

<https://doi.org/10.24223/1999-5555-2021-14-1-34-39>

УДК 621.039: 621.311.22: 519.257: 519.222: 51-74

Метод расчета вероятности хрупкого разрушения оборудования АЭС в различных режимах эксплуатации с постулируемой дефектностью

Кузьмин Д. А.*, Кузьмичевский А. Ю.

АО «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций»
Ферганская ул., д. 25, Москва, 109507

Поступила / Received 07.12.2020

Принята к печати / Accepted for publication 25.02.2021

Разрушение металла оборудования по хрупкому механизму является вероятностным событием на атомных электростанциях (АЭС). Расчет на сопротивление хрупкого разрушения проводится для оборудования АЭС, подверженного нейтронному облучению, например, для реакторной установки типа водо-водяного энергетического реактора (ВВЭР) это корпус реактора. Разрушение корпуса реактора приводит к запроектной аварии, поэтому определение вероятности разрушения оборудования по хрупкому механизму является актуальной задачей. При исследовании используется вероятностный анализ хрупкого разрушения, учитывающий статистические данные по остаточной дефектности оборудования, экспериментальные результаты вязкости разрушения оборудования и нагрузки для основных режимов эксплуатации оборудования АЭС. Остаточная дефектность (совокупность оставшихся, не выявленных методами неразрушающего контроля, дефектов в материале оборудования после изготовления (эксплуатации), контроля и ремонта выявленных дефектов) является важнейшей характеристикой материала оборудования, влияющая на его прочность и ресурс. Пропущенный в эксплуатацию дефект значимого размера способен снизить несущую способность и уменьшить время безопасной эксплуатации от номинального проектного значения вплоть до нуля, поэтому любой прогноз надежности конструкции без учета остаточной дефектности будет некорректным. Применение разработанного метода продемонстрировано на примере корпуса реактора АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000 при использовании максимально допустимых эксплуатационных нагрузок, отсутствии разброса нагрузок в различных режимах эксплуатации, а также с учетом реальных значений распределений вязкости разрушения и остаточной дефектности. Практическая значимость разработанного метода заключается в возможности получения значений фактической вероятности разрушения оборудования АЭС с целью определения надежности эксплуатации оборудования, а также возможных запасов надежности для их последующей оптимизации.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: надежность, оборудование, вероятность разрушения, остаточная дефектность, вязкость разрушения, режимы эксплуатации

Адрес для переписки:

Кузьмин Д. А.
АО «ВНИИАЭС»
ул. Ферганская, 25, 109507, г. Москва, Россия,
e-mail: DAKuzmin@vniiaes.ru, Kuzmin_DA@yahoo.com

Address for correspondence:

Kuzmin D. A.
JSC "VNIIAES"
Ferganskaya str., 25, 109507, Moscow, Russia
e-mail: DAKuzmin@vniiaes.ru, Kuzmin_DA@yahoo.com

Для цитирования:

Кузьмин Д. А., Кузьмичевский А. Ю. Метод расчета вероятности хрупкого разрушения оборудования АЭС в различных режимах эксплуатации с постулируемой дефектностью. Надежность и безопасность энергетики. 2021. – Т. 14, №1. – С. 34–39.
<https://doi.org/10.24223/1999-5555-2021-14-1-34-39>

For citation:

Kuzmin D. A., Kuz'michevskiy A. Yu. [The method for calculating the probability of brittle destruction of NPP equipment in different operating modes with postulated defectness]. *Na-dezhnost' i bezopasnost' energetiki = Safety and Reliability of Power Industry*. 2021, vol. 14, no. 1, pp. 34–39. (in Russian)
<https://doi.org/10.24223/1999-5555-2021-14-1-34-39>

The method for calculating the probability of brittle destruction of NPP equipment in different operating modes with postulated defectiveness

Kuzmin D. A.*, Kuz'michevskiy A. Yu.

JSC "All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation" (JSC VNIIAES),
Ferganskaya st., 25, Moscow, Russian Federation, 109507

The destruction of equipment metal by a brittle fracture mechanism is a probabilistic event at nuclear power plants (NPP). The calculation for resistance to brittle destruction is performed for NPP equipment exposed to neutron irradiation; for example, for a reactor plant such as a water-water energetic reactor (WWER), this is a reactor pressure vessel. The destruction of the reactor pressure vessel leads to a beyond design-basis accident, therefore, the determination of the probability of brittle destruction is an important task. The research method is probabilistic analysis of brittle destruction, which takes into account statistical data on residual defectiveness of equipment, experimental results of equipment fracture toughness and load for the main operating modes of NPP equipment. Residual defectiveness (a set of remaining defects in the equipment material that were not detected by non-destructive testing methods after manufacturing (operation), control and repair of the detected defects) is the most important characteristic of the equipment material that affects its strength and service life. A missed defect of a considerable size admitted into operation can reduce the bearing capacity and reduce the time of safe operation from the nominal design value down to zero; therefore, any forecast of the structure reliability without taking into account residual defectiveness will be incorrect. The application of the developed method is demonstrated on the example of an NPP reactor pressure vessel with a WWER-1000 reactor unit when using the maximum allowable operating loads, in the absence of load dispersion in different operating modes, and taking into account the actual values of the distributions of fracture toughness and residual defectiveness. The practical significance of the developed method lies in the possibility of obtaining values of the actual probability of destruction of NPP equipment in order to determine the reliability of equipment operation, as well as possible reliability margins for their subsequent optimization.

KEYWORDS: reliability, equipment, probability of destruction, residual defectiveness, fracture toughness, operating modes

В соответствии с нормами и правилами обеспечения безопасности атомных станций эксплуатация оборудования и трубопроводов АЭС должна быть безопасной [1]. При этом вероятность проектных аварий установлена не чаще, чем 10^{-6} на реактор в год, а разрушение корпуса реактора не чаще, чем 10^{-7} на реактор в год. В действительности в эксплуатации выявляются дефекты металла, которые в зависимости от размеров, можно разделить на три группы: субмикроскопические (сравнимые с размерами атомов), микроскопические (сравнимые с размерами зерен в металле) и макроскопические (сравнимые с размерами элементов конструкций). Число субмикроскопических дефектов (дефекты кристаллической решетки) в металле очень велико. В сечении 1 см^2 попадает $10^8 \div 10^{12}$ дислокаций. Микроскопические дефекты связаны с процессами получения слитка, его обработки давлением, изготовления полуфабриката детали. Это в основном микропоры, неметаллические включения, микронадрывы и т. п. Число микроскопических дефектов существенно меньше субмикроскопических, но все еще велико. Макроскопические дефекты характерны, как правило, для сварных соединений. Вероятность попадания в эксплуатацию конструкции с макродефектом в основном металле очень мала, и, возможно на 3–4 порядка меньше, чем для сварных соединений.

В общем случае можно утверждать, что число дефектов в оборудовании уменьшается с увеличением размеров дефектов (рисунок 1). При этом для оборудования весом в несколько тонн кривая на рисунке 1

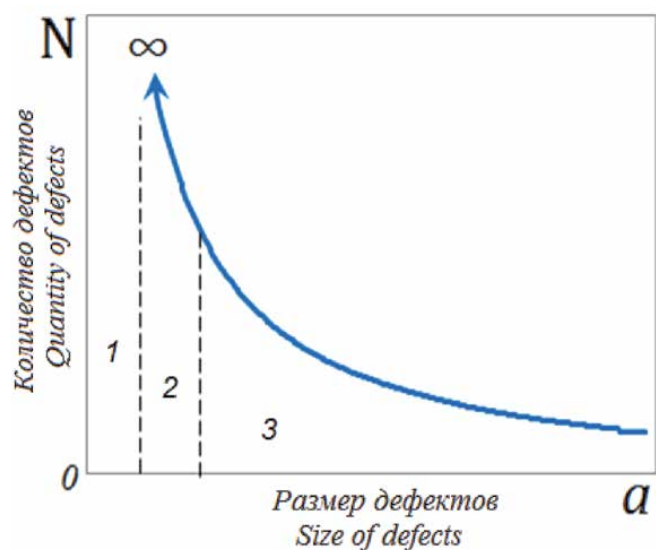


Рисунок 1. Зависимость числа дефектов (N) от их размеров (a):

1 — субмикродфекты, 2 — микродефекты, 3 — макродефекты.

Figure 1. Dependence curve of number of defects (N) on their size (a):

1 — submicrodefects, 2 — microdefects, 3 — macrodefects.

стремиться к бесконечности при размерах дефектов, близких к нулю.

1. Результаты неразрушающего контроля корпуса реактора АЭС

В общем случае зависимость исходной дефектности $f_{исх}$ от размера дефекта (a) можно представить в виде

$$f_{исх}(a) = Aa^{-n}, \quad (1)$$

где A и n — коэффициенты аппроксимации, которые в общем случае зависят от технологии изготовления.

В связи с тем, что в технике отсутствуют методы и средства неразрушающего контроля оборудования, которые имеют 100%-ую выявляемость дефектов металла, всегда имеется определенная вероятность пропуска дефекта, в том числе и дефекта, представляющего опасность (то есть развитие которого во время эксплуатации приведет к разрушению оборудования). На практике оказывается, что практически всегда после неразрушающего контроля и устранения выявленных дефектов в изделии еще остаются дефекты. Именно эти оставшиеся дефекты в конечном итоге и определяют надежность, ресурс и безопасность эксплуатации изделия. Остаточная дефектность — это совокупность дефектов, которая остается в оборудовании после неразрушающего контроля и ремонта выявленных дефектов после контроля. Термин «остаточная дефектность» основывается на понимании несовершенства эксплуатационного неразрушающего контроля и вероятности пропуска дефектов в эксплуатацию [2].

Остаточную дефектность $f_{ост}$ можно определить по формуле

$$f_{ост}(a) = \frac{A}{a^n} e^{-\lambda(a-a_0)}. \quad (2)$$

где a_0 — граничный наименьший размер выявляемого дефекта, зависящий от чувствительности метода контроля, м; λ — коэффициент, учитывающий влияние человеческого фактора, приборно-методических недостатков или сложности доступа к месту контроля, m^{-1} . Исходная, остаточная и постулируемая дефектность вероятностными и детерминистическими методами исследовались в [3–5].

На рисунке 2 представлена дефектность (кривая 1), обнаруженная в сварных соединениях корпуса реактора АЭС с ВВЭР [3], а также расчетная остаточная дефектность (кривая 2), которая остается после контроля и ремонта выявленных дефектов. Рас-

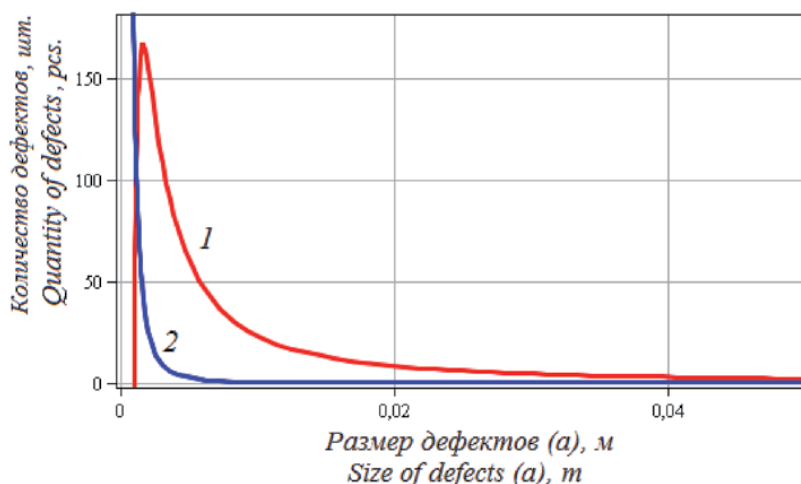


Рисунок 2. Зависимость количества дефектов от их размера: 1 — кривая обнаруженных в результате контроля дефектов; 2 — кривая остаточной дефектности

Figure 2. Dependence of the number of defects on their size: 1 — curve of defects detected as a result of non-destructive testing; 2 — curve of residual defectness

четные константы, используемые в уравнении (2) при условии 90% выявляемости дефектов системами эксплуатационного неразрушающего контроля, следующие: $\lambda = 0,032 m^{-1}$, $n = 2,555$ и $A = 566,0 m^{2,555}$, $a_0 = 0,001 m$.

2. Результаты испытаний металла корпуса реактора на вязкость разрушения

В результате экспериментальных испытаний образцов-свидетелей основного металла корпуса реактора ВВЭР-1000 [6] получена статистика вязкости разрушения (K_{JC}) приведенная на рисунке 3. Для описания представленной статистики использовалось распределение Вейбулла (нормировано к единице), с параметрами распределения $\alpha = 1,23$ и $\beta = 0,41$ в относительных координатах.

$$f(\alpha, \beta, K_{JC}) = \frac{\alpha}{\beta^\alpha} K_{JC}^{\alpha-1} e^{-\left(\frac{K_{JC}}{\beta}\right)^\alpha}, K_{JC} \geq 0. \quad (3)$$

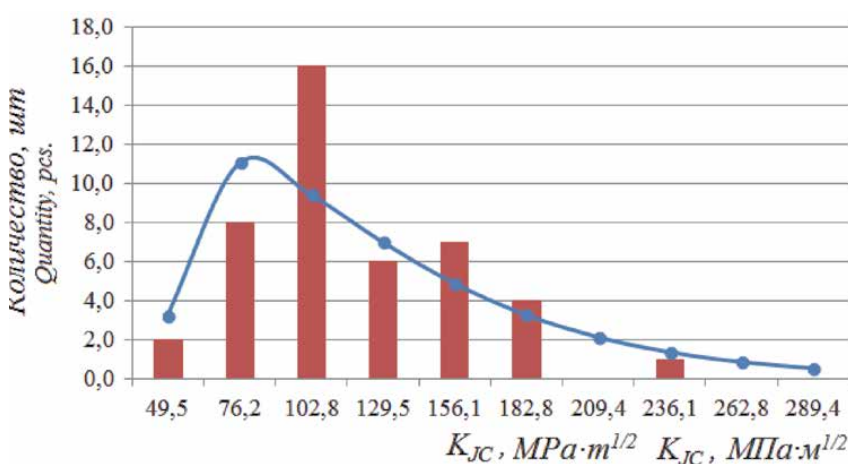


Рисунок 3. Гистограмма вязкости разрушения для основного металла корпуса реактора ВВЭР-1000 и аппроксимирующее распределение Вейбулла

Figure 3. Fracture toughness histogram for the base metal of the WWER-1000 reactor pressure vessel and approximating distribution of Weibull

3. Метод расчета вероятности хрупкого разрушения оборудования АЭС в различных режимах эксплуатации с постулируемой дефектностью

На статистический разброс характеристик прочности и ресурса конструкции оказывает влияние большое число факторов [2, 7–10]. Однако можно выделить несколько факторов, которые оказывают решающее влияние. К таким факторам можно отнести статистический разброс прочностных характеристик материала, характеристик условий эксплуатации, прежде всего термосиловых, а также характеристик остаточной дефектности материала конструкций, если она содержит сварные соединения, литые или другие элементы, в которых под действием технологии изготовления или условий эксплуатации могут возникнуть дефекты.

Если материал конструкции склонен к разрушению по хрупкому механизму и в конструкции содержится трещина, то условием прочности такой конструкции будет следующим

$$K_I \leq K_{JC} \quad (4)$$

где K_I — коэффициент интенсивности напряжений; K_{JC} — вязкость разрушения.

Если конструкция находится в состоянии, при котором возможно хрупкое разрушение — нарушение условия (4), то в этом случае вероятность хрупкого разрушения такой конструкции можно описать уравнением

$$P = \int_0^{K_{JC}^{max}} f(\alpha, \beta, K_{JC}) \int_{K_{JC}}^{K_I^{max}} f(K_I) dK_I dK_{JC} \quad (5)$$

Коэффициент интенсивности напряжений (K_I) в конструкции зависит от геометрических размеров трещины (a) и нагрузок (σ) и на основе Норм расчета на прочность¹ имеет зависимость (6), поэтому, принимая отношение глубины к длине трещины $a/c = 2/3$, составляющую изгибных напряжений $\sigma_q = 0$ и коэффициент, учитывающий влияние концентрации напряжений $\eta = 1$ для корпуса реактора получено уравнение (7).

$$K_I(a) = \eta(\sigma_p M_p + \sigma_q M_q) \left(\pi \frac{a}{10^3} \right)^{0,5} / Q \quad (6)$$

где η — коэффициент, учитывающий влияние концентрации напряжений и при отсутствии таковой равен 1; $M_p = 1 + 0,12(1 - a/c)$; $M_q = 1 - \frac{0,64a}{h}$; $Q = [1 + 4,6(a/2c)^{1,65}]^{1/2}$, h — длина зоны, в которой положительная составляющая изгибных напряжений сохраняет положительное значение

$$K_I(a) = 1,4\sigma\sqrt{a} \quad (7)$$

Для получения распределения коэффициента интенсивности напряжений в зависимости от размера де-

фекта в различных режимах эксплуатации (i), используя уравнения (7) и (2), получено (8), которое должно быть нормировано к единице

$$f_i \left(\left(\frac{K_I}{1,4\sigma_i} \right)^2 \right) = \frac{A}{\left(\frac{K_I}{1,4\sigma_i} \right)^{2n}} e^{-\lambda \left[\left(\frac{K_I}{1,4\sigma_i} \right)^2 - a_0 \right]} \quad \text{или} \quad (8)$$

$$f_i(K_I) = \int_{K_I}^{K_I(s)} \frac{2K_I}{(1,4\sigma)^2} \frac{A}{\left(\frac{K_I}{1,4\sigma} \right)^{2n}} e^{-\lambda \left[\left(\frac{K_I}{1,4\sigma_i} \right)^2 - a_0 \right]} dK_I$$

Следует отметить, что при эксплуатации оборудования под воздействием внешних нагрузок изменяются в установленных проектом пределах напряжения (σ) по определенным законам распределения. Представленный метод позволяет учесть данный разброс.

4. Расчет вероятности хрупкого разрушения на примере корпуса реактора

В качестве примера применения разработанной методики выполнен расчет вероятности хрупкого разрушения корпуса реактора АЭС с ВВЭР-1000 для режимов эксплуатации: нормальные условия эксплуатации (НУЭ), гидравлические испытания (ГИ) и аварийная ситуация (АС). Расчет проводился по схеме, представленной на рисунке 4 с использованием уравнений (3) и (8).

Расчет вероятности хрупкого разрушения (5) выполнялся при использовании максимально допускаемых нагрузок, отсутствии разброса нагрузок в различных режимах эксплуатации, а также с учетом реальных значений распределений вязкости разрушения (рисунок 3) и остаточной дефектности для корпуса реактора (рисунок 2).

На рисунке 4 представлена кривая вязкости разрушения (K_{JC}), полученная в результате экспериментальных испытаний образцов-свидетелей основного металла корпуса реактора ВВЭР-1000. На основе (3) и данных, приведенных в разделе 2, получено

$$f(\alpha, \beta, K_{JC}) = \frac{1,23}{0,14^{1,23}} K_{JC}^{1,23-1} e^{-\left(\frac{K_{JC}}{0,41} \right)^{1,23}}, K_{JC} \geq 0.$$

Также на рисунке 4 представлены кривые распределения коэффициента интенсивности напряжений в зависимости от размера дефекта в различных режимах эксплуатации. На основе (2) и данных о дефектности, обнаруженной в сварных соединениях корпуса реактора АЭС с ВВЭР, приведенных в разделе 1, получено

$$f_{\text{НУЭ}}(K) = \frac{2K_I}{(1,4 \cdot 126)^2} \frac{566}{\left(\frac{K_I}{1,4 \cdot 126} \right)^{2 \cdot 2,555}} e^{-0,032 \left[\left(\frac{K_I}{1,4 \cdot 126} \right)^2 - 0,001 \right]} \quad \text{для режима НУЭ,}$$

$$f_{\text{ГИ}}(K) = \frac{2K_I}{(1,4 \cdot 171)^2} \frac{566}{\left(\frac{K_I}{1,4 \cdot 171} \right)^{2 \cdot 2,555}} e^{-0,032 \left[\left(\frac{K_I}{1,4 \cdot 171} \right)^2 - 0,001 \right]} \quad \text{для режима ГИ,}$$

$$f_{\text{АС}}(K) = \frac{2K_I}{(1,4 \cdot 432)^2} \frac{566}{\left(\frac{K_I}{1,4 \cdot 432} \right)^{2 \cdot 2,555}} e^{-0,032 \left[\left(\frac{K_I}{1,4 \cdot 432} \right)^2 - 0,001 \right]} \quad \text{для режима АС,}$$

¹ Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). – М.: Энергоатомиздат 1986; 525

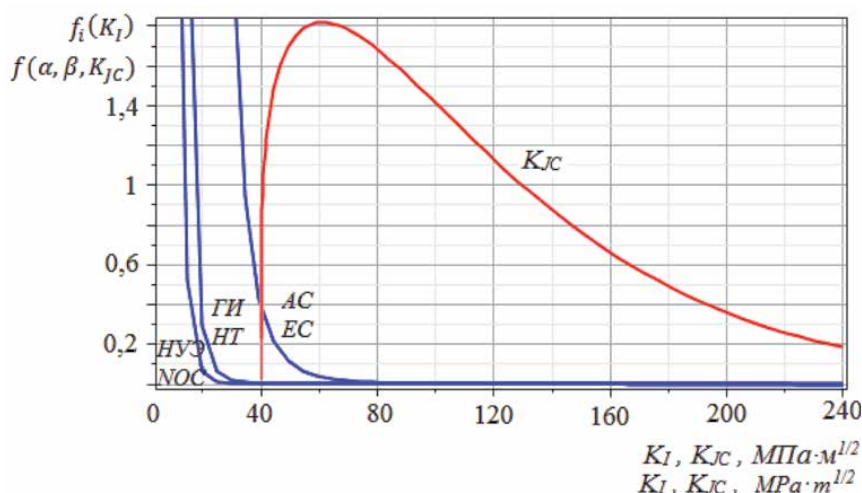


Рисунок 4. Построение функций $f_i(K_I)$ (для режима НУЭ, ГИ и АС) и $f(\alpha, \beta, K_{JC})$
Figure 4. Construction of functions $f_i(K_I)$ (for НОС, НТ and ЕС) и $f(\alpha, \beta, K_{JC})$

где действующие в корпусе реактора напряжения σ принимались: для НУЭ — 126 МПа, для ГИ — 171 МПа, для АС — 432 МПа.

В связи с тем, что константы α и β для кривой вязкости разрушения K_{JC} были получены для относительных координат (от 0 до 1), то для возможности совместного отображения функций на рисунке 4, функции коэффициента интенсивности напряжений в зависимости от размера дефекта $f_{НУЭ}(K_I)$, $f_{ГИ}(K_I)$ и $f_{АС}(K_I)$ были нормированы к единице с соответствующими нормировочными коэффициентами.

В результате расчетов по уравнению (5) получены следующие значения вероятностей события хрупкого разрушения в год: $P_{НУЭ}$ равно $4,59 \cdot 10^{-6}$; $P_{ГИ}$ — $5,17 \cdot 10^{-5}$; $P_{АС}$ — $6,77 \cdot 10^{-3}$.

С учетом того, что в Нормах расчета на прочность установлены допускаемые значения $[K_I]$ для различных режимов эксплуатации, проведен расчет вероятности хрупкого разрушения P для случая превышения максимально допускаемых размеров дефектов (Норма предполагается существование в оборудовании дефектов) в металле оборудования для различных режимов эксплуатации. Например, основываясь на Нормах расчета на прочность, $[K_I]_i$ для стали марки 15Х2НМФА: для НУЭ равно $41 \text{ МПа}\cdot\text{м}^{1/2}$, для ГИ — $54 \text{ МПа}\cdot\text{м}^{1/2}$; для АС — $82 \text{ МПа}\cdot\text{м}^{1/2}$. С учетом формул (2) и (3) получена формула для вероятности хрупкого разрушения

$$P = \int_0^{[K_I]_i} f(\alpha, \beta, K_{JC}) dK_{JC} \cdot \int_{a^*}^s f_{\text{ост}}(a) da,$$

где s — толщина стенки корпуса реактора, принималась равной 0,285 м; $a^* = 1/\pi \cdot [K_I]_i^2/f\sigma$ — размер дефекта, принимался для режима НУЭ равным 0,054 м, для ГИ — 0,051 м, для АС — 0,0184 м.

В результате выполненных расчетов получены следующие вероятности хрупкого разрушения в год: $P_{НУЭ}$ равно $7,9 \cdot 10^{-7}$; $P_{ГИ}$ — $2,2 \cdot 10^{-5}$; $P_{АС}$ — $3,9 \cdot 10^{-4}$.

Описанные в статье примеры оценивают вероятность

хрупкого разрушения корпуса реактора при условии 90%-ой достоверности проводимого неразрушающего контроля. Достоверность неразрушающего контроля зависит от метода и объекта контроля, а также человеческого фактора, в связи с этим вероятность разрушения может измениться как в меньшую, так и в большую сторону.

Стоит отметить, что применение гидравлических испытаний приводит к исключению дефектов больших размеров, что приводит к снижению вероятности разрушения по хрупкому механизму (данное обстоятельство не учитывалось в примере расчета), но не исключает дефекты меньших размеров, которые в процессе эксплуатации оборудования могут дорости до критических размеров.

Заключение

Разработан метод расчета вероятности хрупкого разрушения оборудования АЭС, учитывающий остаточную дефектность металла оборудования, различные режимы эксплуатации оборудования и разброс вязкости разрушения.

Определена вероятность хрупкого разрушения корпуса реактора в различных режимах эксплуатации на основе фактической остаточной дефектности и разбросе вязкости разрушения.

Нормы расчета на прочность допускают существование дефектов в оборудовании, на основе которых проводят детерминистические расчеты на сопротивление хрупкому разрушению. Для оценки надежности эксплуатации оборудования необходимо применять как детерминистические, так и вероятностные подходы. В связи с этим, необходимо дополнить Нормы вероятностными подходами для оценки событий хрупкого разрушения с учетом остаточной дефектности для достоверной оценки надежности оборудования АЭС.

Список использованных источников

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15). Ядерная и радиационная безопасность 2016; 1(79): 39–62.
2. Гетман А. Ф. Теории и технологии обеспечения прочности технических объектов. Нестор-История 2019; 632.
3. Кузьмин Д. А., Кузьмичевский А. Ю., Верташенов М. В. Остаточная дефектность и вероятность существования дефектов с размером, превышающим допускаемое значение. Строительная механика инженерных конструкций и сооружений 2020; 5(16): 414–423.
4. Маловик К. Н., Мирошниченко А. Н., Совершенствование контроля остаточной дефектности трубопроводов АЭС. Вестник Белорусско-Российского университета 2015; 1(46): 79–85.
5. Кузьмин Д. А. Исследование условий обеспечения безопасности главного циркуляционного трубопровода на основе кон-

цепции ТПР. Строительная механика инженерных конструкций и сооружений 2016; 5: 16–23.

6. Ерак А. Д. Взаимосвязь параметров трещиностойкости сталей корпусов реакторов ВВЭР-1000 со структурными параметрами поверхностей разрушения образцов типа SE(B): Дис. канд. техн. наук. Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт" 2015; 134.

7. Антонов А. В., Острейковский В. А. Ресурс и срок службы оборудования энергоблоков атомных станций (на примере энергоблоков Смоленской АЭС). Инновационное машиностроение 2017; 535.

8. Шишкин Д., Карлин Д., Ольнев С. Оценка вероятности хрупкого разрушения трубопроводов и сосудов давления. ТехНАДЗОР 2015; 11(108): 400–401.

9. Извенков Ю. А., Банатурский Н. В. Определение вероятности отказа механической конструкции с учетом рассеяния прочностных характеристик ее материала. Современные проблемы науки и образования 2015; 1-1: 190.

10. Махутов Н. А., Зацаринный В. В. Статистический и вероятностный анализ механических свойств для разных технологических выборок. Заводская лаборатория. Диагностика материалов 2018; 1-1(84): 50–55.

References

1. General provisions for ensuring the safety of nuclear power plants (NP-001-15). Nuclear and radiation safety 2016; 1(79): 39–62. (In Russ.)

2. Getman A. F. Theory and technology of ensuring the strength of technical objects. Nestor-History 2019; 632. (In Russ.)

3. Kuzmin D. A., Kuzmichevskiy A. Yu., Vertashenok M. V. Residual defectness and probability of existence of defects with the size exceeding the allowed value. Construction mechanics of engineering structures and structures 2020; 5(16): 414–423. (In Russ.)

4. Malovik K. N., Miroshnichenko A. N., Improvement of control of residual defects of NPP pipelines. Bulletin of the Belarusian-Russian University 2015; 1(46): 79–85. (In Russ.)

5. Kuzmin D. A. Investigation of the conditions of safety ensure of the main circulating pipeline on the basis of the LBB concept. Structural mechanics of engineering constructions and buildings 2016; 5: 16–23. (In Russ.)

6. Erak A. D. Interrelation of crack resistance parameters of WWER-1000 reactor pressure vessel steels with structural parameters of fracture surfaces of SE(B) type samples: Dis. Cand. of technical Sciences. National research center "Kurchatov Institute" 2015; 134. (In Russ.)

7. Antonov A. V., Ostreikovskiy V. A. Resource and service life of equipment for nuclear power units (on the example of Smolensk NPP power units). Innovative engineering 2017; 535. (In Russ.)

8. Shishkin D., Karlin D., Olnev S., Estimation of the probability of brittle destruction of pipelines and pressure vessels. TechNADZOR 2015; 11(108): 400–401. (In Russ.)

9. Izvekov Yu. A., Banaturskiy N. V., Determining the probability of failure of mechanical design, taking into account the scattering of the strength characteristics of its material. Modern Problems of Science and Education 2015; 1-1: 190. (In Russ.)

10. Makhutov N. A., Zatsarinnyy V. V. The statistical and probabilistic analysis of the mechanical properties for different technological samples. Industrial laboratory. Diagnostics of materials 2018; 1-1(84): 50–55. (In Russ.)

