

ПРИМЕНЕНИЕ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ МЕТОДА ОЦЕНКИ НАДЕЖНОСТИ, ОСНОВАННОГО НА ЧИСЛЕННОМ МОДЕЛИРОВАНИИ

Процедуры лицензирования новых атомных электростанций являются очень жесткими и детерминистическими. Это относится также ко всем ответственным элементам АЭС. Вероятностные методы являются эффективными при принятии ответственных решений на стадии оптимизации управления АЭС (Plant Life Management) или на стадии продления срока службы АЭС (Plant Life Extension). При этом обычно используются программы „Вероятностный анализ безопасности“ (PSA) и „Исследовательская программа оценки сейсмической безопасности“ (SSMRP). Необходимыми входными данными служат вероятности отказа компонентов. Объектом данного исследования были пассивная система, состоящая из трубопроводов, вентилях, крепежа и различных демпферов вибрации. При решении этой задачи используется метод оценки надежности, основанный на численном моделировании. Представлены два примера применения этого метода в Институте ядерных исследований (ИЯИ Ржеж, Чехия).

Ключевые слова: АЭС, метод оценки надежности, численное моделирование, сквозная трещина в стенке реактора, внутрикорпусные устройства реактора.

Введение. Атомная энергетика основана на определении категории систем, важных для безопасности. Это системы и компоненты, обеспечивающие остановку реактора, расхолаживание активной зоны и охрану окружающей среды от недопустимого радиоактивного загрязнения. Поэтому отчеты по безопасности и расчеты по прочности в течение проектирования нового типа реактора должны быть детерминистическими. Вероятностный подход к расчетам, например вероятностный анализ безопасности, допускается только на этапе оптимизации управления (Plant Life Management) или на этапе продления срока службы АЭС (Plant Life Extension). Если применяется вероятностный анализ безопасности, необходимыми входными данными являются вероятности отказа компонентов. В случае так называемых „активных“ компонентов вероятности отказа определяются в результате анализа данных, полученных при эксплуатации. В случае „пассивных“ компонентов (трубопроводы, задвижки и т.д.) вероятность необходимо определить путем расчета. Одним из возможных подходов является метод оценки надёжности, основанный на численном моделировании. Ниже будут описаны основные принципы и их применение при оценке вероятности роста сквозной трещины в трубопроводе компенсатора давления и стабильности внутрикорпусных устройств реактора типа ВВЭР в вертикальном направлении.

1. Основы оценки надёжности, базирующейся на численном моделировании. Условия надёжности можно выразить разными способами

[1]. На рис. 1,а представлен подход, который совпадает с методом определения прочности. С помощью модели преобразования (ТМ-1) проектант преобразует действующие усилия в эффекты усилий (S – значит модель системы). В качестве примера можно использовать анализ системы под действием нагрузки в целом, определить осевые усилия, моменты и сдвиг во всех поперечных сечениях, которые надо проанализировать. Другая модель преобразования (ТМ-2) предназначена для определения сопротивления (RV), которое определено, например, по условиям прочности в виде допускаемых усилий во всех поперечных сечениях, элементах и т.д. В сокращенном виде RV выражает способность выдерживать нагрузку без „механического“ повреждения или достижения предельных значений RV. Последние получены либо теоретически, либо по данным эксперимента. Анализ функции надежности $RF = RV - S$ позволяет определить вероятность отказа P_1 и её сравнение с допускаемой вероятностью P_f может быть доказательством того, что в целом условие надёжности (RC) выполняется.

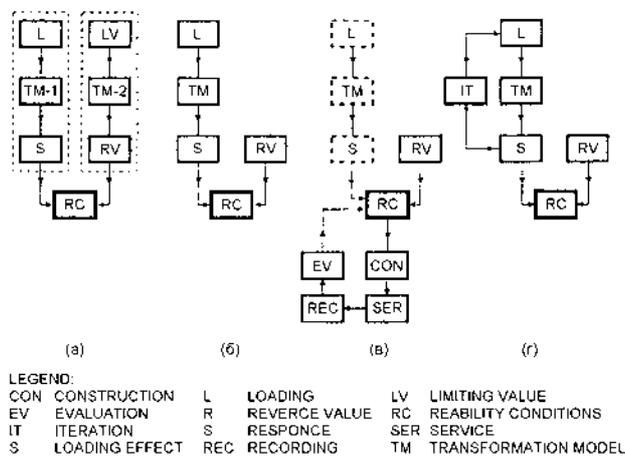


Рис. 1. Условия надёжности по [1].

Условия надёжности, для которых модели преобразования ТМ-2 нет в нормативных или в рабочих документах, представлены на рис. 1,б. Модель преобразует действующие усилия (моменты, нормальные и тангенциальные усилия и т.д.) в отклик системы и её компонентов, который может быть выражен в виде напряжений, деформаций, кривых усилие – перемещение, ускорений, коэффициентов интенсивности напряжений и т.д. Результаты этих расчетов сравниваются с предельными значениями сопротивления RV, полученными экспериментально или другим путем.

На рис. 1,в показан третий подход, применяемый в случаях, когда существуют значительные неопределенности в действующих усилиях и (или) в модели преобразования. Анализ надёжности такой системы основан на измерениях в процессе эксплуатации. Это тот случай, когда применяется диагностика. Путем обработки полученных данных можно непрерывно составлять прогнозы, касающиеся надёжной работы.

Четвертый подход иллюстрирует рис. 1,г. Он применяется в случаях, когда амплитуда действующих усилий зависит от перемещений системы. Типичным примером является взаимодействие грунта и, например, фундамента АЭС (soil-structure interaction). Модель преобразования применяется для анализа отклика в начальной фазе эксплуатации. После этого итерацией уточняются реалистические усилия и отклик. По достижении условия равновесия можно рассчитать результирующую вероятность P_f и сравнить её с предельной вероятностью P_{limit} .

2. Анализ устойчивости развития сквозной трещины с применением метода R6. Исторически сложилось так, что проектирование высокоэнергетических трубопроводов ($P \geq 2$ МПа или $t \geq 100^\circ\text{C}$) основано [2] на постуляции разрывов. В настоящее время существует возможность от этого отказаться, но только в случае если трубопровод отвечает правилам „течь перед разрывом“ [3]. Порядок проведения расчетов следующий:

– постулируется наличие сквозной трещины (осевой или окружной) длина которой соответствует расходу теплоносителя 38 л/мин;

– необходимо доказать, что такая трещина будет стабильной в условиях нормальных условий эксплуатации и максимального расчетного землетрясения в районе АЭС.

Доказательство основано на методах KWU/MPA, R6 и LBB, NRC. Проанализируем метод R6 [4].

2.1. Входные данные, влияющие на стабильность трещины. Результаты детерминистического расчета армянской АЭС „Метсамор“ показывают, что проходная трещина нитки К Д диаметром 245 мм и длиной $L = 156,7$ мм находится под действием усилий:

– НУЭ: $M = 3\,038$ Нм, $F_{ax} = 433\,130$ Н;

– МРЗ: $M = 44\,855$ Нм, $F_{ax} = 10\,084$ Н;

– $P = 12,05$ МПа; $T = 315^\circ\text{C}$

и что она стабильная. Для определения входных данных, которые влияют на стабильность трещины будем предполагать, что изменяются длина трещины $L = \in(100; 340)$ мм, величина $J_{0,2}$ в диапазоне $35 \dots 105$ кДж/м² и осевое усилие $F_{ax} = \in(0,3 \text{ МН}; 1 \text{ МН})$. Результаты приведены на рис. 2.

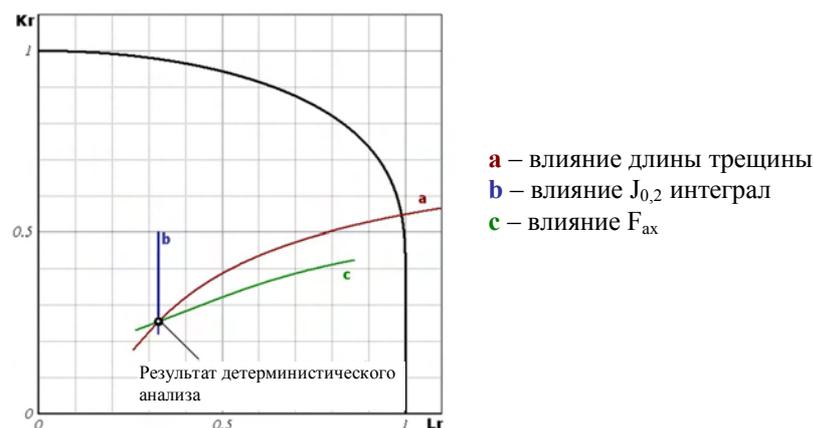


Рис. 2. Влияние параметров L , $J_{0,2}$, F_{ax} на стабильность трещины.

2.2. Влияние старения и максимального расчетного землетрясения.

В следующем будем предполагать, что входные данные являются взаимно независимыми, имеют случайный характер и определены формой ограниченных гистограмм (рис. 3 – 6).

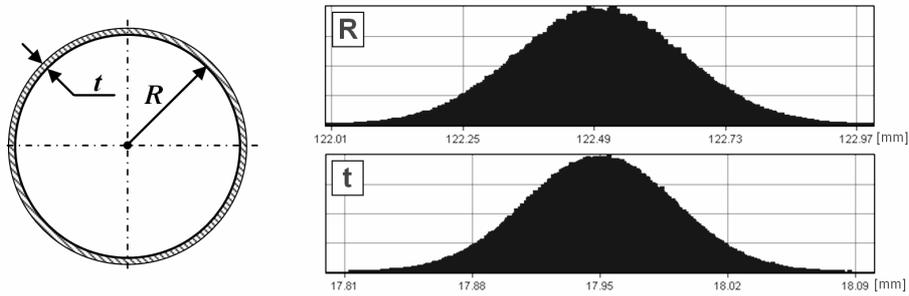


Рис. 3. Гистограмма диаметра трубопровода и толщины стенки.

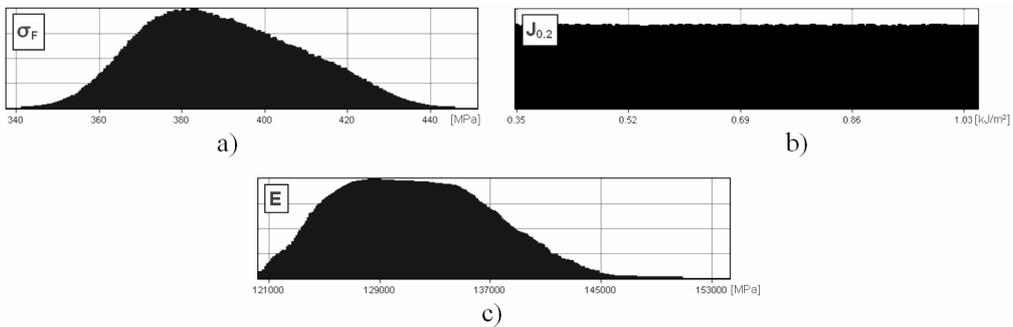


Рис. 4. Гистограммы свойств материала: а) „flow stress“ σ_F ; б) $J_{0,2}$; в) модуль упругости E .

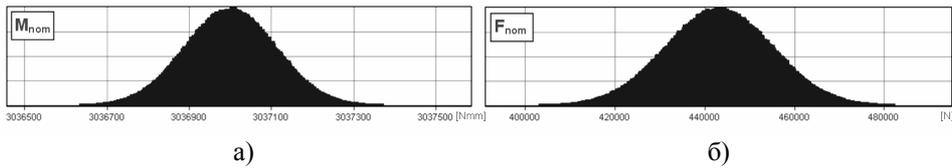


Рис. 5. Гистограммы статических усилий: а) M ; б) F_{ax} .

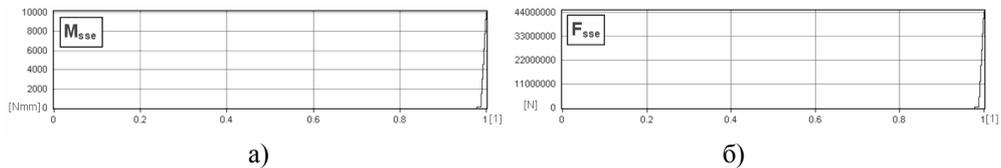


Рис. 6. Гистограммы сейсмических усилий: а) M^{SSE} , б) F_{ax}^{SSE} .

Природа гистограмм на рис. 6 следующая: они выражают относительную продолжительность действия МРЗ. Видно, что преобладает время, где эти усилия нулевые и только в промежутке времени 2% они отличны от нуля вследствие МРЗ. Величины M^{SSE} и F_{ax}^{SSE} получены расчетным путем для АЭС «Метсамор», Армения и, учитывая неопределенности, гистограмма основана на требовании, чтобы упомянутые выше величины были превышены только в 10^{-4} случаях.

Расчеты были сделаны расчетным методом AnthillTM [5] который является развитием метода оценки надёжности, основанного на численном моделировании [1]. В этом случае метод преобразования (ТМ, см. рис. 1) основан на уравнениях подхода R6. В каждом шаге численного моделирования строился вектор входных данных, и рассчитывались величины K_r и L_r . Произведено всего 10^7 симулирующих шагов, и в результате мы получили гистограммы K_r , L_r (рис. 7). Программа делает возможным получать выходные величины K_r и L_r в каждом шаге численного моделирования и представлять результаты в виде двумерной диаграммы, так называемого „муравейника“ (рис. 8).

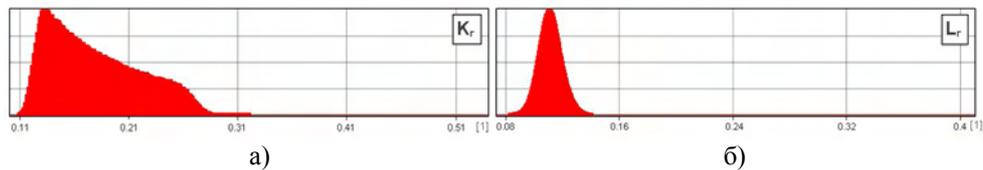


Рис. 7. Гистограммы результирующих значений K_r (а) и L_r (б).

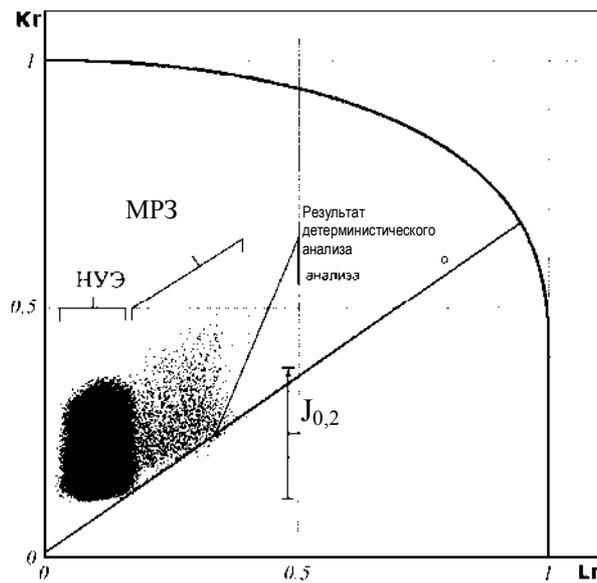


Рис. 8. Муравейник.

Из рис. 8 можно легко определить участки, соответствующие условиям нормальной эксплуатации (НУЭ), условиям МРЗ и старения материала, которым соответствует понижение значения $J_{0,2}$ и результатом которого является только рост величины K_r .

При расчете вероятности начала роста трещины самыми важными являются такие шаги численного моделирования, которые находятся за пределами предельной кривой. Применяя модель Дагдейла-Баренблатта [4], опишем эту кривую следующим уравнением

$$Kr = Lr \left\{ \frac{8}{\pi^2} \cdot \ln \left[1 / \cos \left(\frac{\pi}{2} \cdot Lr \right) \right] \right\}^{\frac{1}{2}}. \quad (1)$$

Поскольку это уравнение не позволяет включить в расчеты значения L_r , соответствующие пластическому коллапсу, надо применить следующий подход

$$-\frac{\pi^2}{8} \cdot \frac{Kr^2}{Lr^2} = \ln \left[\cos \left(\frac{\pi}{2} Lr \right) \right]. \quad (2)$$

После преобразования уравнения (2) получим

$$-\exp \left[-\frac{1}{8} \left(\pi \frac{K_r}{L_r} \right)^2 \right] + \cos \left(\frac{\pi}{2} Lr \right) = 0. \quad (3)$$

Из рис. 9 очевидна пропорциональность между рассчитанными величинами L_{r_i}, K_{r_i} в одном шаге численного моделирования и соответствующими значениями на предельной кривой $L_{r_i}^L, K_{r_i}^L$.

$$\frac{Kr_i}{Lr_i} = \frac{Kr_i^L}{Lr_i^L}. \quad (4)$$

Если подставить уравнение (4) в уравнение (3), в результате получим

$$Lr_i^L = \frac{2}{\pi} \cdot \arccos \left(e^{-\frac{1}{8} \left(\pi \frac{Lr_i}{Kr_i} \right)^2} \right) \quad (5)$$

и

$$Kr_i^L = Lr_i^L \frac{Kr_i}{Lr_i}. \quad (6)$$

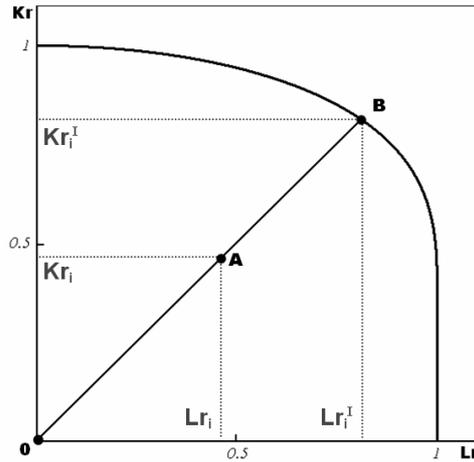


Рис. 9. Определение коэффициента безопасности.

Функцию надёжности (которая в этом случае зависит от геометрии трубопровода, свойств материала, действующих усилий и длины сквозной трещины) можно представить в виде

$$RF = \frac{|OB|}{|OA|}, \quad (7)$$

где $|OA| = \sqrt{Kr_i^2 + Lr_i^2}$, $|OB| = \sqrt{(Kr_i^I)^2 + (Lr_i^I)^2}$.

Значения функции надёжности находятся в диапазоне $(0; \infty)$. В пределах одного шага численного моделирования, эта функция представляет собой коэффициент безопасности от нестабильного развития трещины для данного вектора случайно сгенерированных наборов входных данных. После выполнения $i = N$ шагов численного моделирования получим гистограмму этих величин(рис. 10).

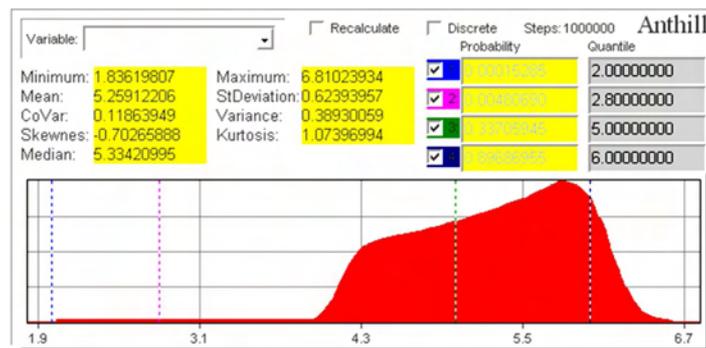


Рис. 10: Гистограмма функции надёжности.

Из рис. 10 видно, что необходимое и достаточное условие для нестабильного расширения трещины принимает вид

$$RF = \frac{|OB|}{|OA|} < 1 \quad (8)$$

и условие $RF > 1$ представляет стабильную трещину. Вероятность P_{non} нестабильного развития трещины рассчитываем по формуле

$$P_{non} = \frac{N}{N_c}, \quad (9)$$

где N соответствует количеству шагов численного моделирования, которые удовлетворяют уравнению (8), а N_c – общему числу шагов численного моделирования.

3. Вероятностный анализ стабильности внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР 1000/320 в вертикальном направлении. На рис. 11 изображен поперечный разрез реактора ВВЭР 1000/320. Внутрикорпусные устройства (ВКУ) состоит из внутрикорпусной шахты (СВ), выгородки (СЗ), блока защитных труб (ВГТ) и рабочих кассет (ФА). Их стабильность в вертикальном направлении обеспечивает тороидальная труба диаметром 65×8,5 мм, которая находится на фланце внутрикорпусной шахты и прижимается к фланцу крышкой реактора.

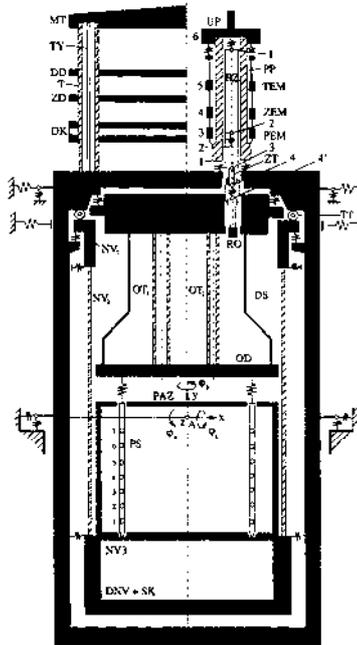


Рис. 11. Поперечный разрез реактора ВВЭР 1000/320.

Статическое условие стабильности принимает вид:

$$\frac{F_{TT} + F_{FA} + G_m}{F_{\Delta p}} > 1, \quad (10)$$

где F_{TT} – прижимное усилие от тороидальной трубы; F_{FA} – прижимное усилие от пружин в головках; G_m – собственный вес ВКУ с влиянием усилия Архимеда; $F_{\Delta p}$ – усилие всплытия, вызванного потерей давления теплоносителя в АЗ.

Влияние неопределенностей учитывается в уравнении (10) повышением коэффициента безопасности от 1 до 1,1.

ИЯИ Ржеж в сотрудничестве с кафедрой механики Университета Западной Чехии, г. Пльзень разработали уравнение динамического равновесия [6], которое было использовано для развития метода оценки надежности, основанного на численном моделировании. Этот подход основан на предположении, что возбуждающими усилиями, которые действуют на поверхность шахты, являются пульсации давления, генерированные главным циркуляционным насосом. Они вызывают маятниковое движение шахты и корпуса реактора, результатом которого является динамическая деформация фланца шахты, которую надо включить в уравнение равновесия (10). Вследствие этого уравнения для минимального прижимающего усилия тороидальной трубы принимает вид [6]

$$(F_{TT})_{\min} = k_y \times d_{NV} - F_{FA} - G_m + F_{\Delta p} - F_{IR} + F_{TE}, \quad (11)$$

где k_y – жёсткость фланца шахты в вертикальном направлении; d_{NV} – динамическая деформация фланца; F_R – усилие, вызванное радиационной деформацией рабочей кассеты; F_{TE} – усилие от компенсационной деформации обечайки шахты.

В рамках применения данного подхода, предполагается, что все величины, входящие в уравнение (11) «сопряжены с неопределенностями», которые имеют случайный характер, возникающий из примененных математических моделей, расчетных кодов и взаимодействием между внутрикорпусными устройствами реактора. Вследствие этого, уравнение функции надёжности принимает вид

$$RF = (F_{TT, \min})_{VAR} - (k_y)_{VAR} \cdot (d_{NV})_{VAR} - (F_{FA})_{VAR} - (G_m)_{VAR} + (F_{\Delta p})_{VAR} - (F_{IR})_{VAR} + (F_{TE})_{VAR}. \quad (12)$$

С помощью расчетной программы “Anthill“ было получено решение уравнения (12) для всех возможных комбинаций работающих ГЦН и для каждой из них была рассчитана вероятность потери стабильности в вертикальном направлении (рис. 12). Один из полученных результатов изображен на рис. 13.

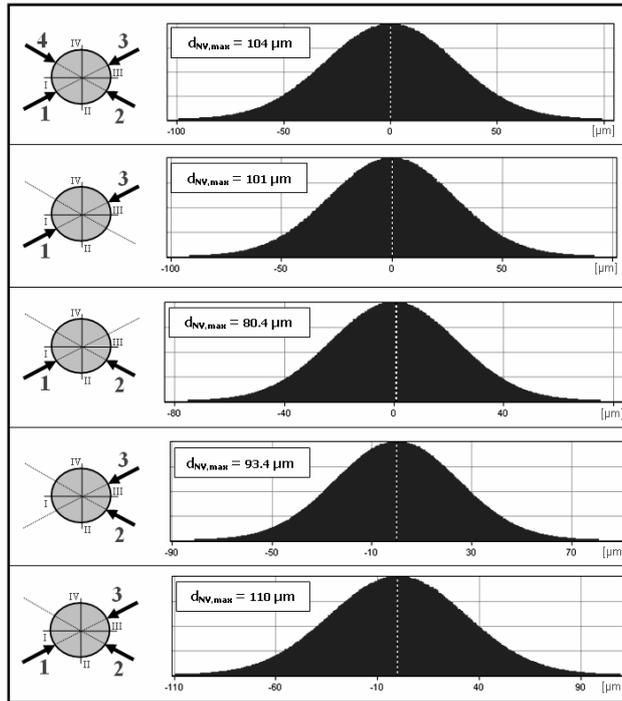


Рис. 12. Возможные комбинации работающих ГЦН.

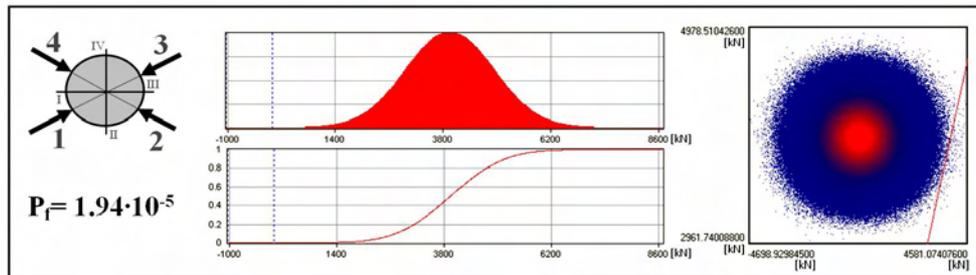


Рис. 13. Функция надёжности и „муравейник“ для четырёх работающих ГЦН.

На „муравейнике“ особый интерес представляет область под прямой в его правой части. Точки, которые здесь находятся, представляют „запрещенные“ комбинации переменных, входящих в уравнение (12). Если обозначим как N число этих точек и N_C число всех возможных комбинаций ($N_C = 10^7$ в этом случае), то вероятность потери стабильности определяется уравнением

$$P_f = \frac{N}{N_C} = 1,94 \times 10^{-5}. \quad (13)$$

Заключення. Показана перспективність використання метода оцінки надійності, основанної на численному моделюванні, для рішення проблем атомної енергетики. Следуючий етап наших робіт буде направлений на розробку вероятностного підходу применительно к концепції течь перед разрывом.

Summary

Licensing of new nuclear power plants is every deterministic. The same is valid of all safety related components. Probabilistic methods represent good tool for decision making in concurrent period of Plant Life Management (PLIM) and Plant Life Extension (PLEX). The Probabilistic Safety Assessment (PSA) and Seismic Safety Margin Research Programme (SSMRP) are usually used. The passive system as piping, valves, supports and various dampers of vibrations are objects of our interest. The Simulation Based Reliability Analysis (SBRA) method seems to be useful for solution of these problems. We present two applications of this method performed in Nuclear Research Institute Rez.

Keywords: nuclear power plants, SBRA, through wall crack, reactor internals.

Резюме

Процедури ліцензування нових атомних електростанцій є дуже жорсткими і детерміністичними. Це відноситься також до всіх відповідальних елементів АЕС. Ймовірнісні методи є ефективними при прийнятті відповідальних рішень на стадії оптимізації управління АЕС (Plant Life Management) або на стадії продовження терміну служби АЕС (Plant Life Extension). При цьому зазвичай використовуються програми "Ймовірнісний аналіз безпеки" (PSA) та "Дослідницька програма оцінки сейсмічної безпеки" (SSMRP). Необхідними вхідними даними служать ймовірності відмови компонентів. Об'єктом даного дослідження були пасивна система, що складається з трубопроводів, вентилів, кріплення і різних демпферів вібрації. При вирішенні цього завдання використовується метод оцінки надійності, заснований на чисельному моделюванні. Наведено два приклади застосування цього методу в Інституті ядерних досліджень (ІЯД Ржеж, Чехія).

Ключові слова: АЕС, метод оцінки надійності, чисельне моделювання, скрізна тріщина в стінці реактора, внутрішньокорпусні пристрої реактора.

1. *Marek P. et al.* Probabilistic Assessment of Structures Using Monte Carlo Simulations, Academy of Sciences of CR, Institute of Theoretical and Applied Mechanics, Second Edition. – Prague, 2003.
2. *US NRC Generic Letter 87 – 11:* Relaxation in Arbitrary Intermediate Pipe Rupture Requirements.
3. *US NRC Standard Review Plan,* Chapter 3.6.3: Leak Before Break Procedures.

4. *Ikonen K. et al.* Leak Before Break Evaluation Procedures for Piping Components. Finnish Center for Radiation and Nuclear Safety. – Helsinki, 1995.
5. Windows file of program Anthill™ 2.5.0.1 Professional.
6. *Печинка Л. и др.* Влияние вибраций ВКУ реактора ВВЭР 1000/320 АЭС Темелин на устойчивость шахты реактора. // The 5th Int. Conf. „Safety Assurance of NPP with WWER“, FSUE OKB GIDROPRESS. – Podolsk, (Russia), 2007.

Поступила 30.05.2009