



УДК 621.791:621.039.6

ИССЛЕДОВАНИЕ НАПРЯЖЕННО-ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ СВАРНЫХ КОНСТРУКЦИЙ ИЗ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ В УСЛОВИЯХ РАДИАЦИОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

О. В. МАХНЕНКО, И. В. МИРЗОВ

Институт электросварки им. Е. О. Патона НАН Украины.
03680, г. Киев, ул. Боженко, 11. E-mail: office@paton.kiev.ua

Выгородка ядерного реактора подвержена высоким дозам радиационного облучения, приводящим к ее заметному деформированию и смыканию зазора между выгородкой и стенкой шахты. Это влечет за собой изменение теплообмена в активной зоне, последствия которого могут быть опасны с точки зрения нарушения температурного режима работы реактора. Для оценки радиационного распухания выгородки была создана двухмерная конечно-элементная модель, в которой использовались отработанные в ИЭС им. Е. О. Патона НАН Украины расчетные алгоритмы, где в качестве радиационного распухания задавались изотропные объемные деформации. Модель нелинейно учитывает зависимость радиационного распухания материала выгородки от температуры облучения, напряженного состояния и пластических деформаций. В модели также описано изменение предела текучести материала стенки сварной шахты как функция температуры облучения и накопленной радиационной дозы. После 25 лет эксплуатации реактора максимальное значение деформаций распухания в материале выгородки составляет 1,3 %, после 40 лет — 1,8, после 60 лет — 3,7. Максимальные радиальные перемещения внешней поверхности выгородки в процессе эксплуатации реактора составляют 11,2 мм после 25 лет, 12,9 мм после 40 лет, 16,1 мм после 60 лет. В более консервативной модели, не учитывающей историю накопления объемных деформаций, за 60 лет эксплуатации выгородка распухает на 26 %, что соответствует еще большим радиальным перемещениям внешней поверхности выгородки наружу. Результаты по распуханию и радиальным деформациям выгородки, полученные с учетом напряженного состояния, свидетельствуют о возможном контакте выгородки со сварной стенкой шахты в течение эксплуатации реактора. Такой контакт может сильно повлиять на напряженно-деформированное состояние сварной конструкции шахты, поэтому требует более детального изучения. Библиогр. 9, табл. 2, рис. 14.

Ключевые слова: сварные металлические конструкции, аустенитная сталь, напряженно-деформированное состояние, выгородка, ресурс реактора, радиационное распухание, численная модель, стенка шахты

В ядерном реакторе источником энергии служат радиоактивные тепловыделяющие элементы стержневой формы (ТВЭЛ). Они группируются в тепловыделяющие сборки (ТВС), образующие активную зону, которую окружает стальная обечайка цилиндрической формы — выгородка (рис. 1), изготавливаемая из аустенитной стали методомковки. В свою очередь ТВС и выгородка размещены в сварной конструкции шахты реактора и крепятся к ее граненому поясу. Основное назначение выгородки — группирование ТВС в активную зону, уменьшение интенсивности нейтронного потока на корпус реактора, обеспечение циркуляции теплоносителя по проектному тракту [1].

Высота выгородки реактора ВВЭР-1000 (рис. 2) — 4070 мм. Она состоит из пяти колец одинаковой высоты, скрепленных между собой шпильками. Внутренняя поверхность колец граненая. Радиус выгородки в месте соединения колец 1742,5 мм. Выгородка циклически симметрична относительно сектора в 60°, что существенно упрощает процесс моделирования.

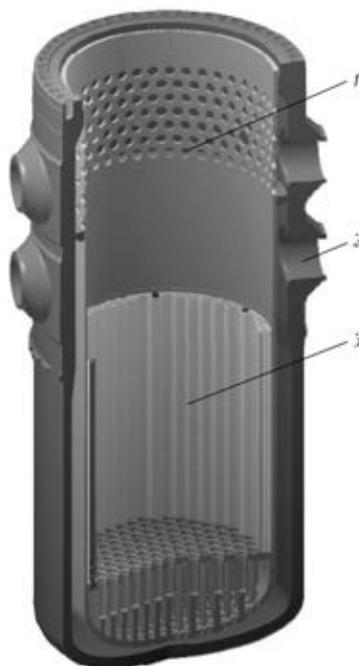


Рис. 1. Конструкция реактора: 1 — шахта; 2 — корпус; 3 — выгородка

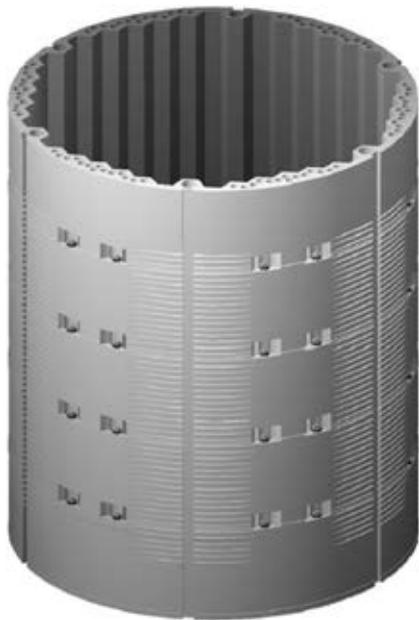


Рис. 2. Общий вид выгородки

Поперечное сечение выгородки (перпендикулярно оси) показано на рис. 3. Диаметр малых каналов 70 мм, диаметр большого канала 130 мм.

Выгородка и стенка сварной шахты ядерного реактора подвержены высоким дозам радиационного облучения, которое вызывает возникновение целого комплекса дефектов, приводящих к деградации физико-механических свойств. В хромоникелевых сталях в рассматриваемых условиях нагрева 400...550 °С происходят микроструктурные превращения с переходом частично из аустенитного в ферритное состояние с образованием карбидов хрома, титана, молибдена и других примесных металлов [2]. Тем не менее основная фаза — аустенит — сохраняет около 90 % общего объема. Так, при высокотемпературном облучении интенсивными нейтронными потоками в аустенитных сталях и сплавах на основе никеля, титана, молибдена, бериллия зарождаются и растут вакансионные поры, что приводит к заметному увеличению объема металла — радиационному набуханию. Этот процесс в значительной степени зависит от радиационной дозы, темпе-

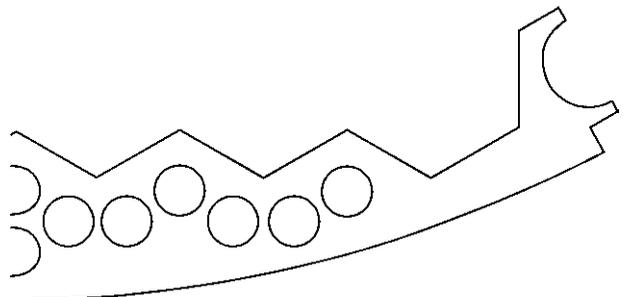


Рис. 3. Сечение выгородки, сектор 30°

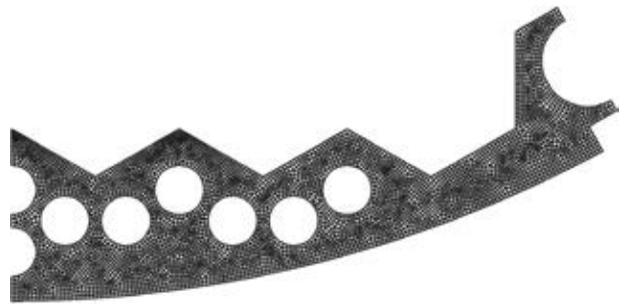


Рис. 4. Двухмерная конечно-элементная модель выгородки, сектор 30°

ратуры облучения и обусловленных распуханием напряжений и пластических деформаций в материале [1–3].

Радиационное распухание материала выгородки приводит к ее деформированию и смыканию зазора между ней и стенкой шахты, что влечет за собой изменение теплообмена в активной зоне, последствия которого могут быть опасны с точки зрения нарушения температурного режима работы реактора. Полное смыкание зазора между выгородкой и стенкой шахты и дальнейшее распухание выгородки приводит к значительному деформированию стенки шахты и росту напряжений, что может привести к ее разрушению. Прогнозирование изменения напряженно-деформированного состояния (НДС) выгородки и сварной конструкции стенки шахты в процессе эксплуатации, в том числе для обоснования продления ресурса действующих энергоблоков ВВЭР-1000 до 60 лет, является сегодня крайне актуальной задачей.

Таблица 1. Физические свойства стали 08X18H10T [4, 5] (коэффициент Пуассона $\nu = 0,3$ [1])

Температура T , °С	Модуль Юнга E , ГПа	Коэффициент линейного расширения α , $\cdot 10^{-6} \text{ К}^{-1}$	Теплопроводность λ , $\text{Вт} \cdot \text{м}^{-1} \cdot \text{К}^{-1}$	Удельная теплоемкость c_p , $\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{К}^{-1}$	Плотность ρ , $\text{кг} / \text{м}^3$
20	205	—	16,6	478	7900
100	200	16,6	17,2	495	7862
200	190	17,0	18,0	516	7821
300	180	17,4	18,7	537	7778
400	170	17,8	19,4	558	7732
500	165	18,2	20,1	579	7684
600	160	18,5	20,8	600	7634

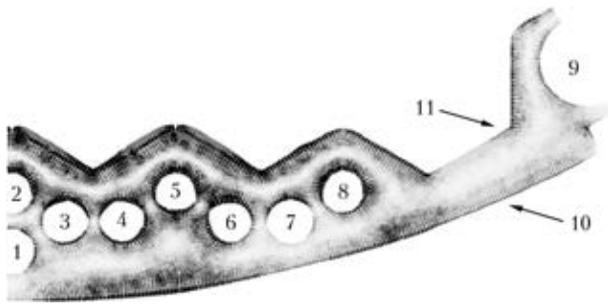


Рис. 5. Тепловые потоки в выгородке: 1–9 — поверхности каналов; 10, 11 — свободные поверхности

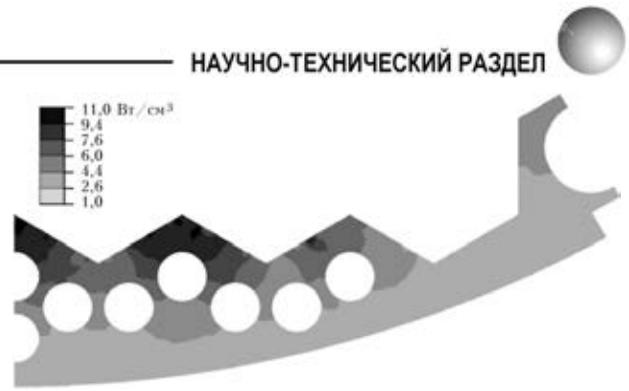


Рис. 6. Объемные тепловыделения в выгородке при работе реактора на полной мощности

Материал выгородки — аустенитная сталь 08X18H10T, химический состав которой следующий, мас. %: 0,8 Si; 0,3 Cu; 2,0 Mn; 10,0 Ni; 0,4 Ti; 0,035 P; 18,0 Cr; 0,02 S. Физические свойства стали 08X18H10T, приведенные в табл. 1, соответствуют начальному (необлученному) состоянию.

Для оценки радиационного распухания выгородки создали двухмерную конечно-элементную модель (рис. 4). Специально для моделирования поведения выгородки выбрали сечение, где значения повреждающей дозы и энерговыделения максимальные. Используются условия циклической симметрии для сектора выгородки в 60° и симметрия относительно прямой, делящей этот сектор на два равных сектора в 30°. Каждая из соответствующих механических задач была решена в условиях обобщенной плоской деформации. Модель, созданная из линейных четырех- или трехузловых элементов в виде четырех- или треугольников, содержит 10486 узлов и 9748 элементов.

Распределение температуры в выгородке в процессе расчета распухания постоянное и определено предварительным нестационарным термодинамическим расчетом (выход реактора на режим максимальной мощности). В качестве граничных условий заданы температуры теплоносителя в каналах и на свободных поверхностях выгородки (рис. 5, табл. 2), а также соответствующие коэффициенты теплопередачи. Учтены объемные тепловыделения в материале выгородки (рис. 6).

Потоки тепла (q , Вт/м²) определяются по формуле

$$q = -h(\theta_{in} - \theta_{out}), \quad (1)$$

где θ_{in} — температура поверхности, °С; h — коэффициент теплопередачи, Вт/(м²·К); θ_{out} — температура теплоносителя, °С.

Расчетным методом найдены значения напряжений и деформаций в выгородке, возникающие при выходе реактора на режим полной мощности. Это НДС заложено в расчет распухания в качестве начальных условий.

Результат расчета температурных полей приведен на рис. 7. Картина и абсолютные значения температуры полностью соответствуют результатам, приведенным в работе [1].

Затем для оценки формоизменения выгородки в течение 60 лет работы реактора проводилось прослеживание по времени возникновения и развития деформаций радиационного распухания и соответственно изменения НДС в условиях постоянного распределения температуры. Периодические охлаждения выгородки при остановках реактора не учитывались, поскольку расчетным путем для одного цикла охлаждения–нагрев было определено, что это не вызывает перераспределения остаточных деформаций. В ИЭС им. Е. О. Патона НАН Украины накоплен большой опыт решения нелинейных задач прослеживания возникновения и развития пластических деформаций при сварке и последующем охлаждении [6], поэтому для решения данной задачи использовали отработанные расчетные алгоритмы, где в качес-

Таблица 2. Температура теплоносителя и значения коэффициентов теплопередачи для различных поверхностей выгородки [1]

Номер поверхности по рис. 5	Температура на поверхности, °С	Коэффициент теплопередачи, Вт/(м ² ·К)
1, 6, 8	291,7	2308
2...5; 2...7	292,1	1331
9	291,7	1115
10	291,7	15900
11	320	39017



Рис. 7. Распределение температуры в выгородке реактора при работе на максимальной мощности

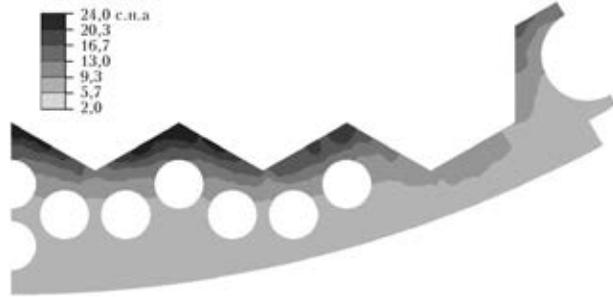


Рис. 8. Повреждающая доза облучения, 22-й топливный цикл
 тве объемных эффектов задавали деформации радиационного распухания в виде изотропных объемных деформаций. Прирост распухания материала вычисляется на каждом временном шаге. Тогда же пересчитываются значения повреждающей дозы (рис. 8), предела текучести, средние напряжения и пластические деформации в каждом конечном элементе. Размер шага по времени составляет 1 год, что обеспечивает достаточную точность в расчете распухания выгородки на случай 25, 40 и 60 лет эксплуатации реактора.

Зависимость распухания S_i рассматриваемого материала в определенный момент времени можно представить в виде [2, 7, 8]

$$S_i = C_D D_i^n f_0(T) f_1(\sigma_m) f_3(\kappa), \quad S_i > 0, \quad (2)$$

где D_i^n — доза облучения, с.н.а (с.н.а — смещения на атом); $f_0(T) = \exp(-r(T - T_{\max})^2)$; $f_1(\sigma_m) = 1 + P\sigma_m$; $f_3(\kappa) = \exp(-\eta\kappa)$; C_D , n , r , P , η — безразмерные константы ($C_D = 1,035 \cdot 10^4$, $n = 1,88$, $r = 1,1 \cdot 10^{-4}$, $P = 4 \cdot 10^{-3} \text{ МПа}^{-1}$, $\eta = 8,75$); $T_{\max} = 470 \text{ }^\circ\text{C}$; T — температура облучения, $^\circ\text{C}$; $\sigma_m = \frac{1}{3}(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)$ — средние напряжения; $\kappa = \int_0^D d\varepsilon_i^p$, где $d\varepsilon_i^p$ — интенсивность приращений пластических деформаций, равная

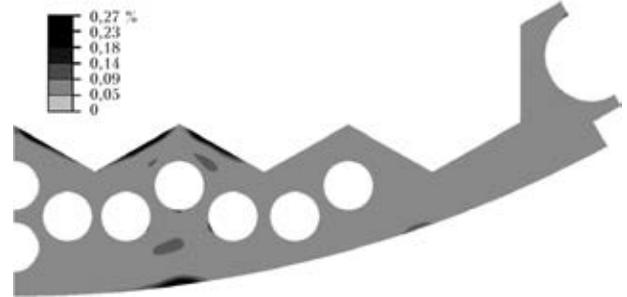


Рис. 10. Интенсивность пластических деформаций в выгородке после выхода реактора на режим

$$d\varepsilon_i^p = \frac{\sqrt{3}}{2} \sqrt{d\varepsilon_{ij}^p d\varepsilon_{ij}^p}, \quad i, j = 1 \dots 3.$$

Суммарное распухание по всем N временным шагам ищется как сумма приращений распухания на каждом шаге:

$$S_\Sigma = \sum_{i=1}^N dS_i, \quad dS_i > 0.$$

Эта модель учитывает историю накопления объемных деформаций вследствие радиационного облучения.

Предел текучести материала выгородки и шахты под действием температуры и радиационного облучения изменяется в соответствии с зависимостью [2]

$$\sigma_{0,2} = 153 + 239 \exp(-2,22 \cdot 10^{-3}(T + 273)) + 365 \left(\frac{T}{T_{\text{обл}}}\right)^{-2,2} \left[1 - \exp\left(-0,47 \frac{D}{D_0}\right)\right]^{0,5}, \quad (3)$$

где $T_{\text{обл}} = 450 \text{ }^\circ\text{C}$; $D_0 = 4,55 \text{ с.н.а.}$

Так, при выходе реактора на режим, когда накопленная доза облучения еще пренебрежимо мала, предел текучести материала падает (рис. 9). Вместе с тем повышается напряженное состояние, что приводит к зарождению пластической области в выгородке (рис. 10). На этом этапе значение предела текучести полностью определяют два первых слагаемых из зависимости (3).

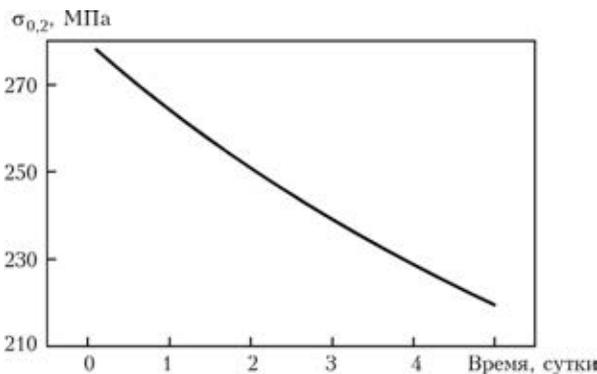


Рис. 9. Падение предела текучести при разогреве выгородки в процессе выхода на рабочий режим (в зоне максимальной температуры)

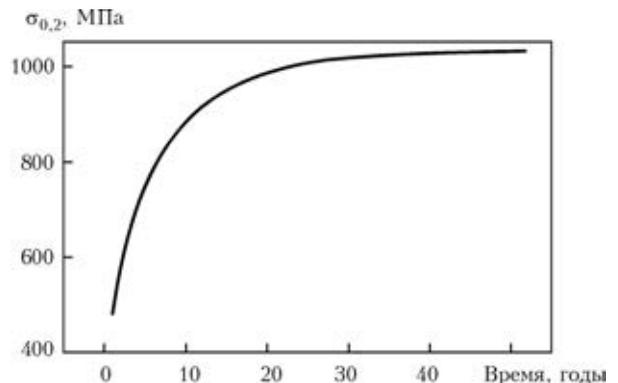


Рис. 11. Увеличение предела текучести при накоплении дозы облучения в процессе эксплуатации выгородки (в зоне максимума накопленной повреждающей дозы)

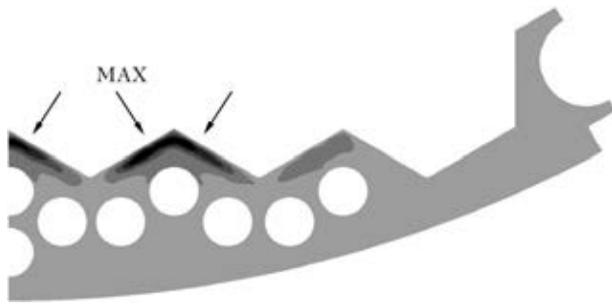


Рис. 12. Общая картина объемных деформаций распухания в выгородке в течение всего срока эксплуатации реактора

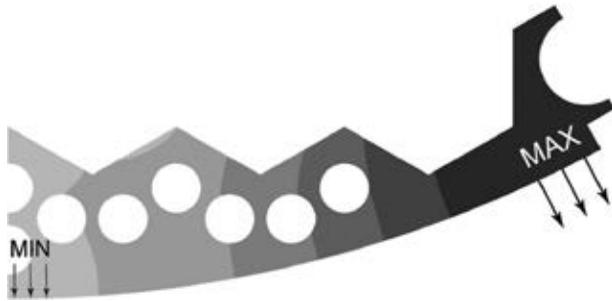


Рис. 13. Области максимального и минимального прироста радиуса в выгородке в процессе эксплуатации

С увеличением накопленной дозы облучения повышается и влияние третьего слагаемого из зависимости (3) на предел текучести. Так, за первый год эксплуатации реактора предел текучести материала выгородки вырос от 220 МПа в области максимума температуры до 480 МПа в области максимума накопленной повреждающей дозы (рис. 11).

Общая картина объемных деформаций распухания в выгородке в течение всего срока эксплуатации реактора сохраняется приблизительно одинаковой (рис. 12), но абсолютная величина распухания увеличивается. После 25 лет эксплуатации реактора максимальное значение деформаций распухания составляет 1,3, после 40 лет — 1,8, после 60 лет — 3,7 %.

Из-за неравномерности прогрева и распухания радиальные деформации в выгородке не одинаковы. Прирост радиуса максимален в области большого канала 9, а минимален в области канала № 1 (рис. 13). Их различие заметно уже при выходе реактора на режим полной мощности, даже когда значение распухания пренебрежимо мало. Прирост радиуса внешней поверхности выгородки при выходе реактора на режим всюду положителен, но при накоплении распухания внешняя поверхность выгородки в районе канала № 1 перемещается внутрь, в то время как радиус в районе большого канала продолжает расти.

Радиальные перемещения внешней поверхности выгородки после выхода реактора на режим нормальной эксплуатации составляют 11,2 мм для области max; 9,4 мм для области min. После 25 лет эксплуатации max(min) радиальные перемещения

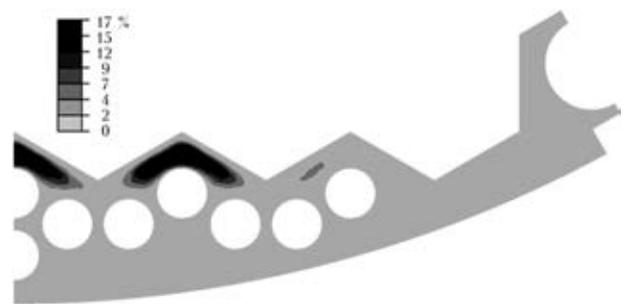


Рис. 14. Объемное распухание выгородки $\Delta V/V$ после 60 лет эксплуатации реактора по формуле (4)

составляют соответственно: 12,9 (8,8 мм); после 40 лет — 14,1 (7,9); после 60 — 16,1 (7,1).

Расчет объемных деформаций вследствие радиационного распухания в целом ряде существующих работ [1] предлагается проводить по следующей формуле:

$$S = \Delta V/V = 0,55(D + 0,1T - 67)\exp(-2,9 \cdot 10^{-4}(T - 485)^2), \quad (4)$$

где S — относительное радиационное распухание, %; $\Delta V/V$ — объемное распухание выгородки, %; D — повреждающая доза облучения, с.н.а.

Такая модель не учитывает напряженного состояния и это значит, что расчет не зависит от истории нагружения. Выражение $(D + 0,1T - 67)$ может принимать отрицательные значения, если доза облучения не достигла определенного значения, в этом случае значение распухания программно обнуляется. В соответствии с этой моделью распухание начинает возникать на 23-м году эксплуатации реактора, когда максимальное значение дозы в выгородке $D = 67 - 0,1T = 25$ с.н.а. Инкубационный период [9], в течение которого накопится эта доза, 23 года.

Оценка по распуханию согласно формуле (4) за 60 лет дает

$$S = 0,55(65,5 + 490/10 - 67)\exp[-2,9 \cdot 10^{-4}(490 - 485)^2] = 0,55 \cdot 47,5 \exp(-7,25 \cdot 10^{-3}) = 26 \%$$

Программный расчет по формуле (4) дает 17 %. Результат расчетов приведен на рис. 14.

Расчет объемных деформаций за 60 лет эксплуатации реактора, выполненный в данной работе по уточненной модели (формулы (2) и (3)) с учетом НДС, дает не 26 %, а значительно более низкое значение — 3,7 %. Таким образом, учет истории нагружения (напряженного состояния) при оценке радиационного распухания материала выгородки и ее радиальных деформаций существенно влияет на точность результатов.

Результаты по распуханию и радиальным деформациям выгородки, полученные с учетом напряженного состояния, свидетельствуют о возможном контакте выгородки со сварной стенкой шахты в течение эксплуатации реактора, началь-



ный минимальный зазор между которыми составляет 2,5 мм. Такой контакт может существенно повлиять на НДС сварной конструкции шахты, поэтому требует более детального изучения и создания трехмерной модели радиационного распухания и контактного взаимодействия выгордки и стенки шахты с учетом распределения дозы облучения и подогревов по высоте конструкций.

1. *Дополнительные работы по оценке технического состояния элементов реактора энергоблока № 1 ОП Южно-Украинской АЭС (этап № 6). Оценка радиационного распухания выгордки / В. Пишгора, С. Вандлик, Д. Лаурова, И. Андел: (Отчет) / ИЯИ. — Ржеж, 2011. — 81 с.*
2. *Механические свойства аустенитных сталей при нейтронном облучении, влияние различных факторов / И. П. Курсевич, Б. З. Марголин, О. Ю. Прокошев, В. И. Кононов // Вопр. материаловедения. — 2006. — 48, № 4. — С. 55–68.*
3. *Микроструктурные механизмы низкотемпературного радиационного распухания и охрупчивания материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-1000 / О. В. Бородин, В. В. Брык, В. Н. Воеводин и др. // Проблемы ресурса і безпеки експлуатації конструкцій, споруд*

- і машин / За ред. Б. Є. Патона. — К.: Ін-т електрозварювання ім. Є. О. Патона, 2006. — С. 161–166.*
4. *Гойна А. Определение текущих значений механических свойств элементов внутрикорпусных устройств: (Отчет) / ИЯИ. — № 02-2007 от 01.02.2008 (этап 5.2.1 ч. 2). — Ржеж, 2011.*
5. *Прочность основного оборудования и трубопроводов реакторных установок ВВЭР / Н. В. Шарый, В. П. Семишкин, В. А. Пиминов, Ю. Г. Драгунов. — М.: ИздАТ, 2004. — 496 с.*
6. *Махненко В.И. Расчетные методы исследований кинетики сварочных напряжений и деформаций. — Киев: Наук. думка, 1976. — 317 с.*
7. *Механические свойства аустенитных сталей при нейтронном облучении, влияние различных факторов. Ч. II. Физические и механические закономерности охрупчивания / И. П. Курсевич, Б. З. Марголин, О. Ю. Прокошев, В. И. Кононов // Вопр. материаловедения. — 2006. — 48, № 4. — С. 99–111.*
8. *Радиационное распухание аустенитных сталей. Влияние различных факторов, обработка экспериментальных данных и формулировка определяющих уравнений / Н. К. Васина, Б. З. Марголин, А. Г. Гуленко, И. П. Курсевич // Там же. — С. 69–89.*
9. *Вотинов С. Н., Прохоров В. И., Островский З. Е. Облученные нержавеющей стали. — М.: Наука, 1987. — 128 с.*

Поступила в редакцию 10.09.2012

СВАРКА И РЕЗКА-2013

13-я Международная специализированная выставка

09–12 апреля 2013 г.

ЗАО «МинскЭкспо»,
Республика Беларусь

При поддержке: Национальной академии наук Беларуси, Государственного научно-производственного объединения порошковой металлургии, ОХП «Институт сварки и защитных покрытий»

Тематика:

- материалы для сварки, наплавки и пайки
- оборудование и технологии сварки, резки, наплавки, пайки и термообработки
- источники питания и системы управления сварочным оборудованием
- оборудование для орбитальной сварки и обработки труб
- электронно-лучевая, лазерная, плазменная сварки и резка
- автоматизированные комплексные системы и агрегаты для сварки и резки
- автоматизация сварочных производственных и технологических процессов, программное обеспечение
- приборы для неразрушающего контроля сварных соединений
- научное и информационное обеспечение сварки
- система подготовки, переподготовки и аттестации сварщиков
- охрана труда и экологическая безопасность в сварочном производстве
- сертификация сварочного оборудования

Международная специализированная выставка «Сварка и Резка» будет проходить одновременно с выставками «Защита от коррозии. Покрытия».

Контакты: E-mail: e_federova@solo.by (Федорова Елена Владимировна).