти, так і вигородки. За результатами розрахункового аналізу сформульовані рекомендації,

щодо вдосконалення методів оцінки радіаційного розпухання і прогресуючої формозміни елементів ВКП реактора ВВЕР-1000.

Ключові слова: реактор ВВЕР-1000, внутрішньокорпусні пристрої, вигородка, радіаційне розпухання, радіаційна повзучість, математична модель.

Improving the Methods for Estimating Radiation Swelling and Progressive Dimensional Changes of the Elements of VVER-1000 Internals

Makhnenko O.¹, Kandala S.¹, Cherkashin M.²

¹E.O. Paton Electric Welding Institute, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

²Ltd UKRCNIITMASH, Kyiv, Ukraine

The problem in the computer prediction of radiation swelling in the elements of reactor internals when justifying VVER-1000 safe operation is quite relevant. In this regard, the approaches of the current Standard Program (PM-T.0.03.333–15) for assessing the technical condition and lifetime extension of VVER-1000 internals were considered. The paper presents various models of radiation swelling for 08X18H10T steel of which elements of internals are made. A comparative analysis of the prediction results for various models has been performed. It is shown that the approaches of the current Standard Program, which take into account factors such as the stress-strain state and radiation creep of the material, are the most relevant. The influence of various fuel campaigns and their sequence on the nature of distribution and the maximum value of radiation swelling, as well as on the stress state in the baffle after long-term operation has been investigated. It is determined that the calculated stationary temperature distribution in the baffle may differ significantly depending on the input data on heat release and accumulated fluence, therefore, it must be calculated for each fuel campaign, and the calculation of the input data averaged for all fuel campaigns may lead to significant errors in the results. From the point of view of the reliability, it is also important to take into account the sequence of fuel campaigns, since, depending on the radiation swelling kinetics, the resulting baffle form can significantly change. The consequences of a possible decrease in cooling efficiency on the external surface of the baffle in the case of reducing the gap between the inner cavity and the baffle are considered, which may cause a local temperature increase in the baffle, but does not lead to a noticeable change in the radiation swelling. However, the radial displacement of the baffle due to thermal expansion increases significantly, which can cause an increase in stresses in the contact area, both in the wall of the cavity and in the baffle. According to the results of the computer analysis, recommendations were formulated to improve the approaches to estimating radiation swelling and progressive dimensional changes in the elements of VVER-1000 internals.

Key words: VVER-1000, internals, baffle, radiation swelling, radiation creep, mathematical model.

Отримано 04.03.2019