ЗМІСТ

Е. Н. Никулина, В. П. Северин.
Многокритериальный синтез
систем управления реакторной установки
путем минимизации
интегральных квадратичных оценок 3

М. В. Максимов, С. Н. Пелых,
О. В. Маслов, В. Е. Баскаков.
Влияние неопределенности исходных данных
на оценку долговечности оболочки твэла
при переменном режиме эксплуатации 13

А. П. Шугайло, С. П. Костенко, А-др П. Шугайло,
В. Б. Крицкий, Д. И. Рыжов, Л. В. Хамровская.
К вопросу о переназначении
допустимого числа циклов нагружения
тепломеханического оборудования 19

С. І. Азаров, Г. А. Сорокін.
Розрахунок температурних процесів,
що відбуваються в захисній оболонці АЕС
при авіакатастрофі 23

В. Н. Шевель, Ю. Н. Лобач,
Ю. Н. Нестерук, И. В. Хомич.
Обеспечение контроля радиационной безопасности
исследовательского реактора ВВР-М 30

А. В. Королев. Использование инжектора
в системе САОЗ для повышения
ее функциональной надежности 37

С. В. Габелков, Р. В. Тарасов, Н. С. Полтавцев,
Ю. П. Курило, Е. Г. Ледовская, Ф. В. Белкин.
Эволюция фазового состава
при термической обработке соосажденных
гидроксидов циркония, иттрия и европия 39

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська,
А. В. Носовський, О. Є. Трофімова.
Загальні підходи до розробки програми
радіаційного захисту
при перевезенні радіоактивних матеріалів 44

Али Калванд, И. В. Казачков.
Проблема охлаждения расплава кориума
в контейнменте в пассивных системах защиты
от тяжелых аварий. Часть 2 50

А. В. Носовский, В. Н. Васильченко, А. А. Ключников.
Управление ядерными знаниями —
необходимое условие реализации
энергетической стратегии Украины 55

CONTENTS

E. Nikulina, V. Severin.
Multicriterion synthesis
of reactor facility control systems
through minimization
of integral quadratic estimations 3

M. Maksimov, S. Pelykh,
O. Maslov, V. Baskakov.
Influence of initial data uncertainty upon estimation
of the fuel element cladding durability
at a variable operation mode 13

O. Shugaylo, S. Kostenko, Ol-dr Shugaylo,
V. Krytskyy, D. Ryzhov, L. Khamrovska.
Concerning reassignment
of permissible numbers
of mechanical equipment loading cycles 19

S. Azarov, G. Sorokin.
Calculation of temperature processes
in NPP containment occurred
in air crash 23

V. Shevel, Yu. Lobach,
Yu. Nesteruk, I. Khomich.
Assurance of WWR-M research
reactor radiation safety monitoring 30

A. Korolyov.
Use of the injector in the ECCS system
to improve its functional reliability 37

S. Gabelkov, R. Tarasov, N. Poltavtsev,
J. Kurilo, E. Ledovskaya, F. Belkin.
Phase composition evolution in heat treatment
of co-precipitation of zirconium, yttrium
and europium hydroxide 39

V. Bogorad, T. Lytvyns'ka,
A. Nosovsky, O. Trofimova.
General approaches to develop
radiation protection program in transport
of radioactive materials 44

Ali Kalvand, I. Kazachkov.
Problem of corium melt cooldown
in the containment in passive
severe accidents protection systems. Part 2 50

A. Nosovsky, V. Vasylchenko, A. Klyuchnikov.
Management of nuclear knowledge —
necessary condition to implement
the energy strategy in Ukraine 55

УДК62.503.51

Е. Н. Никулина, В. П. Северин

Национальный технический университет «Харьковский политехнический институт»

Многокритериальный синтез систем управления реакторной установки путем минимизации интегральных квадратичных оценок

Рассматривается математическое моделирование систем автоматического управления реакторной установки ВВЭР-1000 с различными типами регуляторов. Разработаны линейные модели систем управления тепловой мощностью ядерного реактора ВВЭР-1000. Приведены результаты многокритериального синтеза систем управления тепловой мощностью ядерного реактора ВВЭР-1000 путем минимизации улучшенных интегральных квадратичных оценок. Разработаны линейные модели систем управления производительностью парогенератора ПГВ-1000. Проведены идентификация и многокритериальная оптимизация систем управления производительностью парогенератора ПГВ-1000 с различными типами регуляторов.

О. М. Нікуліна, В. П. Северин

Багатокритеріальний синтез систем управління реакторної установки шляхом мінімізації інтегральних квадратичних оцінок

Розглядається математичне моделювання систем автоматичного управління реакторної установки ВВЕР-1000 з різними типами регуляторів. Розроблено лінійні моделі систем управління тепловою потужністю ядерного реактора ВВЕР-1000. Наведено результати багатокритеріального синтезу систем управління тепловою потужністю ядерного реактора ВВЕР-1000 шляхом мінімізації покращених інтегральних квадратичних оцінок. Розроблено лінійні моделі систем управління продуктивністю парогенератора ПГВ-1000. Виконано ідентифікацію і багатокритеріальну оптимізацію систем управління продуктивністю парогенератора ПГВ-1000 з різними типами регуляторів.

Системы управления реакторной установки должны удовлетворять многочисленным требованиям по безопасности, надежности и качеству процессов [1–4]. Одна из основных научных задач создания систем автоматического управления (САУ) установки — задача многокритериального параметрического синтеза систем. Особенностями этой задачи являются влияние на показатели качества систем управления реакторной установки многих конструктивных параметров, математические модели высокого порядка в виде систем дифференциальных уравнений (СДУ), сложность определения значений параметров с учетом условий физической и практической реализуемости процессов [5–7].

Обычно методы параметрического синтеза систем управления основаны на существенном снижении порядка моделей систем и использовании упрощенных критериев качества [8, 9]. При этом теоретически полученные значения параметров модели, как правило, не обеспечивают желаемых процессов в реальной системе. Целесообразно для идентификации моделей использовать данные экспериментов по исследованию динамики процессов управления [10–12]. Узким местом параметрического синтеза систем управления является недостаточное применение численных методов для оптимизации показателей качества, обусловленное ограниченной областью определения показателей. Существенного повышения качества многокритериального синтеза систем можно достичь векторной оптимизацией показателей на основании пошагового подхода последовательного выполнения требований к системе [13, 14]. Такой подход показал свою эффективность при параметрическом синтезе систем управления нейтронной мощностью реактора и уровнем воды в парогенераторе [15, 16]. В связи с этим возникает необходимость в разработке моделей и методов многокритериального параметрического синтеза САУ реакторной установки, основанных на методах оптимизации показателей качества систем управления, которая и определяет актуальность данной работы.

Динамические свойства реакторной установки ВВЭР зависят от ее локальных САУ — перспективной САУ тепловой мощностью (САУТМ) ядерного реактора, САУ производительностью (САУП) парогенератора и др. [3]. Для улучшения динамических свойств САУ реакторной установки предлагается оптимизировать улучшенные интегральные квадратичные оценки (ИКО) математических моделей САУ.

Цель статьи состоит в математическом моделировании САУТМ и САУП реакторной установки ВВЭР-1000, а также оптимизации их ИКО. Рассматривается многокритериальный принцип формирования улучшенных ИКО; приводятся векторные целевые функции для синтеза систем управления путем минимизации ИКО, математическое моделирование элементов реакторной установки ВВЭР-1000, ее САУТМ и САУП с различными типами регуляторов, а также результаты синтеза САУТМ. Выполняется идентификация САУП по экспериментальным данным [10] и ее синтез.

Улучшенные интегральные квадратичные оценки

Пусть $y(x,t)$ — переходная функция САУ, зависящая от вектора переменных параметров $x \in R^p$ и масштабированная: $y(x, 0) = 0,\ y(x, \infty) = 1$. По отклонению $z(x,t) = y(x,\infty) - y(x,t)$ сформируем простейшую ИКО отклонения

$$J_0(x)=\int_0^{\infty}\left[z(x,t)\right]^2 dt. \qquad (1)$$

Минимизация этой ИКО приводит к переходным процессам с большими значениями перерегулирования и показателей колебательности [8]. Для уменьшения этих значений используют ИКО производных отклонения

$$J_k(x)=\int_0^{\infty}\left[\frac{\partial^k z(x,t)}{\partial t^k}\right]^2 dt. \qquad (2)$$

Минимизация таких ИКО приводит к переходным процессам с большим значением времени регулирования [8]. Таким образом, частные критерии качества САУ (1) и (2) противоречивы. Решение многокритериальной задачи оптимизации критериев качества (1) и (2) в виде компромисса их применения может быть достигнуто использованием свертки этих критериев и переходом к минимизации улучшенной ИКО:

$$J(x)=\sum_{k=0}^{l} c_k J_k(x), \qquad (3)$$

где c_k — весовые коэффициенты свертки, от выбора которых зависит качество оптимального переходного процесса, полученного минимизацией оценки (3). Эту оценку можно записать в таком виде [9]:

$$J(x)=I(x)+C, \qquad (4)$$

где

$$I(x)=\int_0^{\infty}\left[\sum_{k=0}^{l} w_k z_t^{(k)}(x,t)\right]^2 dt; \qquad (5)$$

C — постоянная; w_k ($k=\overline{0,l}$) — весовые коэффициенты этой оценки, которые однозначно определяются коэффициентами оценки (3); $z_t^{(k)}(x,t)$ — производные отклонения по времени.

Улучшенная ИКО (5) также представляет косвенный показатель качества переходных процессов в САУ, но имеющий преимущество перед оценкой (3), поскольку его весовые коэффициенты можно напрямую связать с желаемым качеством оптимального процесса. Разработаны алгоритмы вычисления ИКО (5) [14].

Рассмотрим стандартную передаточную функцию $W_0(s)=1/(s+1)$, которой соответствует экспоненциальная переходная функция $y_0(t)$ с известным временем регулирования $t_0=3$ с при зоне установившегося значения 0,05. Зададим желаемое время регулирования t_e, вычислим коэффициент изменения масштаба времени $w=t_e/t_0$ и определим передаточную функцию $W_e(s)=1/(ws+1)$, которой отвечает эталонная переходная функция $y_e(t)=y_0(t/w)$ с желаемым временем регулирования t_e. Близость масштабированной и эталонной переходных функций определяет ИКО (5) первого порядка с $l=1$:

$$I(x)=\int_0^{\infty}\left[z(x,t)+w\frac{\partial z(x,t)}{\partial t}\right]^2 dt. \qquad (6)$$

Аналогично зададим ИКО второго порядка по формуле (5) при $l=2$:

$$I(x)=\int_0^{\infty}\left[z(x,t)+w_1\frac{\partial z(x,t)}{\partial t}+w_2\frac{\partial z^2(x,t)}{\partial t^2}\right]^2 dt, \qquad (7)$$

где весовые коэффициенты w_1 и w_2 определяются по известной стандартной передаточной функции второго порядка.

Улучшенная ИКО (5) определена в области устойчивости САУ, заданной неравенствами

$$\alpha_i(x)>0,\quad i=\overline{0,n};\quad \rho_k(x)>0,\quad k=\overline{2,n-1}, \qquad (8)$$

где $\alpha_i(x)$ — коэффициенты характеристического уравнения САУ; $\rho_k(x)$ — элементы первого столбца таблицы Рауса; n — порядок САУ.

Следовательно, задачи многокритериального параметрического синтеза САУ сводятся к задачам векторной оптимизации улучшенной ИКО (5), которая определена только в области устойчивости САУ. На основе пошагового подхода для последовательного учета ограничений области устойчивости формируются векторные целевые функции критериев качества систем управления в виде двумерной функции $F(x)=(F_1(x);F_2(x))$: первая проекция функции определяет уровень ограничения, а вторая проекция составляется по принципу лексикографической задачи оптимизации [13, 14]. Таким образом, для минимизации ИКО формируется векторная функция:

$$F(x)=\begin{cases}(0;P(x)), & x\in H_0,\\ (k;-\rho_{k+1}(x)), & x\in H_k,\ k=\overline{1,n-2},\\ (n-1;I(x)), & x\in H_{n-1},\end{cases} \qquad (9)$$

где $P(x)$ — внешняя штрафная функция необходимых условий устойчивости; H_k — область уровня ограничения, для любой точки которой выполнено k первых ограничений, а следующее ограничение с номером $k+1$ нарушено. Составляющие этой функции: $F_1(x)$ — функция уровня (количество выполненных ограничений), $F_2(x)$ — функция штрафа.

В случае САУ с одним переменным параметром параметрический синтез будем выполнять эффективными векторными методами одномерного поиска — адаптации шага (АШ), делением отрезка пополам (Д2) и золотым сечением (ЗС) [17, 18], а в случае нескольких переменных — векторным методом Нелдера–Мида (НМ), векторным методом Бройдена–Флетчера–Гольдфарба–Шанно (БФГШ) с адаптацией шага и векторным методом Ньютона–Рафсона (НР) с адаптацией шага [19].

Модели систем управления тепловой мощностью реактора

Нейтронная мощность ядерного реактора, входящего в САУ тепловой мощности, регулируется регулятором нейтронной мощности с помощью привода поглощающих стержней. Тепловая мощность регулируется регулятором тепловой мощности, на вход которого поступает сигнал ошибки, формирующийся сигналами с датчиков температур. Структурная схема линейной системы управления тепловой мощностью реактора представлена на рис. 1.

Структурная схема включает сумматор, регулятор тепловой мощности (РТМ), модель системы автоматического управления нейтронной мощностью реактора и отрицательную обратную связь. На вход САУ подается уставка мощности q_{rs}, выходом является координата тепловой мощности q_r. Текущее значение тепловой мощности измеряется датчиком и отрицательной обратной связью подается на сумматор, формируя сигнал ошибки:

$$\varepsilon=q_{rs}-q_r. \qquad (10)$$

Ошибка поступает на вход РТМ с передаточной функцией $W_C(t)$, который по заданному закону регулирования

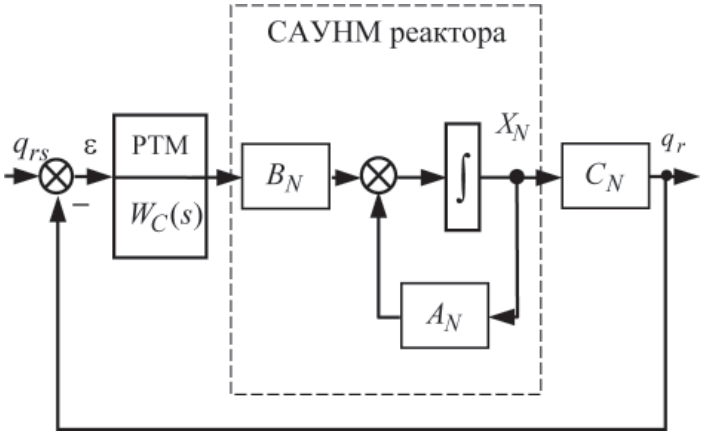


Рис. 1. Структурная схема САУТМ

формирует управляющее воздействие, соответствующее уставке нейтронной мощности ν_s. Управляющее воздействие подается на регулятор нейтронной мощности, изменяет вектор его состояния, изменяя тепловую мощность реактора q_r.

Найдем коэффициент перехода k_r от относительной температуры теплоносителя θ_r к относительной тепловой мощности q_r: $q_r = k_r\theta_r$. Из формулы относительной тепловой мощности [7]

$$q_r = \frac{Q_r}{Q_0},$$

где Q_r — тепловая нагрузка активной зоны; Q_0 — мощность реактора в номинальном режиме.

Определим тепловую нагрузку Q_r как

$$Q_r = c_r G_r t_{r0}\theta_r,$$

где c_r — удельная теплоемкость теплоносителя в активной зоне; G_r — массовый расход теплоносителя через реактор; t_{r0} — значение средней температуры теплоносителя в номинальном режиме. Отсюда

$$k_r = \frac{c_r G_r t_{r0}}{Q_0}.$$

Построим математические модели САУ тепловой мощности реактора на основе линейной САУ нейтронной мощностью реактора с двумя группами запаздывающих нейтронов [16] с различными регуляторами в виде

$$\frac{dX_{Hc}}{dt} = A_{Hc}X_{Hc} + B_{Hc}q_{rs}, \qquad q_r = C_{Hc}X_{Hc}, \qquad (11)$$

где индекс c соответствует типу регулятора.

Модели САУ с ПИ регулятором построим по моделям САУ нейтронной мощностью [16] и ПИ регулятора при $\nu_s = u_P + u_I$:

$$\begin{cases} \dfrac{dX_N}{dt} = A_N X_N + B_N K_{HP}(q_{rs} - C_N X_N) + B_N u_{HI}, \\ \dfrac{du_{HI}}{dt} = \lambda_{HI}(q_{rs} - C_N X_N), \end{cases}$$

$$q_r = C_N X_N. \qquad (12)$$

Объединив переменные состояния, получим:

$$X_{Hpi} = \begin{pmatrix} X_N & u_{HI} \end{pmatrix}^T, \qquad C_{Hpi} = \begin{pmatrix} C_N & 0 \end{pmatrix},$$

$$A_{Hpi} = \begin{pmatrix} A_N - K_{HP}B_N C_N & B_N \\ -\lambda_{HI}C_N & 0 \end{pmatrix}, \; B_{Hpi} = \begin{pmatrix} K_{HP}B_N \\ \lambda_{HI} \end{pmatrix}. \qquad (13)$$

Исследовав установившийся режим, определим $q_r(\infty) = q_{rs}$, т. е. САУ с ПИ регулятором является астатической системой. Аналогично построены модели САУ с другими типами регуляторов.

Синтез систем управления тепловой мощностью реактора

В моделях САУТМ реактора (11) — (13) значения параметров регуляторов являются неизвестными величинами. Найдем их путем оптимизации векторной целевой функции (9) с ИКО первого порядка $l = 1$ (6). В серии предварительных вычислительных экспериментов по минимизации ИКО определим значение времени эталонного процесса t_e для САУТМ с различными регуляторами, соответствующее монотонным переходным процессам без перерегулирования с минимальным временем регулирования: для П и ПД регуляторов $t_e = 30$ с, для И и ИД регуляторов $t_e = 100$ с, для ПИ и ПИД регуляторов $t_e = 50$ с. Результаты минимизации ИКО САУ тепловой мощностью реактора с П, И, ПИ, ПД, ИД, ПИД регуляторами представлены в табл. 1 с указанием метода оптимизации, количества вычислений функции N_f, минимального значения ИКО I^*, оптимальных значений параметров регуляторов K^*_{HP}, λ^*_{HI}, λ^*_{HD} и соответствующего им времени регулирования t^*_c. Время наблюдения $T_f = 500$, начальная точка поиска $x^{(0)} = 1$.

На рис. 2 представлен процесс оптимизации первой проекции F_1 векторной функции (9) для ИКО САУ с ПИ регулятором векторным методом БФГШ.

На рис. 3 приведен график второй проекции F_2 векторной функции (9). Переменными параметрами являются $x_1 = K_{HP}$ и $x_2 = \lambda_{HI}$. На этих графиках показаны все точки поиска: начальная точка отмечена кругом, конечная — ромбом. На рис. 4 представлены переходные процессы: штриховой линией — эталонный процесс, сплошными тонкой и жирной линиями — процессы в начальной и конечной точках. Графики эталонного и конечного процессов практически совпадают.

Анализ результатов синтеза САУТМ реактора позволяет сделать следующие выводы. При П регуляторе установившееся значение ошибки регулирования (10) близко к единице, поэтому данный регулятор неприменим. При И регуляторе большое время регулирования. При ПД регуляторе, как и при П регуляторе, установившееся значение ошибки регулирования близко к единице, а также имеет место большой разброс значений параметра дифференциальной составляющей, что говорит о слабой зависимости ИКО от его значений. При ИД регуляторе время регулирования меньше, чем при И регуляторе, но существенно больше, чем при ПИ регуляторе. Время регулирования при ПИД регуляторе немного меньше, чем при ПИ, но он реализуется сложнее. Целесообразно использовать ПИ регулятор, позволяющий получить процессы с высоким быстродействием. Одномерные методы позволяют успешно справиться с поставленной задачей. Методы второго порядка иногда застревали, не доходя до оптимальной точки из-за овражности оптимизируемой функции.

Таблица 1. Минимизация ИКО САУТМ реактора

Метод	N_f	K^*_{HP}	λ^*_{HI}	λ^*_{HD}	I^*	t^*_c
АШ	45	0,06	—	—	0,46	34,5
ЗС	65	0,06	—	—	0,46	34,5
Д2	78	0,06	—	—	0,46	34,5
АШ	51	—	0,03	—	5,63	76
ЗС	65	—	0,03	—	5,63	76
Д2	77	—	0,03	—	5,63	76
НМ	213	0,62	0,06	—	0,45	53
БФГШ	118	0,62	0,06	—	0,45	53
НР	135	0,62	0,06	—	0,45	53
НМ	500	0,00	—	29648	0,1	34,6
БФГШ	500	0,02	—	722	0,1	33,8
НР	355	0,01	—	1634	0,1	34,3
НМ	292	—	0,03	36,48	5,13	73,6
БФГШ	339	—	0,03	36,48	5,13	73,6
НР	293	—	0,03	36,48	5,13	73,6
НМ	422	0,61	0,06	23,31	0,11	50
БФГШ	497	0,61	0,06	23,31	0,11	50
НР	337	0,61	0,06	23,31	0,11	50

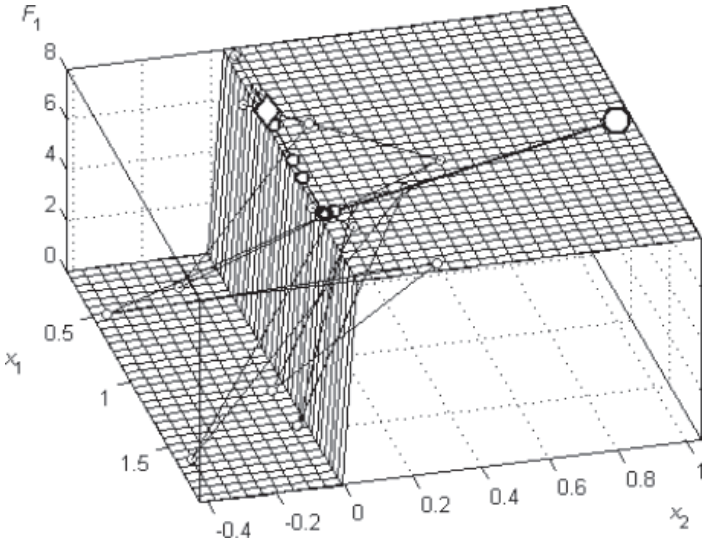


Рис. 2. Функция уровня и траектория синтеза САУТМ

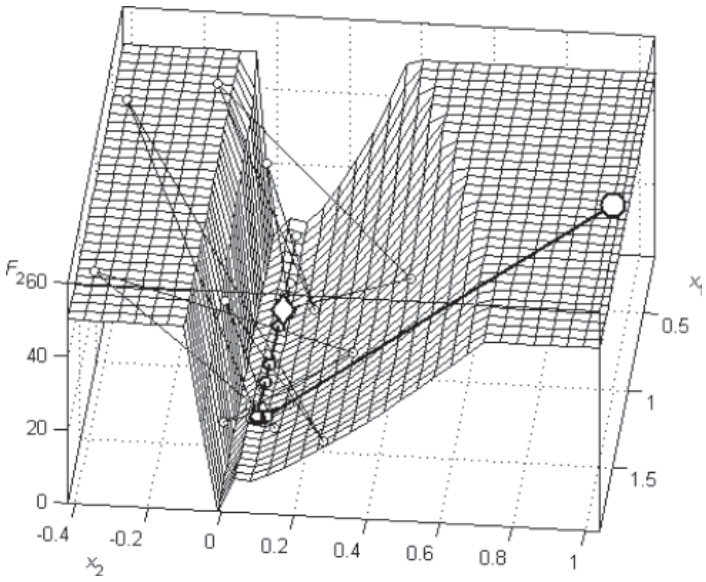


Рис. 3. Функция штрафа и траектория синтеза САУТМ

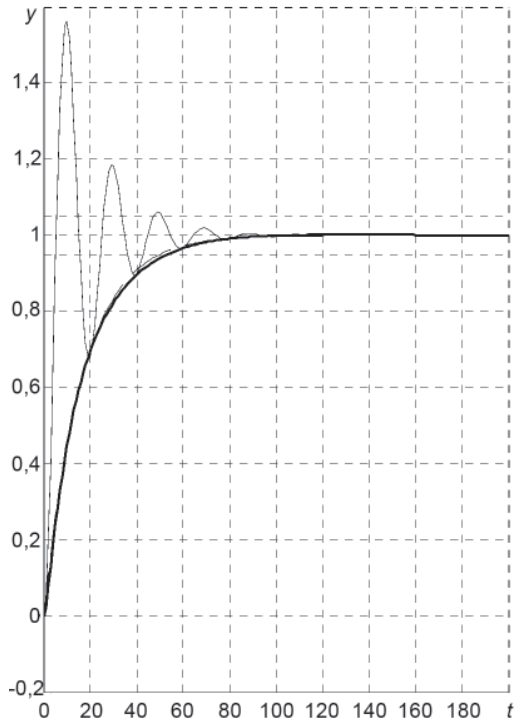


Рис. 4. Переходные процессы в САУТМ

Модели систем управления производительностью парогенератора

Для регулирования расхода питательной воды в парогенераторе, поддержания баланса между давлениями питательной воды и пара, подаваемого в турбину, предназначена САУ производительностью парогенератора (рис. 5).

Структурная схема САУП включает сумматоры, регулятор производительности (РП), исполнительный механизм (ИМ), питательный турбонасос (ПТН), подогреватель высокого давления (ПВД), модель парогенератора, цилиндр высокого давления (ЦВД) и обратные связи. На вход САУ подается уставка координаты частоты вращения приводной турбины φ_s, выходом является координата расхода воды g_w. Возмущающими воздействиями являются координаты тепловой мощности теплоносителя q_t и вход следящего привода (СП) регулирующего клапана турбины u_s. Ошибка ε поступает на вход регулятора производительности с передаточной функцией $W_C(s)$, который по заданному закону регулирования формирует управляющее воздействие u. Управляющее воздействие подается на привод исполнительного механизма. Исполнительный механизм перемещает клапан подачи пара в ПТН и изменяет его относительную координату μ_a, которая изменяет давление питательной воды π_s. Эта координата поступает на ПВД, координата которого π_w передается в модель парогенератора и изменяет вектор его состояния X_L, изменяя координату расхода воды g_w.

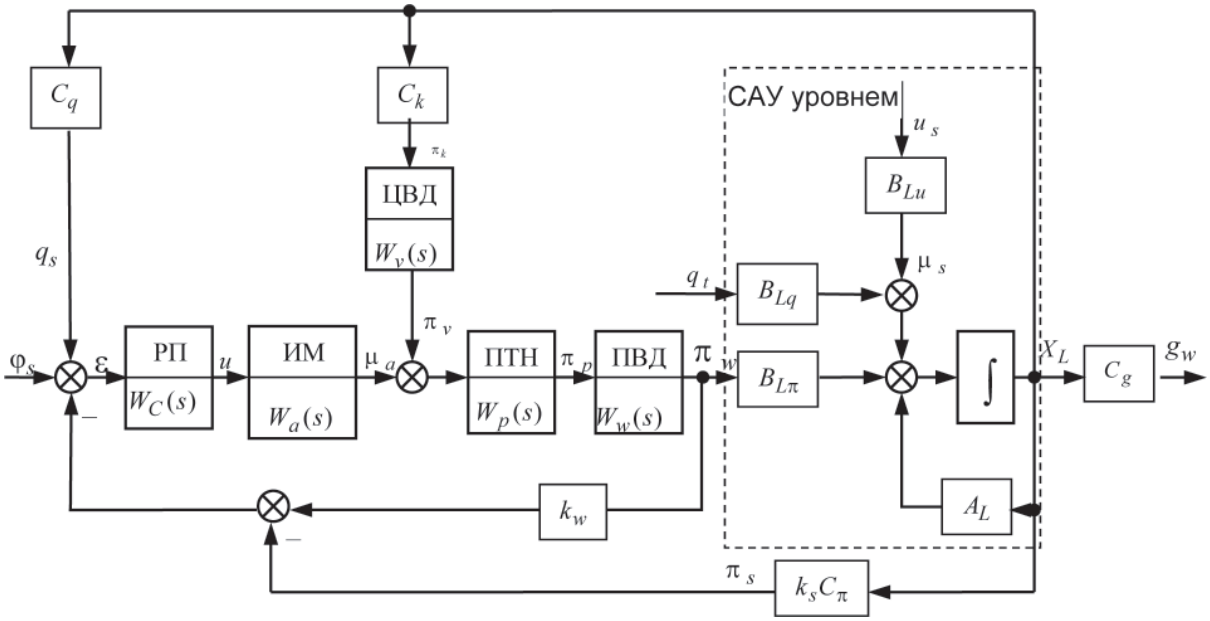


Рис. 5. Структурная схема САУП

Представим сигнал ошибки в относительных координатах:

$$\varepsilon = \varphi_s - v + q_s ,$$

где φ_s — относительное значение уставки частоты вращения ϖ_s; q_s — относительная координата тепловой мощности; v — относительное значение разности давления воды в ПВД и пара в парогенераторе:

$$v = k_w \pi_w - k_s \pi_s . \qquad (14)$$

Здесь π_w и π_s — относительные значения давления воды в ПВД и пара в парогенераторе; k_w, k_s — коэффициенты, полученные путем линеаризации и перехода к относительным переменным.

Перепишем выражение ошибки в виде

$$\varepsilon = \varphi_s - k_w \pi_w + k_s \pi_s + k_t \theta_t , \qquad (15)$$

где θ_t — относительная координата температуры теплоносителя; k_t — коэффициент перехода от температуры к мощности.

Модель САУ уровнем парогенератора с ПИ регулятором представим в виде системы дифференциальных уравнений [6, 16]:

$$\frac{dX_L}{dt} = A_L X_L + B_{L\pi} \pi_w + B_{Lq} q_t + B_{Lu} u_s , \quad q_s = C_L X_L .$$

Исполнительный механизм представим инерционным звеном первого порядка с передаточной функцией

$$W_a(s) = \frac{1}{T_a s + 1} , \qquad (16)$$

где T_a — постоянная времени привода.

Передаточной функции (16) отвечает дифференциальное уравнение

$$\frac{d\mu_a}{dt} = a_a \mu_a + b_a u , \qquad (17)$$

где μ_a — относительная координата исполнительного механизма; u — входное воздействие; $a_a = -1/T_a$; $b_a = 1/T_a$.

Питательный турбонасос представим инерционным звеном первого порядка с передаточной функцией $W_p(s)$, которой отвечает дифференциальное уравнение

$$\frac{d\pi_p}{dt} = a_p \pi_p + b_p \mu_a + b_v \pi_v , \qquad (18)$$

где π_p — относительное значение давления ПТН; $a_p = -1/T_p$; $b_p = K_p/T_p$; K_p и T_p — коэффициент усиления и постоянная времени насоса; π_v и b_v — относительная координата давления в цилиндре высокого давления и коэффициент этой координаты.

Модель ПВД $W_w(s)$ представим инерционным звеном первого порядка с дифференциальным уравнением

$$T_w \frac{d\pi_w}{dt} = -\alpha_{ws} \pi_s - k_{pw} \pi_w - \mu_w + (k_{pp} - \alpha_{wp}) \pi_p , \qquad (19)$$

где T_w — постоянная времени ПВД; α_{ws}, α_{wp} — коэффициенты линеаризации расхода воды; k_{pw}, k_{pp} — коэффициенты линеаризации ПВД.

Также инерционным звеном первого порядка с передаточной функцией $W_v(s)$ представим ЦВД и прилегающие к нему трубопроводы:

$$\frac{d\pi_v}{dt} = a_v \pi_v + b_{vk} \pi_k , \qquad (20)$$

где $a_v = -1/T_v$; $b_{vk} = K_v/T_v$; K_v, T_v — коэффициент усиления и постоянная времени ЦВД.

На основании уравнений (14) — (20) запишем в общем виде модель парогенератора как объекта управления производительностью ПТН:

$$\frac{dX_C}{dt} = A_C X_C + B_C u + B_{Cq} q + B_{Cu} u_s , \qquad (21)$$

$$g_w = C_{Cg} X_C , \qquad (22)$$

где

$$A_C = \begin{pmatrix} A_L & B_{L\pi} & 0 & 0 & 0 \\ z_1 & -k_{pw} a_w & b_w a_w & 0 & 0 \\ 0 & 0 & a_p & b_p & b_v \\ 0 & 0 & 0 & a_a & 0 \\ z_2 & 0 & 0 & 0 & a_v \end{pmatrix}, \quad X_C = \begin{pmatrix} X_L \\ \pi_w \\ \pi_p \\ \mu_a \\ \pi_v \end{pmatrix}, \qquad (23)$$

$$B_C = \begin{pmatrix} 0 \\ 0 \\ 0 \\ b_a \\ 0 \end{pmatrix}, \quad B_{Cq} = \begin{pmatrix} B_{Lq} \\ 0 \\ 0 \\ 0 \\ 0 \end{pmatrix}, \quad B_{Cu} = \begin{pmatrix} B_{Lu} \\ 0 \\ 0 \\ 0 \\ 0 \end{pmatrix}, \qquad (24)$$

$$C_{Cg} = \left(0\,0\,0\,\alpha_{ws}\;0\,0\,0\,0\,1\,0\,\alpha_{wp}\;0\,0\,0\right), \qquad (25)$$

$$a_w = 1/T_w\,,\ b_w = k_{pp} - \alpha_{wp}\,,$$

$$z_1 = \left(0\,0\,0 - \alpha_{ws} a_w\;0\,0\,0\,0\;-a_w\;0\right),\ z_2 = \left(0\,0\,0\,0\,0\,0\,b_{vk}\;0\,0\,0\right).$$

С учетом формулы (23) выражение ошибки (15) примет вид

$$\varepsilon = \varphi_s - D_g X_C\,, \qquad (26)$$

где

$$D_g = \left(-k_t\;0\,0 - k_s\;0\,0\,0\,0\,0\,0\,k_w\;0\,0\,0\right). \qquad (27)$$

Модель САУ с ПИ регулятором построим по уравнениям законов управления [16] и формулам (21) — (27) при $u = u_P + u_I$:

$$\begin{cases} \dfrac{dX_C}{dt} = A_C X_C + B_C u_{CI} + B_C K_{CP}(\varphi_s - D_g X_C) + B_{Cq} q + B_{Cu} u_s, \\ \dfrac{du_{CI}}{dt} = \lambda_{CI}(\varphi_s - D_g X_C). \end{cases} \qquad (28)$$

Объединив переменные состояния, получим

$$X_{Cpi} = \begin{pmatrix} X_C \\ u_{CI} \end{pmatrix},\ A_{Cpi} = \begin{pmatrix} A_C - B_C K_{CP} D_g & B_C \\ -\lambda_{CI} D_g & 0 \end{pmatrix}, \qquad (29)$$

$$B_{C\varphi pi} = \begin{pmatrix} B_C K_{CP} \\ \lambda_{CI} \end{pmatrix},\ B_{Cqpi} = \begin{pmatrix} B_{Cq} \\ 0 \end{pmatrix},\ B_{Cupi} = \begin{pmatrix} B_{Cu} \\ 0 \end{pmatrix}, \qquad (30)$$

$$C_{Cgpi} = \begin{pmatrix} C_{Cg} & 0 \end{pmatrix}. \qquad (31)$$

Идентификация параметров системы управления парогенератором

Для постановки задачи идентификации параметров сформируем вектор x из 54 варьируемых параметров. Для начального вектора варьируемых параметров $x^{(0)}$ значения 50 известных проекций зададим по значениям реальных параметров, взятых из научно-технической литературы [4]. В реальной САУ ПГВ-1000 применяются ПИ регуляторы [10]. Неизвестные проекции для параметров регуляторов уровня и производительности положим равными 1. Перейдем к относительным значениям варьируемых параметров: $y_i = x_i / x_i^{(0)} - 1$, $y_i^{(0)} = 0$, $i = \overline{1, 54}$. К значениям исходных варьируемых параметров от их относительных значений можно перейти по формуле

$$x_i = x_i^{(0)}(y_i + 1), \qquad i = \overline{1, 54}. \qquad (32)$$

Поскольку заранее неизвестны знаки и величины погрешностей варьируемых параметров, наложим на их относительные значения двусторонние ограничения $a_i \le y_i \le b_i$, $i = \overline{1, 54}$. Для параметров модели парогенератора зададим симметричные ограничения, полагая $a_i = -d$, $b_i = d$, $i = \overline{1, 32}, 35, \overline{38, 44}, \overline{47, 50}, 54$, где постоянный положительный параметр d задает предельно допустимое относительное отклонение варьируемого параметра. Для ограничений относительных параметров регуляторов положим $a_i = -0,99$, $b_i = 99$, $i = 33, 34, 45, 46$, что соответствует изменению исходных варьируемых параметров регуляторов K_L, K_{CP}, λ_L и λ_{CI} в реализуемых пределах от 0,01 до 100. На неизвестные параметры a_v, b_p, a_p наложим относительные ограничения $a_i = 0$, $b_i = 99$, $i = 36, 37, 52$, поскольку они приняты равными 1. Неизвестные коэффициенты b_v, b_{vk} ограничены значениями $a_i = -101$, $b_i = 100$, $i = 51, 53$, для получения моделей инерционных звеньев, а не интегрирующих. При $p = 54$ сформируем штрафную функцию нарушения двусторонних ограничений

$$S(y) = \sum_{i=1}^{54} \left[\lfloor a_i - y_i \rfloor + \lfloor y_i - b_i \rfloor \right]. \qquad (33)$$

Выразим через вектор y матрицы (29) — (31), модели САУП парогенератора с включенным регулятором уровня: $A_{Cpi} = A_{Cpi}(y)$, $B_{C\varphi pi} = B_{C\varphi pi}(y)$, $B_{Cqpi} = B_{Cqpi}(y)$, $B_{Cupi} = B_{Cupi}(y)$, $C_{Ccpi} = C_{Ccpi}(y)$, $C_{Cppi} = C_{Cppi}(y)$; модели САУП с отключенным регулятором уровня: $A_{Lpi} = A_{Lpi}(y)$, $B_{L\varphi pi} = B_{L\varphi pi}(y)$, $B_{Lqpi} = B_{Lqpi}(y)$, $B_{Lupi} = B_{Lupi}(y)$, $C_{Lcpi} = C_{Lcpi}(y)$. Определим модели САУП с отключенным и включенным регулятором уровня при одном входном возмущающем воздействии $u_s = -0,25$ и выходных координатах приращения уровня и давления в ГПК:

$$\frac{dX_{Cpi}(y,t)}{dt} = A_{Cpi}(y) X_{Cpi}(y,t) + B_{Cqpi}(y) q + B_{Cuc}(y) u_s,$$

$$H_{Cpi}(y,t) = h_c C_{Ccpi} X_{Cpi}(y,t),$$

$$P_{Cpi}(y,t) = p_{k0} C_{Cppi} X_{Cpi}(y,t)\,, \qquad (34)$$

где

$$C_{Ccpi} = \left(0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;1\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\right),$$

$$C_{Cppi} = \left(0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;1\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\;\;0\right).$$

$$\frac{dX_{Lpi}(y,t)}{dt} = A_{Lpi}(y) X_{Lpi}(y,t) + B_{Lqpi}(y) q + B_{Luc}(y) u_s\,,$$

$$H_{Lpi}(y,t) = h_c C_{Lcpi} X_{Lpi}(y,t)\,. \qquad (35)$$

Здесь $H_{Cpi}(y,t)$ и $H_{Lpi}(y,t)$ — приращения уровня в парогенераторе в миллиметрах; $h_c = 150$ мм — коэффициент перехода от относительной безразмерной координаты уровня ξ_c к размерной координате приращения уровня $H = \Delta h_c$ [16]; $P_{Cpi}(y,t)$ — давление в ГПК; $p_{k0} = 57$ МПа — коэффициент перехода от относительной безразмерной координаты давления π_k к размерной координате давления [6].

Для учета устойчивости реальной САУП парогенератора по матрице модели САУ уровня $A_{Cpi}(y)$ сформируем характеристический многочлен $\alpha(y,s)$, определим для него штрафную функцию $P(y)$ нарушения необходимых условий устойчивости и коэффициенты Рауса–Гурвица $\rho_k(y)$, $k = \overline{0, 15}$ [13].

Обозначим экспериментальные процессы приращения уровня в ПГВ-1000 при возмущении нагрузкой турбины 25 % $N_{\text{ном}}$: $H_S(t)$ — процесс при включенном регуляторе уровня, $H(t)$ — процесс при отключенном регуляторе уровня [11].

Экспериментальные процессы приращения давления в ГПК при включенном регуляторе уровня обозначим P_S. Определим дискретные точки процессов с шагом $h = 3$ с в моменты времени $t_1 = 0$, $t_k = t_{k-1} + h$, $k = 2,\ 3, \ldots$: $H_{Sk} = H_S(t_k)$, $P_{Sk} = P_S(t_k)$ $k = \overline{1, N_S}$, $N_S = 81$, $H_{Ek} = H(t_k)$, $k = \overline{1, N_G}$, $N_G = 59$. Интегрируя СДУ (34) и (35) при нулевых начальных условиях с шагом h методом матричной экспоненты и ее интеграла [20], вычислим $H_{Cpik}(y) = H_{Cpi}(y, t_k)$, $P_{Cpik}(y) = P_{Cpi}(y, t_k)$, $k = \overline{1, N_S}$, $H_{Lpik}(y) = H_{Lpi}(y, t_k)$, $k = \overline{1, N_G}$. Составим функцию невязки

$$f(y) = \sum_{k=1}^{N_S} [H_{Sk} - H_{Cpik}(y)]^2 + \sum_{k=1}^{N_G} [H_{Ek} - H_{Lpik}(y)]^2 + \sum_{k=1}^{N_S} [P_{Sk} - P_{Cpik}(y)]^2, \qquad (36)$$

где первая сумма определяет ошибку изменения уровня в модели САУП парогенератора с включенным регулятором уровня, вторая — в модели САУП с отключенным регулятором уровня, третья — изменения давления пара в ГПК модели САУП с включенным регулятором уровня.

Определим области уровней ограничений H_k, $k = \overline{0, n}$, где $n = 15$ — порядок САУ уровнем. По аналогии с функцией (9) на основании функций (33) и (36) сформируем векторную целевую функцию

$$F(y) = \begin{cases} (0; S(y)), & y \in H_0, \\ (1; P(y)), & y \in H_1, \\ (k; -\rho_k(y)), & y \in H_k, \quad k = \overline{2, n-1}, \\ (n; f(y)), & y \in H_n. \end{cases} \qquad (37)$$

Для решения задачи идентификации параметров САУП парогенератора векторную функцию (37) будем оптимизировать векторным методом Хука-Дживса со значением параметра $d = 0,5$ для допустимых отклонений ограничений от проекций начального вектора [14, 16].

Путем оптимизации векторной функции (37) получены результаты идентификации параметров САУП парогенератора: $F_1 = 15$ и $F_2 = 171$, значение $f = 171$ функции невязки (36) и значение $\delta = 1,1$ среднеквадратического отклонения (СКО): $\delta = \sqrt{f(y)/(N_G + N_S)}$. В начальной точке ($d = 0$) не выполняются условия устойчивости САУП: $F_1 = 13 < 15$, значение F_2 соответствует штрафу нарушенного условия. Оптимизация функции (37) позволила перейти в область устойчивости САУ производительностью ($F_1 = 15$) и существенно уменьшить значение функции невязки. СКО составило около 1 мм при диапазоне изменения экспериментальных данных 101 мм, т. е. относительное значение СКО стало около 1 %.

На рис. 6 представлен процесс отклонения уровня в САУ производительностью парогенератора при отключенном регуляторе уровня, а на рис. 7 показаны процессы отклонения уровня и давления в САУП при включенном регуляторе уровня.

Точками обозначены экспериментальные данные, тонкими линиями — процессы при начальных значениях варьируемых параметров модели САУП парогенератора, толстыми линиями — процессы, соответствующие оптимизации функции (37) при $d = 0,5$. При начальных значениях

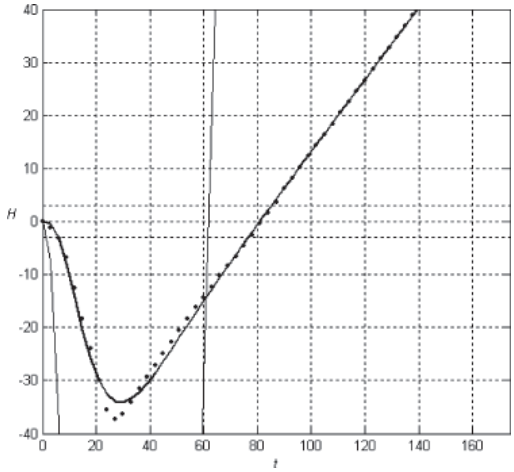


Рис. 6. Отклонение уровня в САУП при отключенном регуляторе уровня

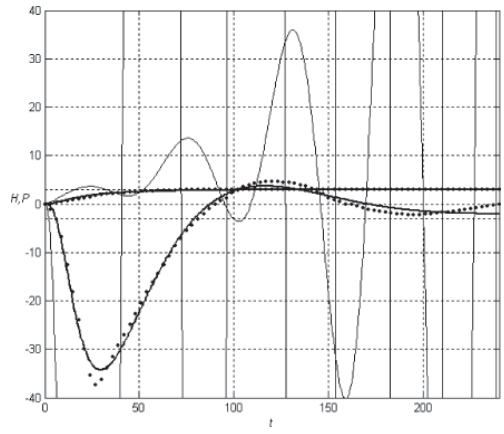


Рис. 7. Отклонение уровня и давления в САУП при включенном регуляторе уровня

варьируемых параметров модели САУП парогенератора и отключенном регуляторе уровня уровень быстро неограниченно понижается (см. рис. 6), а при включенном регуляторе уровня процесс изменения уровня — неустойчивый колебательный (см. рис. 7). Также неустойчивый колебательный процесс характеризует давление при начальных значениях параметров и включенном регуляторе уровня (см. рис. 7). При $d = 0,5$ наблюдается хорошее совпадение процессов в модели с экспериментальными процессами как при отключенном, так и при включенном регуляторе уровня (см. рис. 6, рис. 7).

На основании проведенного анализа графиков примем для дальнейшего исследования САУП парогенератора результаты идентификации параметров парогенератора при $d = 0,5$. Исследуем динамику САУП парогенератора с отключенным и включенным регулятором уровня при входном возмущающем воздействии $u_s = 1(t)$. На рис. 8 представлены изменения переменных состояния САУП парогенератора, полученные интегрированием СДУ (21) при отключенном регуляторе уровня. Клапан регулирования турбины открывается, его относительная координата μ_s увеличивается до единичного значения. С запаздыванием увеличивается относительная координата исполнительного механизма μ_a. Давления в ГПК и парогенераторе падают, их относительные координаты π_k и π_s уменьшаются.

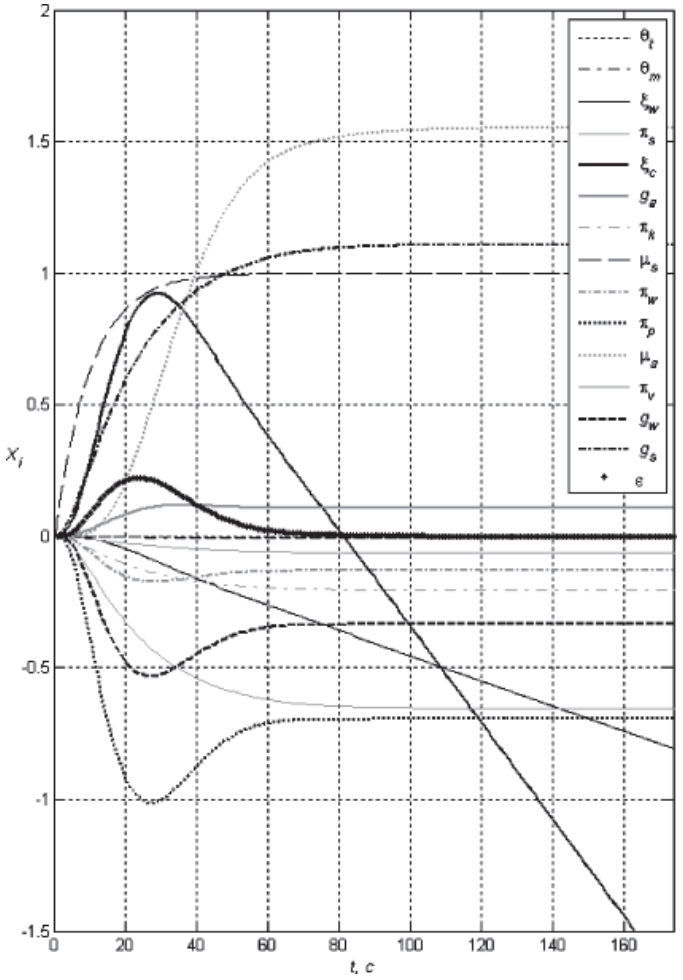


Рис. 8. Изменение переменных состояния САУП при отключенном регуляторе уровня

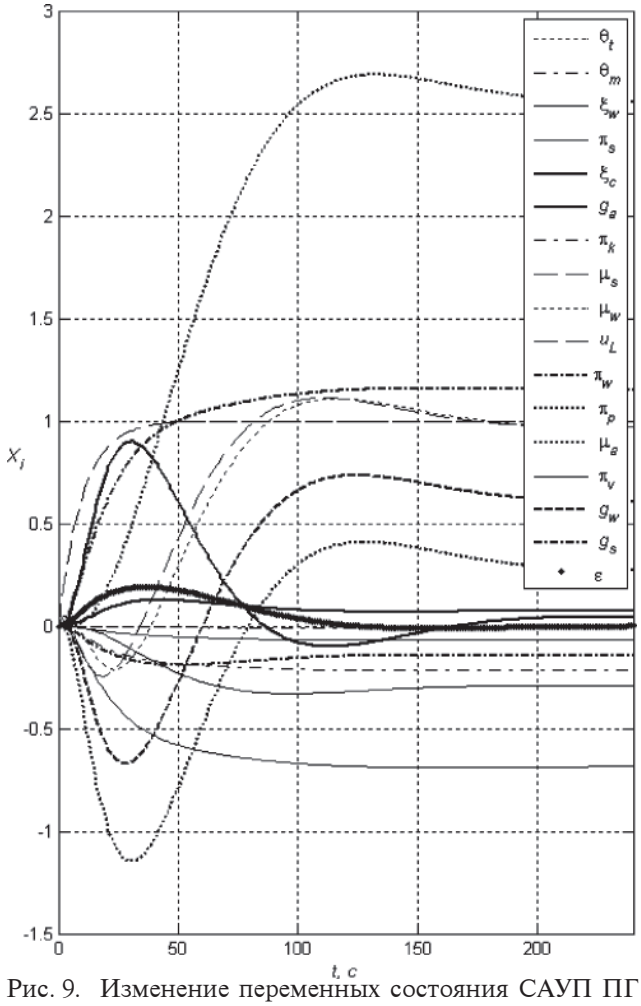


Рис. 9. Изменение переменных состояния САУП ПГ с включенным регулятором уровня

Уменьшаются давления в ЦВД π_v и ПВД π_w. Давление в ПТН π_p вначале уменьшается, а затем увеличивается. Процесс парообразования под зеркалом испарения усиливается, часть воды в парогенераторе вскипает, объем пара под зеркалом испарения увеличивается, повышается уровень пароводяной смеси ξ_c и проявляется эффект «вскипания» уровня [2]. Координата объема воды ξ_w уменьшается. Снижение давления в парогенераторе приводит к уменьшению температур пароводяной смеси θ_w, металла теплообменных трубок θ_m и теплоносителя θ_t. Координаты расхода пара увеличиваются, а координата расхода воды падает [12].

На рис. 9 представлены изменения переменных состояния САУ производительностью парогенератора, полученные интегрированием СДУ (28) с матрицами (29) — (31), для которых значения параметров ПИ регуляторов $K_L = 32{,}587$, $K_{CP} = 0$, $\lambda_L = 100\,\text{с}^{-1}$ и $\lambda_{CI} = 0{,}2153\,\text{с}^{-1}$ получены в результате идентификации.

Координата клапана регулирования турбины μ_s увеличивается, с запаздыванием увеличивается относительная координата исполнительного механизма μ_a, координаты давлений в ГПК π_k, парогенератора π_s, в ЦВД π_v и ПВД π_w уменьшаются. Происходит «вскипание» уровня с повышением ξ_c, объем воды ξ_w снижается. Координаты расхода пара увеличиваются. Координата расхода воды падает, а затем увеличивается [12]. С течением времени все координаты приходят к своим установившимся значениям, причем процессы изменения μ_s, π_k, π_s, π_v, g_a, θ_m, θ_t, g_s монотонные, а изменения ξ_c, ξ_w, μ_w, μ_a, u_L, π_p, π_w, g_w и ε — колебательные, ошибка ε с течением времени стремится к нулю. Таким образом, САУП выполняет задачу стабилизации расхода воды. Проведем оптимизацию показателей качества САУП.

Синтез систем управления парогенератора

Вычислим значения параметров регуляторов САУП парогенератора путем оптимизации показателей САУП с целью выбора наиболее эффективного регулятора производительности минимальной сложности.

Для постановки задачи оптимизации параметров САУП сформируем вектор $x \in R^p$ из варьируемых параметров регулятора производительности: K_{CP}, λ_{CI} и λ_{CD}. В зависимости от типа РП $p \in \{1,2,3\}$: для П, И и Д регуляторов $p = 1$, для ПИ, ПД и ИД регуляторов $p = 2$, для ПИД регулятора $p = 3$. Наложим на значения варьируемых параметров двусторонние ограничения: $a_i \le x_i \le b_i$, $a_i = 0$, $b_i = 100$, $i = \overline{1, p}$. Сформируем штрафную функцию нарушения двусторонних ограничений

$$S(x)=\sum_{i=1}^{p}\left[\,\lfloor a_i-x_i\rfloor+\lfloor x_i-b_i\rfloor\,\right]. \qquad (38)$$

Для параметрического синтеза РП при возмущающем воздействии $u_s=1(t)$ и выходной координате расхода воды примем модель САУП парогенератора в виде (28), (29) с параметрами матриц, взятых после идентификации, и различными типами регуляторов.

Найдем значения параметров регуляторов САУП парогенератора путем оптимизации векторной целевой функции (9) с ИКО (8) при $l=2$ с коэффициентами $w_1=1$, $w_2=1,9755$. Значение времени регулирования эталонного процесса t_e примем равным 170. Начальная точка поиска $x^{(0)}=0$, время наблюдения $T_f=1000$. Результаты минимизации ИКО САУ производительностью парогенератора с П, И, ПИ, ПД, ИД, ПИД регуляторами представлены в табл. 2. В этой таблице приведены метод минимизации, количество вычислений функции N_f, минимальное значение ИКО I^*, оптимальные значения параметров регуляторов K^*_{CP}, λ^*_{CI}, λ^*_{CD} и соответствующее им время регулирования t^*_c.

На рис. 10 представлен процесс минимизации ИКО САУ производительностью парогенератора с ПИ регулятором векторным методом Ньютона–Рафсона на графике первой проекции функции (9) — функции уровня F_1.

На рис. 11 показан график второй составляющей F_2 векторной функции (9). Варьируемые параметры $x_1=K_{CP}$ и $x_2=\lambda_{CI}$, все точки поиска соединены тонкой линией, толстой линией соединены лучшие точки поиска. Начальная точка отмечена кругом, конечная — ромбом.

На рис. 12 показаны переходные процессы расхода воды: штриховой линией — эталонный процесс, сплошными тонкой и жирной линиями — процессы в начальной и конечной точках поиска. Начальное отрицательное отклонение координаты расхода воды сохраняется, из-за него не удается приблизиться к эталонному процессу и уменьшить значение ИКО.

Таблица 2. Минимизация ИКО САУП

Метод	N_f	K^*_{CP}	λ^*_{CI}	λ^*_{CD}	I^*	t^*_c
АШ	48	0,08	—	—	314,7	970
ЗС	64	0,08	—	—	314,7	970
Д2	73	0,08	—	—	314,7	970
АШ	44	—	1,5	—	744,83	166,8
ЗС	64	—	1,5	—	744,83	166,8
Д2	80	—	1,5	—	744,83	166,8
АШ	47	—	—	0,50	310,21	1100
ЗС	64	—	—	0,50	310,21	1100
Д2	75	—	—	0,50	310,21	1100
НМ	209	16,79	4,97	—	757,83	174
БФГШ	581	16,79	4,97	—	757,83	174
НР	483	16,79	4,97	—	757,83	174
НМ	233	0,44	—	0,13	288,92	900
БФГШ	507	0,44	—	0,13	288,92	900
НР	540	0,44	—	0,13	288,92	900
НМ	188	—	5,08	0,19	774,78	174
БФГШ	267	—	5,08	0,19	774,78	174
НР	237	—	5,08	0,19	774,78	174

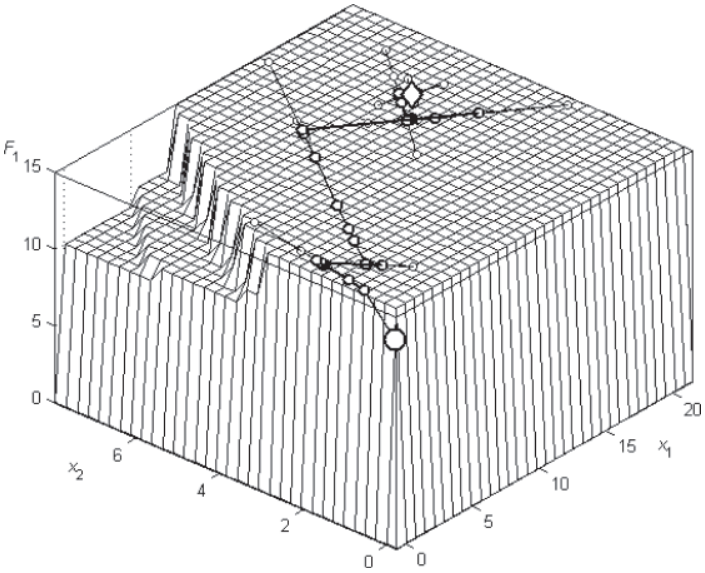


Рис. 10. Функция уровня и траектория поиска ИКО САУП парогенератора

Анализ результатов минимизации ИКО САУ производительностью парогенератора позволяет сделать следующие выводы. Одномерные методы помогают успешно справиться с поставленной задачей. Лучший метод — метод адаптации шага, который за меньшее количество вычислений функции нашел минимум ИКО. Методы второго порядка иногда застревали из-за овражности оптимизируемой функции, не доходя до оптимальной точки. Для ИКО требовался повторный запуск этих методов.

Наиболее эффективен метод Нелдера–Мида, который достиг оптимальных точек за меньшее количество вычислений функции. При всех регуляторах показатель колебательности составляет порядка 0,65. При П и Д регуляторах получено наибольшее время регулирования. При И, ПИ, ИД и ПИД регуляторах значения времени регулирования соизмеримы, и наименьшее — при И регуляторе.

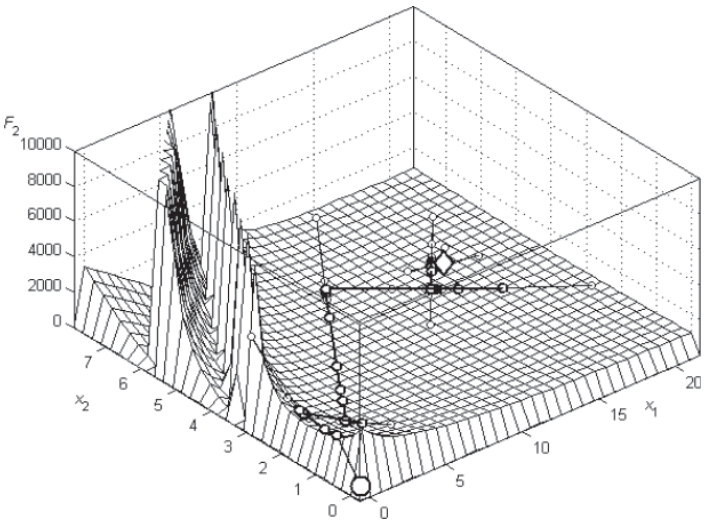


Рис. 11. Функция штрафа и траектория поиска ИКО САУП парогенератора

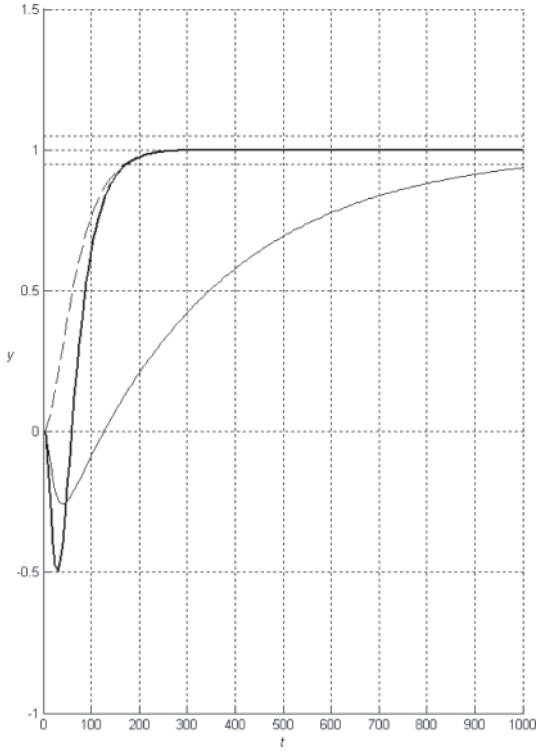


Рис. 12. Переходные процессы САУП

Заключение

Результаты проведенных исследований позволяют сделать следующие выводы.

1. Задачи многокритериального синтеза САУ сведены к задачам векторной оптимизации улучшенной ИКО.

2. Разработаны математические модели САУ тепловой мощностью реактора ВВЭР-1000 в пространстве состояний с различными регуляторами, предназначенные для многокритериального параметрического синтеза САУ.

3. Проведен синтез САУ тепловой мощностью путем оптимизации векторных целевых функций, учитывающих ограничения области определения показателей качества и требования минимальности ИКО. Наилучшие значения показателей качества САУ тепловой мощностью обеспечиваются применением ПИ регулятора.

4. Разработаны математические модели САУ производительностью парогенератора ПГВ-1000 в пространстве состояний с различными регуляторами, предназначенные для синтеза САУ.

5. Идентифицированы значения параметров модели САУ производительностью ПГВ-1000 по экспериментальным данным процессов отклонения уровня и давления с отключенным и включенным регулятором уровня.

6. Синтезированы системы управления производительностью ПГВ-1000 с различными типами регуляторов. Показана наибольшая эффективность ПИ регулятора с оптимальными значениями параметров, обеспечивающего самый быстрый переходный процесс.

Синтез моделей САУ реакторной установки ВВЭР-1000 позволит существенно улучшить в них процессы управления.

Список литературы

1. *Иванов В. А.* Регулирование энергоблоков. — Л.: Машиностроение, 1982. — 311 с.

2. *Ротач В. Я.* Теория автоматического управления теплоэнергетическими процессами. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 296 с.

3. *Денисов В. П., Драгунов Ю. Г.* Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. — М.: ИздАТ, 2002. — 480 с.

4. *Драгунов Ю. Г.* Совершенствование проектов реакторных установок / Ю. Г. Драгунов, С. Б. Рыжов, В. А. Мохов // Теплоэнергетика. — 2006. — № 1. — С. 2—10.

5. *Шифрин М. Ш.* Автоматическое регулирование судовых паросиловых установок. — Л.: Судпромгиз, 1963. — 587 с.

6. *Северин В. П., Никулина Е. Н.* Математическое моделирование парогенератора атомного энергоблока // Вестник НТУ «ХПИ»: Системный анализ, управление и информационные технологии. — 2006. — №. 19. — С. 145—150.

7. *Северин В. П.* Математическое моделирование и исследование динамики атомного реактора ВВЭР-1000 // Технічна електродинаміка. — 2005. — Ч. 4. — С. 94—99.

8. *Бесекерский В. А., Попов Е. П.* Теория систем автоматического регулирования. — Изд. третье, испр. — М.: Наука, 1975. — 768 с.

9. *Иващенко Н. Н.* Автоматическое регулирование. — М.: Машиностроение, 1978. — 736 с.

10. *Павлыш О. М., Реуков Ю. М.* Динамические характеристики парогенераторов энергоблока с реактором ВВЭР-1000 как объекта регулирования уровня // Электрические станции. — 1986. — № 2. — С. 9—11.

11. *Павлыш О. Н., Гарбузов И. П., Реуков Ю. М.* Автоматическое регулирование производительности питательных турбонасосов моноблока 1000 МВт АЭС // Энергетик. — 1985. — № 10. — С. 12—14.

12. Испытания и эксплуатация регулирующих дисковых клапанов с внутренней разгрузкой на атомных электростанциях / В. Л. Матусяк, С. Н. Таранов, А. В. Дворецкий, В. В. Шепитчак // Электрические станции. — 2004. — № 9. — С. 6—10.

13. *Северин В. П.* Пошаговый метод поиска допустимых значений параметров систем автоматического управления // Радиоэлектроника и информатика. — 2002. — № 2. — С. 39—42.

14. *Северин В. П.* Векторная оптимизация интегральных квадратичных оценок систем автоматического управления // Известия РАН: Теория и системы управления. — 2005. — № 2. — С. 52—61.

15. *Северин В. П.* Моделирование и оптимизация системы регулирования мощности ядерного реактора ВВЭР-1000 // Технічна електродинаміка: Тем. вип. «Силова електроніка та енергоефективність». — 2006. — Ч. 4. — С. 89—94.

16. *Северин В. П.* Математическое моделирование и оптимизация показателей качества систем автоматического регулирования реакторной установки // Ядерная и радиационная безопасность. — 2007. — Т. 10, вып. 2. — С. 66—77.

17. *Короп В. Ф.* Принцип равномерного вклада и регулирование шагов покоординатного случайного поиска // Численные методы нелинейного программирования. — К: Наук. думка, 1976. — С. 33—41.

18. *Северин В. П., Никулина Е. Н.* Одномерная минимизация функций с рекуррентной системой ограничений области определения // Вестник НТУ «ХПИ». — 2002. — Т. 1, № 8. — С. 141—145.

19. *Северин В. П., Никулина Е. Н.* Градиентные методы оптимизации критериев качества с ограниченной областью определения // Вестник НТУ «ХПИ». — 2002. — Т. 6, № 9. — С. 42—46.

20. *Северин В. П.* Исследование алгоритмов вычисления матричной экспоненты и интеграла матричной экспоненты // Вестник ХПИ, № 2: Техн. кибернетика и ее прил. — 1992. — Вып. 11. — С. 43—48.

Надійшла до редакції 23.03.2009.

УДК 621.039.548

М. В. Максимов[1], С. Н. Пелых[1],
О. В. Маслов[1], В. Е. Баскаков[2]

[1]Одесский национальный политехнический университет
[2]Запорожская АЭС

Влияние неопределенности исходных данных на оценку долговечности оболочки твэла при переменном режиме эксплуатации

Выполнен анализ чувствительности оценки долговечности оболочки твэла реактора ВВЭР-1000, работающего в режиме переменных нагрузок, к неопределенности в задании основных режимных и конструктивных параметров активной зоны реактора.

М. В. Максимов, С. М. Пелих, О. В. Маслов, В. Є. Баскаков

Вплив невизначеності вихідних даних на оцінку довговічності оболонки твела при змінному режимі експлуатації

Виконано аналіз чутливості оцінки довговічності оболонки твела реактора ВВЕР-1000, що працює в режимі змінних навантажень, до невизначеності в завданні основних режимних і конструктивних параметрів активної зони реактора.

В последнее время повысился интерес к переменным режимам работы ядерных энергоблоков Украины, что диктует необходимость разработки методов оценки долговечности оболочки твэла при многократных циклических изменениях мощности РУ ВВЭР-1000.

В статье, развивающей метод, предложенный в [1], предлагается анализ чувствительности оценки долговечности оболочки твэла ВВЭР-1000, работающего в режиме переменных нагрузок, к неопределенности в задании основных режимных и конструктивных параметров активной зоны (АКЗ) реактора. В качестве инструмента для анализа поведения топлива в области глубоких выгораний используется программный код FEMAXI-5 [2] (далее — код). Код разработан для анализа поведения различных видов топлива в нормальной эксплуатации (аварийные условия не учитываются) при выгораниях до уровней, превышающих 40—50 МВт·сут/кг U. С его помощью определяется реакция, в том числе в виде испускания газообразных продуктов деления (г/о ПД), одиночного топливного стержневого элемента (твэла) на комбинированное воздействие, которому подвергается твэл, для заданной истории уровней мощности, параметров теплоносителя, конструктивных характеристик твэла.

В данной работе анализируется поведение твэла ТВС типа ТВС-А. Согласно модели, заложенной в код, длина твэла делится на 10 аксиальных сегментов, для центральной точки каждого из которых задается свое значение линейного удельного теплового потока, пропорциональное текущему уровню мощности РУ. Линейный удельный тепловой поток в других точках аксиальных сегментов находится путем экстраполяции значений, заданных для центральных точек.

Используя одномерную радиальную геометрию, в ходе термического анализа предсказывается распределение температуры в твэле (с разницей между численным и аналитическим решениями не более 0,1 %) на основе учета внутреннего тепловыделения, изменений в теплопроводности таблетки и зазора, изменений в теплообмене между поверхностью и теплоносителем. Выполняется расчет упругости, пластичности, ползучести, механического взаимодействия между таблеткой и оболочкой с помощью метода конечных элементов. Согласно принятой в коде модели испускания г/о ПД рассчитываются диффузия атомов г/о ПД, их накапливание в пузыри, выделение пузырей и, как следствие, рост внутреннего давления в твэле.

Поскольку аварийные режимы, приводящие к пластической деформации оболочки твэла, не анализируются, для анализа чувствительности оценки долговечности оболочки твэла при многократных циклических изменениях мощности РУ можно использовать метод оценки долговечности оболочки, предложенный в [1].

Условие разрушения оболочки твэла имеет вид

$$\omega(\tau) = \frac{A(\tau)}{A_0} = 1, \qquad (1)$$

где $\omega(\tau)$ — параметр поврежденности материала оболочки; $A(\tau)$ — удельная энергия рассеяния, зависящая от времени τ, Дж/м^3 [3]; A_0 — удельная энергия рассеяния, характерная для начала разрушения материала оболочки и известная либо из эксперимента, либо из расчета.

Результаты расчета удельной энергии рассеяния материала оболочки приводятся ниже для максимально нагруженного аксиального сегмента твэла.

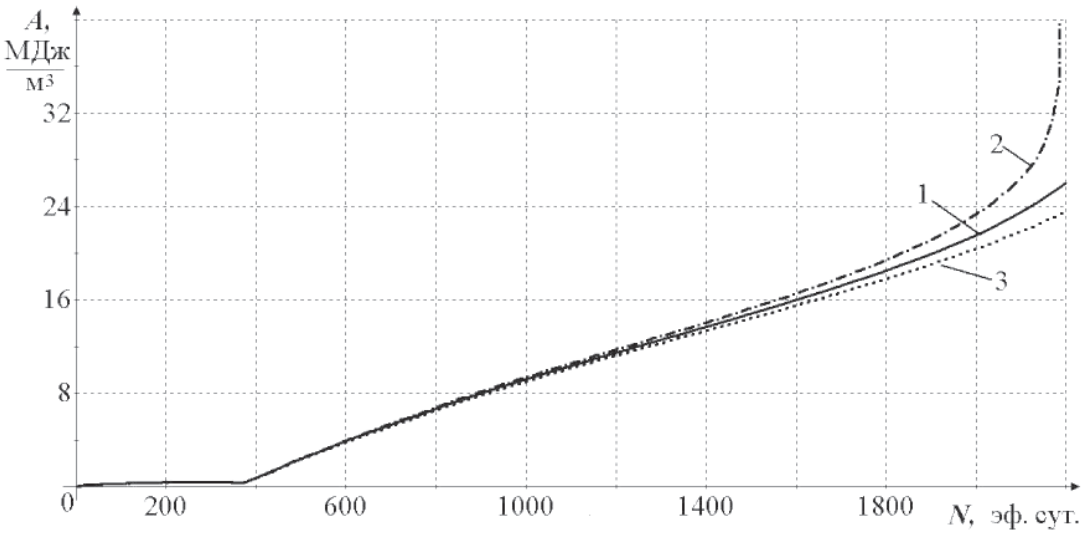


Рис. 1. Зависимость удельной энергии рассеяния $A(N)$:
1 — $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ = 0,140 см (базовый); *2* — $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ = 0,112 см (−20 %);
3 — $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ = 0,168 см (+20 %)

Конструктивные характеристики ТВС-А разработки ОКБМ им. И. И. Африкантова и режимные характеристики АКЗ ВВЭР-1000 задавались в соответствии с [4], за исключением материала оболочки. Это вызвано тем, что FEMAXI-5 присущ такой общий недостаток современных кодов, используемых при анализе поведения топлива, как привязанность к избранным материалам.

В качестве материала топливной таблетки в коде выбрана спеченная двуокись урана; следовательно, если пренебречь различиями между технологиями изготовления топлива, влияющими на свойства топлива, модели физических процессов в топливе, заложенные в код, соответствуют топливу, применяемому в ТВС производства корпорации «ТВЭЛ». Однако в отличие от материала оболочки, применяемого в ТВС-А (циркониевый сплав Э-110), в качестве материала оболочки в коде рассматриваются два типа циркалоя: марки SR (stress relieved) и марки RA (fully annealed). С учетом этого ограничения, присущего коду, выполнялся анализ чувствительности оценки долговечности оболочки твэла, работающего в режиме переменных нагрузок, к неопределенности в задании основных режимных и конструктивных параметров АКЗ реактора, при задании режимных параметров, характерных для реактора ВВЭР-1000, и конструктивных параметров, присущих твэлу ТВС-А.

Зависимости накопленной удельной энергии рассеяния *A(N)* материала оболочки от количества эффективных суток *N* построены для цикла переменного нагружения РУ (5 сут — 100 % + 75 %, 2 сут — 50 %). По будням — суточный цикл нагружения: в течение 16 ч — работа на 100 % мощности; в течение 1 ч — снижение мощности РУ до 75 %; в течение 6 ч — работа на 75 %; в течение 1 ч — подъем мощности до 100 %. В последний час каждых пятых расчетных суток, вместо подъема мощности до 100 %, в течение 1 ч выполняется снижение мощности РУ до 50 %, затем в течение 47 ч — работа РУ на 50 %. В последний час каждых седьмых расчетных суток выполняется подъем мощности РУ до 100 %.

Отметим, что в настоящее время для указанных режимов нагружения нет ни экспериментальных, ни расчетных данных по удельной энергии рассеяния A_0, характерной для начала разрушения материала оболочки.

Величина A_0 в данной работе определяется как $A(\tau)$ в момент потери устойчивости τ_0 материала оболочки при достижении равенства между эквивалентным напряжением $\sigma_e^{\max}(\tau)$ для максимально нагруженного аксиального сегмента твэла и пределом текучести $\sigma_0^{\max}(\tau)$ для точки, расположенной на внутренней поверхности центрального аксиального сегмента и имеющей максимальную температуру:

$$\sigma_e^{\max}(\tau_0) = \sigma_0^{\max}(\tau_0). \qquad (2)$$

Способ определения величины A_0 в соответствии с критерием (2) поясняется на рисунках. На рис. 1 показана зависимость удельной энергии рассеяния $A(N)$ для материала оболочки SR-циркалой от времени в виде функции от количества эффективных суток *N*, для цикла переменного нагружения РУ (5 сут — 100 % + 75 %, 2 сут — 50 %) при трех значениях диаметра центрального отверстия таблетки $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$: базовой — в соответствии с [4], увеличенной на 20 % и уменьшенной на 20 %.

На рис. 1 видно, что при уменьшении диаметра центрального отверстия таблетки (остальные режимные параметры АКЗ и конструктивные параметры ТВС при этом фиксированы и задаются в соответствии с [4]) накопленная удельная энергия рассеяния материала оболочки значительно увеличивается в области глубоких выгораний (больших *N*).

На рис. 2 показано достижение условия (2) в момент потери устойчивости материала оболочки τ_0 = 2074 эф. сут для случая, когда $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ уменьшен на 20 % по сравнению с проектным значением. Видно, что условие (2) для случая, когда $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ увеличен на 20 % по сравнению с проектным значением, в момент времени N = 2074 эф. сут не выполняется.

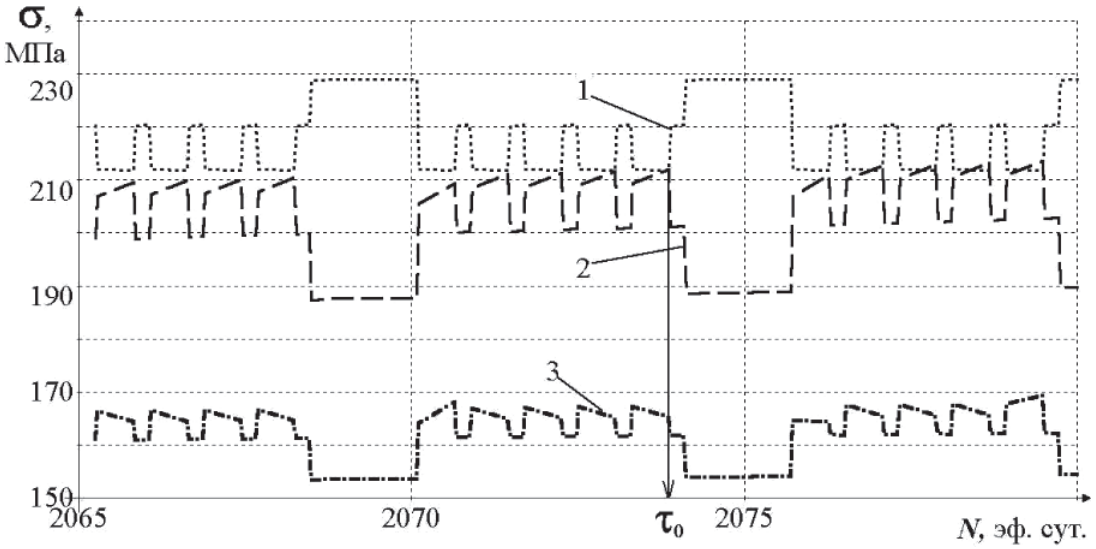


Рис. 2. Определение времени τ_0 для уменьшенного на 20 % $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$:
1 — предел текучести $\sigma_0^{\max}(\tau)$; *2* — эквивалентное напряжение $\sigma_e^{\max}(\tau)$ для $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ = 0,112 см (−20 %);
3 — $\sigma_e^{\max}(\tau)$ для $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ = 0,168 см (+20 %)

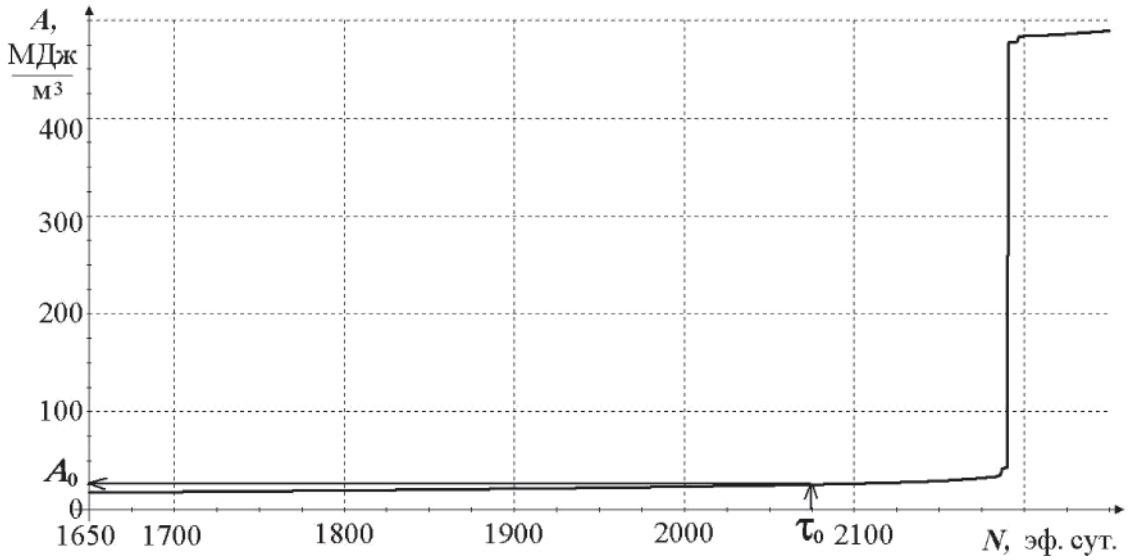


Рис. 3. Определение величины A_0 для уменьшенного на 20 % $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$

Получив для уменьшенной на 20 % величины $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ значение τ_0 = 2074 эф. сут, соответствующая величина A_0 = = 25,5 МДж/м^3 определяется на основе зависимости $A(N)$ (рис. 3).

Определив по описанной выше методике характерную для начала разрушения материала оболочки удельную энергию рассеяния A_0, для конкретного набора режимных параметров АКЗ и конструктивных параметров ТВС (в данном случае $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$ уменьшен на 20 %, тогда как остальные параметры проектные) можно с помощью выражения (1) для любого момента времени, после любого количества циклов переменного нагружения определить значение параметра поврежденности материала оболочки $\omega(\tau)$.

Целесообразно оценить чувствительность результата оценки долговечности оболочки твэла в режиме переменных нагрузок к неопределенности в задании основных режимных параметров АКЗ и конструктивных параметров ТВС.

Относительная разница $\Delta A_i(N)$ между удельной энергией рассеяния $A_i(N)$ для набора параметров $\{X_{1,0}, X_{2,0}, \ldots, X_{i,0} + \Delta X_i, \ldots, X_{k,0}\}$ и удельной энергией рассеяния $A_0(N)$ для базового набора параметров $\{X_{1,0}, X_{2,0}, \ldots, X_{i,0}, \ldots, X_{k,0}\}$, зависящая от количества эффективных суток N и отклонения ΔX_i i-го варьируемого параметра, определяется выражением

$$\Delta A_i(N) = \frac{A_i(N) - A_0(N)}{A_0(N)}. \qquad (3)$$

В табл. 1–3 приведены значения $\Delta A_i(N)$ при варьировании ΔX_i (остальные параметры при этом фиксированы)

Таблица 1. Относительная разница $\Delta A_i(N)$, %, при варьировании параметров 1-й группы

N, эф. сут		250	500	750	1000	1250	1500	1750	2000	2250
$\Delta\left(T_{\text{PL}} - T_{\text{т/н}}\right) \equiv \Delta X_1$, %	+20	–0,01	+0,25	–0,03	–0,01	–0,01	–0,01	–0,01	–0,01	0,00
	–20	0,00	–0,04	–0,01	0,01	0,01	0,02	0,01	0,01	0,01
$\Delta R_{\text{GR}} \equiv \Delta X_2$, %	+20	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	–0,03
	–20	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,12
$\Delta \text{U}_{235} \equiv \Delta X_3$, %	+20	0,25	–1,00	–0,64	–0,53	–0,50	–0,44	–0,41	–0,30	–0,12
	–20	–0,24	1,28	0,63	0,55	0,49	0,43	0,37	0,28	0,11
$\Delta V_{\text{PL}} \equiv \Delta X_4$, %	+20	–0,19	0,12	–0,02	0,03	0,03	0,02	0,00	–0,02	–0,09
	–20	0,19	–0,14	–0,16	–0,06	–0,05	–0,03	0,00	0,02	0,10

Таблица 2. Относительная разница $\Delta A_i(N)$, %, при варьировании параметров 2-й группы

N, эф. сут		250	500	750	1000	1250	1500	1750	2000	2250
$\Delta a \equiv \Delta X_5$, %	+6	–46,9	–10,2	–11,1	–12,1	–12,5	–12,4	–12,0	–11,3	–8,96
	–6	17,1	8,11	11,5	9,88	10,3	10,8	10,8	10,5	9,36
$\Delta P_{\text{He},0} \equiv \Delta X_6$, %	+20	–23,8	6,59	5,85	5,11	5,06	5,29	5,34	5,81	7,56
	–20	26,1	–5,42	–4,81	–4,88	–4,66	–4,71	–4,76	–5,05	–6,03
$\Delta \text{He}_0 \equiv \Delta X_7$, %	–20	–6,03	1,00	0,64	0,38	0,36	0,41	0,44	0,67	1,76
$\Delta k_{\text{UO}_2} \equiv \Delta X_8$, %	+3	2,77	–0,69	–0,69	–0,55	–0,48	–0,55	–0,62	–0,81	–1,50
	–3	–3,21	0,99	0,59	0,54	0,45	0,56	0,66	0,97	3,09
$\Delta P_{\text{т/н}}^{\text{вх}} \equiv \Delta X_9$, %	+6	19,8	8,53	2,15	1,03	0,53	0,14	-0,12	-0,55	–1,52
	–6	–18,3	–8,20	–1,63	–0,74	–0,21	0,25	0,53	0,99	2,33
$\Delta w_{\text{т/н}} \equiv \Delta X_{10}$, %	+6	–1,49	–19,9	–9,02	–6,58	–5,43	–4,86	–4,44	–4,18	–4,21
	–6	1,61	21,8	9,59	7,18	6,03	5,43	4,97	4,70	4,78
$\Delta\delta \equiv \Delta X_{11}$, %	+3	–0,68	–11,7	–4,97	–3,52	–2,90	–2,56	–2,34	–2,20	–2,29
	–3	0,84	13,4	5,82	4,44	3,60	3,19	2,90	2,76	2,89
$\Delta d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}} \equiv \Delta X_{12}$, %	+20	2,32	–1,39	–1,87	–1,98	–2,13	–2,64	–3,49	–5,42	–10,7
	–20	–2,12	1,82	1,94	2,05	2,33	3,14	4,53	8,46	1681

после непрерывной работы по описанному выше переменному циклу нагружения в течение n×250 эф. сут, где n = 1, 2, ...9.

Выполненные расчеты показали, что основные режимные параметры АКЗ и конструктивные параметры ТВС по степени чувствительности к неопределенности в их задании результата оценки долговечности оболочки твэла в режиме переменных нагрузок могут быть условно разделены на 3 группы.

К 1-й группе относятся параметры, неопределенность в задании которых несущественно влияет на результат оценки долговечности оболочки (табл. 1).

Используя выражение (3) для относительной разницы $\Delta A_i(N)$ между удельной энергией рассеяния $A_i(N)$ для набора параметров $\{X_{1,0}, X_{2,0}, \ldots, X_{i,0} + \Delta X_i, \ldots, X_{k,0}\}$ и удельной энергией рассеяния $A_0(N)$ для базового набора параметров $\{X_{1,0}, X_{2,0}, \ldots, X_{i,0}, \ldots, X_{k,0}\}$, варьированию разницы температур газа верхнего компенсационного объема и теплоносителя (т/н) $\Delta\left(T_{\text{PL}} - T_{\text{т/н}}\right) \equiv \Delta X_1 = +20\,\%$ соответствует следующая относительная разница между значениями удельной энергии рассеяния $\Delta A_1(N)$: $\Delta A_1(250) = -0{,}01\,\%$; $\Delta A_1(500) = +0{,}25\,\%$ и так далее (см. табл. 1).

Аналогичным образом, варьированию $\Delta\left(T_{\text{PL}} - T_{\text{т/н}}\right) \equiv \Delta X_1 = -20\,\%$ соответствует следующая относительная разница между значениями удельной энергии рассеяния $\Delta A_1(N)$: $\Delta A_1(250) = 0{,}00\,\%$; $\Delta A_1(500) = -0{,}04\,\%$ и так далее (см. табл. 1).

Например, при $\Delta V_{\text{PL}} \equiv \Delta X_4 = -20\,\%$ соответствующая относительная разница $\Delta A_4(1000)$ равна $-0{,}06\,\%$ (см. табл. 1).

Таблица 3. Относительная разница $\Delta A_i(N)$, %, при варьировании параметров 3-й группы

N, эф. сут		250	500	750	1000	1250	1500	1750	2000	2250
$\Delta d_{об}^{н} \equiv \Delta X_{13}$, %	+1	6,99	–14,4	–7,42	–6,99	–6,33	–5,72	–5,49	–5,81	–8,06
	–1	–48,7	9,04	4,11	2,19	1,55	1,48	1,75	2,57	12,6
$\Delta d_{таб} \equiv \Delta X_{14}$, %	+1	–34,4	5,67	3,42	1,96	1,25	1,11	1,36	2,06	6,61
	–1	6,55	–7,63	–2,80	–2,85	–2,48	–1,97	–1,87	–2,23	–4,36
$\Delta q_l^{max} \equiv \Delta X_{15}$, %	+20	192	288	167	136	127	132	326	689	862
	–20	–16,9	–84,0	–81,8	–69,4	–63,6	–61,0	–60,0	–60,5	–63,5
$\Delta T_{т/н}^{вх} \equiv \Delta X_{16}$, %	+6	147	147	70,8	52,3	44,9	40,6	37,3	35,7	37,7
	–6	–12,7	–84,8	–75,9	–52,8	–43,8	–38,1	–34,3	–31,5	–30,3

Таблица 4. Влияние неопределенности в задании параметров 1-й группы на результат расчета τ_0 и A_0

Параметр исходных данных	Численное значение параметра исходных данных	τ_0, эф. сут	A_0, МДж/м^3
Разница температур газа верхнего компенсационного объема и т/н ($T_{PL} - T_{т/н}$), °С	25 (базовая величина)	2246	27,36
	30 (увеличение на 20 % по сравнению с базовой величиной)	2246	27,36
	20 (уменьшение на 20 % по сравнению с базовой величиной)	2246	27,36
Начальный размер зерна таблетки R_{GR}, мкм	10 (баз.)	2246	27,36
	12 (+20 %)	2247	27,42
	8 (–20 %)	2240	27,20
Обогащение топлива по урану-235	0,044 (баз.)	2246	27,36
	0,053 (+20 %)	2243	27,25
	0,035 (–20 %)	2247	27,46
Верхний компенсационный объем твэла V_{PL}, см^3	0,21 (баз.)	2246	27,36
	0,25 (+20 %)	2247	27,37
	0,17 (–20 %)	2243	27,31

Таким образом, расчетным путем получена относительная разница $\Delta A_1(N)$, $\Delta A_2(N)$, $\Delta A_3(N)$, $\Delta A_4(N)$ при варьировании соответственно разницы температур $\Delta(T_{PL} - T_{т/н}) \equiv \equiv \Delta X_1$, начального размера зерна таблетки $\Delta R_{GR} \equiv \Delta X_2$, обогащения топлива по урану-235 $\Delta U_{235} \equiv \Delta X_3$, величины верхнего компенсационного объема твэла $\Delta V_{PL} \equiv \Delta X_4$.

Ко 2-й группе относятся параметры, неопределенность в задании которых слабо влияет на результат оценки долговечности оболочки (табл. 2).

В табл. 2 $a \equiv X_5$ — толщина оболочки; $P_{He,0} \equiv X_6$ — начальное давление гелия под оболочкой; $He_0 \equiv X_7$ — начальное содержание гелия в газовой смеси под оболочкой; $k_{UO_2} \equiv X_8$ — коэффициент теоретической плотности двуокиси урана; $P_{т/н}^{вх} \equiv X_9$ — давление т/н на входе в реактор; $w_{т/н} \equiv X_{10}$ — скорость т/н; $\delta \equiv X_{11}$ — шаг тепловыделяющих элементов; $d_{таб}^{ц.о} \equiv X_{12}$ — диаметр центрального отверстия таблетки.

Следует отметить, что относительная разница $\Delta A_{12}(2250) = = 1681$ %, соответствующая варьированию диаметра центрального отверстия таблетки $\Delta d_{таб}^{ц.о} \equiv \Delta X_{12} = -20$ % (см. табл. 2), относится к моменту времени $\tau \gg \tau_0 = 2074$ эф. сут.

К 3-й группе относятся параметры, неопределенность в задании которых сильно влияет на результат оценки долговечности оболочки (табл. 3).

В табл. 3 $d_{об}^{н} \equiv X_{13}$ — наружный диаметр оболочки; $d_{таб} \equiv X_{14}$ — диаметр таблетки; $q_l^{max} \equiv X_{15}$ — максимальная линейная удельная плотность энерговыделения; $T_{т/н}^{вх} \equiv X_{16}$ — температура т/н на входе в реактор.

Влияние неопределенности в задании параметров 1-й, 2-й и 3-й групп на расчетные величины момента времени потери устойчивости материала оболочки τ_0 и соответствующей энергии рассеяния A_0 показано в табл. 4, 5 и 6 соответственно. В табл. 6 также дано сравнение величин τ_0 и A_0 для двух типов циркалоя: SR и RA [2].

Таким образом, основные режимные параметры АКЗ РУ ВВЭР-1000 и конструкционные параметры ТВС-А условно делятся на 3 группы по степени влияния неопределенности их задания на результат оценки долговечности оболочки твэла при работе РУ в режиме переменных нагрузок.

К группе *несущественно влияющих параметров*, неопределенность задания каждого из которых величиной 20 % приводит к неопределенности оценки времени потери устойчивости τ_0 не более 0,1 %, относятся: разница между температурами газа верхнего компенсационного объема и теплоносителя; начальный размер зерна таблетки; обогащение топлива по урану-235; верхний компенсационный объем твэла.

К группе *слабо влияющих параметров*, неопределенность в задании каждого из которых величиной 3 % приводит к неопределенности оценки τ_0 не более 2 %, относятся: толщина оболочки; начальное давление гелия под оболочкой; начальное содержание гелия в газовой смеси под оболочкой; коэффициент теоретической плотности двуокиси урана; давление

Таблица 5. Влияние неопределенности в задании параметров 2-й группы на результат расчета τ_0 и A_0

Параметр исходных данных	Численное значение параметра исходных данных	τ_0, эф. сут	A_0, МДж/м^3
Толщина оболочки a, см	0,069 (базовая величина)	2246	27,36
	0,073 (увеличение на 6 % по сравнению с базовой величиной)	2230	24,26
	0,065 (уменьшение на 6 % по сравнению с базовой величиной)	2230	29,44
Начальное давление гелия под оболочкой $P_{\text{He},0}$, МПа	2,0 (баз.)	2246	27,36
	2,4 (+20 %)	2201	27,80
	1,6 (–20 %)	> 2250	—
Начальное содержание гелия в газовой смеси под оболочкой He_0, %	100 (баз.)	2246	27,36
	80 (–20 %, при этом доля азота 20 %)	2223	27,05
Коэффициент теоретической плотности двуокиси урана k_{UO_2}	0,95 (баз., при этом плотность UO_2 10,41 г/см^3)	2246	27,36
	0,92 (–3 %, при этом плотность UO_2 10,08 г/см^3)	2206	26,72
	0,98 (+3 %, при этом плотность UO_2 10,74 г/см^3)	> 2250	—
Давление т/н на входе в реактор $P_{\text{т/н}}^{\text{вх}}$, МПа	15,84 (баз.)	2246	27,36
	16,79 (+6 %)	> 2250	—
	14,89 (–6 %)	2218	27,01
Скорость теплоносителя $w_{\text{т/н}}$, м/с	5,64 (баз.)	2246	27,36
	5,98 (+6%)	> 2250	—
	5,30 (–6%)	2230	28,14
Шаг тепловыделяющих элементов δ, см	1,275 (баз.)	2246	27,36
	1,313 (+3 %)	> 2250	—
	1,237 (–3 %)	2235	27,81
Диаметр центрального отверстия таблетки $d_{\text{таб}}^{\text{ц.о}}$, см	0,140 (баз.)	2246	27,36
	0,168 (+20 %)	> 2250	—
	0,112 (–20 %)	2074	25,52
	0,136 (–3 %)	2215	26,98

Таблица 6. Влияние неопределенности в задании параметров 3-й группы на результат расчета τ_0 и A_0

Параметр исходных данных	Численное значение параметра исходных данных	τ_0, эф. сут	A_0, МДж/м^3
Наружный диаметр оболочки $d_{\text{об}}^{\text{н}}$, см	0,910 (базовая величина)	2246	27,36
	0,919 (увеличение на 1 % по сравнению с базовой величиной)	> 2250	—
	0,901 (уменьшение на 1 % по сравнению с базовой величиной)	2167	26,27
Диаметр таблетки $d_{\text{таб}}$, см	0,757 (баз.)	2246	27,36
	0,765 (+ 1 %)	2186	26,58
	0,749 (–1 %)	> 2250	—

Окончание табл. 6

Параметр исходных данных	Численное значение параметра исходных данных	τ_0, эф. сут	A_0, МДж/м^3
Максимальная линейная удельная плотность энерговыделения q_l^{max}, Вт/см (100 % мощности)	248 (баз.), при этом средняя плотность потока быстрых нейтронов $<\Phi> = 1\cdot10^{14}$ 1/(см^2·с)	2246	27,36
	298 (+20 %), $<\Phi> = 1{,}2\cdot10^{14}$ 1/(см^2·с)	1576	37,69
	198 (–20 %), $<\Phi> = 0{,}8\cdot10^{14}$ 1/(см^2·с)	> 2250	—
Температура т/н на входе в реактор $T_{т/н}^{вх}$, °С	290 (баз.)	2246	27,36
	307 (+6 %)	2136	33,05
	273 (–6 %)	> 2250	—
	299 (+3 %)	2190	30,37
Материал оболочки	SR-циркалой (баз.)	2246	27,36
	RA- циркалой	1447	10,09

теплоносителя на входе в реактор; скорость теплоносителя; шаг тепловыделяющих элементов; диаметр центрального отверстия таблетки.

К группе *сильно влияющих параметров*, неопределенность в задании каждого из которых величиной 3 % приводит к неопределенности оценки τ_0 более 2 %, относятся: наружный диаметр оболочки твэла; диаметр таблетки; максимальная линейная удельная плотность энерговыделения; температура теплоносителя на входе в реактор.

Выбор материала оболочки сильно влияет на расчетную долговечность оболочки в режиме переменных нагрузок. Однако ввиду привязанности кода FEMAXI-5 к материалу оболочки (циркалой), отличному от применяемого в ТВС РУ типа ВВЭР-1000, для корректной оценки долговечности оболочки с помощью данного кода необходимо выполнить его дополнительную адаптацию.

Список литературы

1. *Максимов М. В., Пелых С. Н.* Метод оценки времени эксплуатации оболочки твэла в режиме переменных нагрузок // Ядерная и радиационная безопасность. — 2008. — Вып. 3. — С. 3–6.

2. *Motoe Suzuki.* Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V (Ver.1). — Tokai: Japan Atomic Energy Research Institute, 2000. — 285 p.

3. *Соснин О. В., Горев Б. В., Никитенко А. Ф.* Энергетический вариант теории ползучести. — Новосибирск: Ин-т термодинамики СО РАН, 1986. — 95 с.

4. *Шмелев В. Д., Драгунов Ю. Г., Денисов В. П. и др.* Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. — М.: Академкнига, 2004. — 220 с.

Надійшла до редакції 20.02.2009.

УДК621.039

А. П. Шугайло[1], С. П. Костенко [2],
Ал-др П. Шугайло[1], В. Б. Крицкий[1],
Д. И. Рыжов[1], Л. В Хамровская[1]

[1] *Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности*
[2] *Государственный комитет ядерного регулирования Украины*

К вопросу о переназначении допустимого числа циклов нагружения тепломеханического оборудования

Рассмотрены некоторые аспекты, касающиеся исчерпания циклов нагружения тепломеханического оборудования АЭС, и представлены основные положения методики по переназначению допустимого числа циклов нагружения и оценки технического состояния оборудования при циклических нагрузках.

О. П. Шугайло, С. П. Костенко, Ол-др П. Шугайло,
В. Б. Крицький, Д. И. Рыжов, Л. В. Хамровська

Щодо питання перепризначення допустимої кількості циклів навантаження тепломеханічного обладнання

Розглянуто деякі аспекти щодо вичерпання циклів навантаження тепломеханічного обладнання АЕС і представлено основні положення методики з перепризначення допустимої кількості циклів навантаження та оцінки технічного стану обладнання при циклічних навантаженнях.

На протяжении последних лет атомные электростанции, эксплуатируемые ГП НАЭК «Энергоатом», вырабатывают около 50 % общего объема электроэнергии в Украине. На этих электростанциях в работе находится 15 реакторных установок: две — с ВВЭР-440/213 (первый и второй энергоблоки Ровенской АЭС) и 13 — с ВВЭР-1000 (шесть — на Запорожской АЭС, две — на Хмельницкой, три — на Южно-Украинской АЭС, а также на третьем и четвертом энергоблоках Ровенской АЭС). Общая установленная мощность атомных электростанций Украины составляет 13818 МВт (эл.).

В настоящее время срок эксплуатации большинства действующих энергоблоков АЭС Украины превысил половину проектного срока, который будет исчерпан до 2025 г., за исключением энергоблоков № 2 Хмельницкой и № 4 Ровенской АЭС. В связи с этим технически обоснованно и экономически целесообразно продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС при условии соответствия их безопасности требованиям национальных норм и правил по ядерной и радиационной безопасности и рекомендациям МАГАТЭ, что относится к первоочередным заданиям, которые определены в Концепции развития ГП НАЭК «Энергоатом».

Принимая во внимание, что проектные сроки эксплуатации энергоблоков №№ 1, 2 Ровенской АЭС и № 1 Южно-Украинской АЭС заканчиваются в 2010, 2011 и 2012 гг. соответственно, в настоящее время на них выполняются мероприятия по продлению эксплуатации в сверхпроектный срок.

Одним из основных факторов, определяющих возможность продления срока эксплуатации реакторной установки (РУ), является количество циклов нагружения оборудования, которое, в частности, реализуется при таких проектных режимах, как заполнение оборудования рабочей средой, уплотнение оборудования, гидравлические испытания, плановый разогрев и расхолаживание реакторной установки, аварийное расхолаживание и др.

В соответствии с требованиями норм, правил и стандартов по ядерной и радиационной безопасности (в частности п. 10.6.3 НП 306.2.141-2008 «Общие положения безопасности атомных станций» и п. 9.1.17 ПНАЭ Г-7-008-89 «Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок») на атомных энергетических установках (АЭУ) должен вестись учет количества циклов работы оборудования, начиная с этапов пусконаладочных работ.

Во исполнение требований указанных нормативных документов, эксплуатирующая организация осуществляет, в том числе, постоянный учет и мониторинг текущего состояния проектного ресурса оборудования и трубопроводов реакторной установки по количеству циклов нагружения, что является необходимым условием безопасной и надежной эксплуатации как отдельных элементов РУ, так и АЭС в целом.

Допустимое количество циклов нагружения для оборудования РУ установлено проектом ядерной установки на основании расчетных обоснований прочности и отражено в технологическом регламенте безопасной эксплуатации (ТРБЭ), техническом обосновании безопасности и отчете по анализу безопасности каждого энергоблока.

Эксплуатирующая организация ежегодно, например, в сводном годовом отчете по оценке текущего уровня эксплуатационной безопасности энергоблоков приводит результаты

Таблица 1. Режимы, для которых при эксплуатации отдельных энергоблоков возможно исчерпание регламентированного количества циклов до окончания проектного срока эксплуатации

Проектные режимы		Блок АЭС	Срок эксплуатации блока (лет)	Фактическое количество циклов, реализованное на 31.12.2007	Допустимое количество циклов за проектный срок службы	Ожидаемое количество циклов на 30 лет***
			А	Б	В	Г
ВВЭР-1000	Заполнение оборудования рабочей средой, уплотнение оборудования	РАЭС-3	20	44	60	66
	Раздельное гидравлическое испытание на плотность 1-го контура	ЗАЭС-5	17,4	68	100	117
		ЮУАЭС-1	24	89	100	111
	Плановый разогрев с «холодного» состояния со скоростью до 20 °С/ч	ЗАЭС-1	22	65	90*	89
		РАЭС-3	20	67	90*	101
		ЮУАЭС-1	24	86	90*	108
ВВЭР-440	Ступенчатое снижение нагрузки со 100 % до 50 % мощности	РАЭС-1	27	131	200	151/202**
		РАЭС-2	26	139	200	167/222**
	Ступенчатое повышение нагрузки с 50 % до 100 % мощности	РАЭС-1	27	136	200	157/209**
		РАЭС-2	26	133	200	160/213**

* Для энергоблоков ЗАЭС-1, ЮУАЭС-1 и РАЭС-3 для указанного режима допустимое количество проектных циклов было увеличено (с 70 до 90) по отдельным Техническим решениям.

** Для энергоблоков ВВЭР-440 ожидаемое количество циклов приведено с учетом их возможного продления на 10-летний срок, т. е. на 30 лет / 40 лет.

*** Ожидаемое количество циклов на 30 лет рассчитано с учетом интенсивности реализации проектных режимов на текущее время по формуле $\Gamma = \frac{Б}{А} \cdot 30$ лет.

учета и мониторинга текущего количества отработанных циклов нагружения оборудования по реализованным режимам. Результаты анализа документа «Сводный годовой отчет по оценке текущего уровня эксплуатационной безопасности энергоблоков АЭС Украины с реакторами типа ВВЭР за 2007 год» [1] свидетельствуют о следующем:

для большинства проектных режимов эксплуатации оборудования фактическое количество циклов не превышает ожидаемое в соответствии с проектом количество циклов, т. е. при эксплуатации РУ на достигнутом уровне до исчерпания проектного срока службы РУ допустимые границы по количеству циклов нагружения не будут превышены;

существуют режимы (например, заполнение оборудования рабочей средой, уплотнение оборудования, гидравлические испытания, плановый разогрев с «холодного» состояния со скоростью до 20 °С/ч), для которых при эксплуатации РУ на достигнутом уровне возможно исчерпание регламентированного количества указанных циклов до окончания 30-летнего проектного срока службы (например, для энергоблоков № 3 РАЭС, № 1 ЮУАЭС). Примеры таких режимов приведены в табл. 1 и на рис. 1.

Все указанные в табл. 1 и отображенные на рис. 1 режимы касаются оборудования и трубопроводов первого контура РУ, в частности корпуса и верхнего блока реактора, главного циркуляционного насоса, главного циркуляционного трубопровода, парогенераторов и других критических элементов, замена которых в большинстве случаев невозможна или экономически неоправданна. Поэтому исчерпание допустимого количества циклов нагружения указанного оборудования и трубопроводов вследствие реализации отдельных проектных режимов может привести к необходимости преждевременной остановки и вывода энергоблока из эксплуатации и, как следствие, к потере Украиной части электрической мощности.

В сложившейся ситуации на некоторых энергоблоках АЭС (в первую очередь это касается РУ с ВВЭР-1000 — см. табл. 1) актуализируются разработка и реализация мероприятий, которые обеспечат решение проблем, связанных с досрочным исчерпанием предельного количества отдельных циклов нагружения на оборудование и трубопроводы РУ с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-440.

К таким мероприятиям, в частности, относится разработанная ГНТЦ ЯРБ и утвержденная Госатомрегулированием «Методика переназначения допустимого числа циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования при циклических нагрузках» МТ-Т.0.08.155-07 (далее — Методика).

Основанием для разработки данной Методики является «План действий ГП НАЭК “Энергоатом” по реализации “Комплексной программы работ по продлению срока эксплуатации действующих энергоблоков атомных станций”» ПН-Д.0.08.341-04.



Рис. 1. Примеры режимов, для которых при эксплуатации отдельных энергоблоков возможно исчерпание регламентированного количества циклов до окончания проектного срока эксплуатации

Методика разработана в соответствии с требованиями и положениями следующих нормативно-правовых актов и рекомендаций МАГАТЭ:

НП 306.2.141-2008. Общие положения безопасности атомных станций;

ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок;

ПНАЭ Г-7-008-89. Правила устройства и безопасности эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок;

Оценка и подтверждение безопасности атомных электростанций, серия стандартов безопасности № NS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (2001).

Целью Методики переназначения допустимого числа циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования при циклических нагрузках является установление требований к выполнению работ по переназначению допустимого числа циклов нагружения оборудования и трубопроводов АЭС.

Переназначение допустимого числа циклов нагружения оборудования и трубопроводов, согласно Методике, выполняется в случаях:

исчерпания проектного числа циклов нагружения по любому из указанных в ТРБЭ режимов, для которых устанавливается допустимое количество циклов за срок службы;

исчерпания проектного суммарного числа нарушений нормальной эксплуатации или суммарного числа аварийных ситуаций;

переназначения срока эксплуатации энергоблоков АЭС.

Методика применима для тепломеханического оборудования и трубопроводов групп А, В и С по ПНАЭ Г-7-008-89, выполненных из материалов, на которые распространяются ПНАЭ Г-7-008-89, а также для оборудования, выполненного из импортных материалов, разрешенных к использованию на АЭС в установленном порядке. Методика применима для проектных эксплуатационных режимов АЭС: нормальные условия эксплуатации (НУЭ), нарушения нормальных условий эксплуатации (ННУЭ) и аварийная ситуация (АС).

К основным составляющим Методики относятся:

общие положения;

состав работ по переназначению допустимого числа циклов нагружения;

номенклатура исходных данных для выполнения работ по переназначению допустимого числа циклов нагружения;

требования к составлению перечня оборудования и трубопроводов для переназначения допустимого числа циклов нагружения;

порядок составления перечня оборудования и трубопроводов для переназначения допустимого числа циклов нагружения;

требования к анализу технической документации;

требования к анализу поверочных расчетов на циклическую прочность;

требования к анализу данных регистрации циклов нагружения;

требования к анализу данных эксплуатационного контроля, технического обслуживания и ремонта;

порядок выполнения расчетов на циклическую прочность;

требования к исходным данным и программным средствам;

порядок оформления результатов работ по этапу;

порядок выполнения переназначения допустимого числа циклов нагружения;

порядок оформления результатов работ по этапу и др.

В соответствии с Распоряжением ГП НАЭК «Энергоатом» № 789 от 11.08.2008 г., «Методика переназначения допустимого числа циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования при циклических нагрузках. МТ-Т.0.08.155-07» введена в действие на один год для ее апробации по результатам опыта эксплуатации. Апробация Методики проводилась специалистами ГНТЦ ЯРБ на базе энергоблока № 3 ОП «Ровенская АЭС» и включала следующие этапы:

подготовка исходных данных для апробации;

апробация и подготовка практических рекомендаций по применению Методики.

На этапе подготовки исходных данных для апробации Методики основным критерием выбора оборудования являлось наличие максимально полного комплекта исходных данных по выбранному оборудованию. С учетом вышеизложенного выбран теплообменник расхолаживания ∅ 1200 (оперативное обозначение: 3TG11W01; регистрационный номер на ОП РАЭС: 184С; заводской номер: 1354) на энергоблоке № 3 ОП «Ровенская АЭС». Руководствуясь положениями Методики, для теплообменника расхолаживания собраны следующие исходные данные: акты о монтаже и испытаниях, протоколы контроля, паспорт, проектная документация, чертежи и др. С целью установления достоверности и корректности положений Методики, в частности рассмотрены ситуации, когда прогноз времени исчерпания циклов условно меньше, чем назначенный проектом срок службы оборудования, и наоборот, когда прогноз времени исчерпания циклов условно больше, чем назначенный проектом срок службы оборудования.

Результаты апробации, изложенные в отчете [7], подтвердили, что положения Методики адекватно отражают аспекты, связанные с переназначением допустимого числа циклов нагружения. По результатам апробации «Методики переназначения допустимого числа циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования при циклических нагрузках. МТ-Т.0.08.155-07» некорректностей или ошибок в ней не выявлено.

Практические рекомендации по применению Методики на данном этапе находятся в стадии разработки и будут сформулированы в ближайшее время.

Список литературы

1. Сводный годовой отчет по оценке текущего уровня эксплуатационной безопасности энергоблоков АЭС Украины с реакторами типа ВВЭР за 2007 год.

2. Методика переназначения допустимого числа циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования при циклических нагрузках. МТ-Т.0.08.155-07.

3. НП 306.2.141-2008. Общие положения безопасности атомных станций.

4. ПНАЭ Г-7-008-89. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.

5. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.

6. Оценка и подтверждение безопасности атомных электростанций, серия стандартов безопасности № NS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (2001).

7. Отчет о научно-исследовательской работе «Разработка и внедрение методов переназначения допустимых циклов нагружения на тепломеханическое оборудование АЭС с ВВЭР» (этап 6). — К.: ГНТЦ ЯРБ, 2008. — 25 с.

Надійшла до редакції 04.09.2009.

УДК 621.039: 539.3

С. І. Азаров, Г. А. Сорокін

Інститут ядерних досліджень
Національної академії наук України

Розрахунок температурних процесів, що відбуваються в захисній оболонці АЕС при авіакатастрофі

Розглядається задача про поведінку захисної оболонки ядерного реактора після інтенсивного температурного впливу, що реалізується з причини падіння літака. Актуальність задачі полягає у вирішенні проблеми мінімізації руйнівних наслідків випадкової авіакатастрофи або терористичних актів. Розроблені підходи дають змогу моделювати наслідки інших впливів: вибухових і динамічних навантажень, промислових аварій тощо. Числові розв'язання подібних задач дозволяють отримувати кількісні оцінки теплостійкості бар'єрів безпеки ядерного реактора.

С. И. Азаров, Г. А. Сорокин

Расчеты температурных процессов, происходящих в защитной оболочке АЭС при авиакатастрофе

Рассматривается задача о поведении защитной оболочки ядерного реактора после интенсивного температурного влияния, которое реализуется вследствие падения самолета. Актуальность задачи заключается в решении проблемы минимизации разрушительных последствий случайной авиакатастрофы или террористических актов. Разработанные подходы позволяют моделировать последствия других воздействий: взрывных и динамических нагрузок, промышленных аварий и т. п. Численные решения подобных задач дают количественные оценки теплостойкости барьеров безопасности ядерного реактора.

Дослідження техногенних аварій (вибухів та пожеж) на АЕС показує, що будівельні конструкції, розраховані без урахування вибухо- та вогнестійкості, в умовах важкої аварії можуть дуже швидко втратити несучу здатність. Загальну стійкість головного корпусу АЕС звичайно визначає цілісність захисної оболонки (ЗО), оскільки вона є основним несучим елементом. Тому збереження несучої здатності ЗО протягом необхідного часу є дуже важливим.

Відповідно до ДСТУ 2272-93 [1], *вогнестійкістю* будівельних конструкцій і елементів називається властивість зберігати несучу здатність, чинити опір утворенню крізних отворів і прогріванню до критичних температур, а також перешкоджати розповсюдженню вогню.

Границя теплостійкості — інтервал часу від початку вогняного випробування зразків до виникнення одного з граничних станів елементів і конструкцій за вогнестійкістю: втрата несучої здатності; втрата теплоізолювальної здатності; втрата цілісності.

Розрахунок границі теплостійкості складається з двох частин: теплофізичної і статичної. Теплофізичний розрахунок проводять для визначення температурного поля в перерізах конструкції. За ознакою втрати теплоізолювальної здатності границю вогнестійкості конструкції визначають тільки теплофізичним розрахунком. Статичним розрахунком визначають несучу здатність нагрітої конструкції за допомогою рівнянь рівноваги і деформацій з використанням даних про зміну физико-механічних характеристик будівельних матеріалів при високих температурах.

Аналізу несучої здатності бетонних і сталебетонних будівельних конструкцій цивільних будівель при силових і температурних впливах, визначенню физико-механічних характеристик бетону в умовах складного напруженого стану присвячено низку робіт [2–4]. Однак складність і відповідальність конструкції будівлі ядерного реактора та його захисної оболонки накладає найвищі вимоги на математичні моделі та програмне забезпечення для числового моделювання руйнування або ушкодження будівельних конструкцій при зовнішніх динамічних термосилових навантаженнях. Згідно із сучасними вимогами до забезпечення безпеки АЕС [5], необхідно виключити будь-яку можливість розвитку запроектної аварії.

Призначення найвідповідальнішої будівельної конструкції атомної станції — захисної оболонки будівлі реактора — не допустити виходу радіоактивності у зовнішнє середовище в разі максимальної проектної аварії, обмежити викиди у разі запроектних аварій, а також захистити обладнання та внутрішні конструкції будівлі реактора від можливих зовнішніх впливів. Як будівельна конструкція оболонка відноситься до першої категорії за безпекою та до першої категорії за сейсмостійкістю, як механічна система — до локалізуючої системи безпеки другої категорії та служить для запобігання або обмеження виділення радіоактивних речовин або випромінювань в оточуюче середовище [6].

Аналізуючи процеси пізнього навантаження контайменту при авіакатастрофі, особливу увагу слід приділити дослідженню поведінки ЗО, оскільки можливі сценарії розвитку аварій припускають значні перевищення динамічних і теплових впливів над проектними. Необхідно визначити значення надлишкового тиску та температур, за котрих виникають такі ушкодження ЗО, що впливають на її герметичність та міцність:

тріщини на зовнішній поверхні оболонки та крізні тріщини в оболонці;

пластичні деформації у зовнішніх шарах арматури.

Тому мета дослідження даної статті — отримання залежності ймовірності руйнування захисної оболонки при зовнішньому температурному впливі в разі падіння повітряного судна на будівлю ядерного реактора.

Постановка задачі

Захисні оболонки споруджуються з попередньо напруженого бетону і являють собою замкнутий геометричний об'єм, який складається з вертикального циліндра, купольної частини і стилобата. Купольна й циліндрична частини сполучаються через опорне кільце. Циліндрична частина при сполученні з верхньою плитою стилобата має потовщення, яке називають вутом.

Попереднє напруження ЗО забезпечується системою гелікоїдального армування циліндричної частини і ортогонально-петльового купольної частини. За напружувану арматуру використовують сталеві канати, які складаються з 450–456 паралельних високоміцних дротів діаметром 5 мм. Канати розташовують у поліетиленових трубах усередині залізобетонних конструкцій ЗО. Загалом кількість канатів в циліндричній частині дорівнює 96, а в купольній — 36. Канати натягують потужними домкратами, після чого фіксують спеціальними анкерними пристроями.

Система попереднього напруження призначена для обтиснення ЗО з метою забезпечення її тріщиностійкості при аварійних навантаженнях. Крім напруження канатів, конструкція оболонки передбачає армування внутрішньої і зовнішньої поверхонь ЗО в меридіональному і кільцевому напрямках арматурою періодичного профілю класу А-III діаметром 20–40 мм. Бетонування здійснюється із застосуванням бетону класу В30. Для забезпечення герметичності внутрішній об'єм оболонки облицьовують листовою сталлю марки Вст3сп5 завтовшки 8 мм (рис. 1).

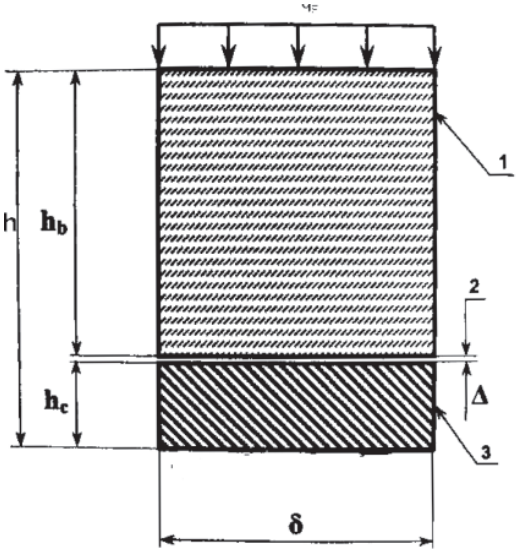


Рис. 1. Поперечний переріз ЗО:
1 — бетон; *2* — повітряний прошарок; *3* — сталевий лист

У загальному випадку геометричні розміри ЗО такі:
висота — 53 м;
діаметр циліндричної частини — 46 м;
товщина стінки циліндричної частини — 1,2 м;
радіус купольної частини — 35 м;
товщина стінки купольної частини — 1,1 м.

У процесі проектування ЗО розраховується на сприйняття найнесприятливішої комбінації навантажень на випадок аварії.

У проекті ЗО враховано такі екстремальні впливи [7]:

максимальний розрахунковий землетрус потужністю 8 балів за шкалою МСК-64, спектр відгуку на грунті за нормами RG 1,60;

удар летючого тіла масою 200 кг зі швидкістю 50 м/с;

навантаження від торнадо класу F3 за шкалою Фуджити, яке включає максимальний вітровий тиск, максимальне падіння атмосферного тиску та удари летючих тіл, які несе вихор (автомобіль масою 1800 кг, снаряд 125 кг);

навантаження від повітряної ударної хвилі з тиском на фронті 10 кПа та тривалістю фази стискання 1 с (це навантаження відповідає можливим джерелам вибухової небезпеки всередині площадки АЕС);

екстремальні вітрові і снігові навантаження, а також екстремальні температури;

механічний удар без ушкодження при падінні повітряного судна масою до 10 т зі швидкістю 150 м/с.

До проведення випробувань різноманітні комбінації навантажень моделюються за допомогою розрахункових програм (таких як SCAD та ANSYS) з метою подальшого порівняння з результатами натурних досліджень.

Аналіз методів розрахунку границь теплостійкості залізобетонних перекриттів промислових будівель, що використовуються в нашій країні та за кордоном, показав [8] існування кількох підходів, заснованих на втраті або теплоізолювальної властивості, або цілісності, або несучої здатності.

Розв'язуючи задачу прогріву сталебетонної конструкції, враховують зміну теплофізичних властивостей бетону і арматури при нагріві шляхом скінченнорізницевого розрахунку з використанням ЕОМ.

Під час аналізу випадкового падіння літака на будівлю АЕС для визначення ураження будівельних конструкцій звичайно розглядають механічний (ударний) вплив без урахування сукупних фізичних явищ, таких як вибух та горіння авіаційного палива (АП).

Моделюючи фізичні процеси виникнення й розвитку аварії, слід враховувати такі фактори:

разове або неперервне витікання й розливання авіаційного палива;

масу горючих речовин, що потрапляють на зовнішню поверхню ЗО;

інтенсивність теплового випромінення;

зміну границі міцності матеріалу ЗО при впливі високих температур (границя міцності на розтягування, границя текучості, модуль пружності).

Маса АП, що потрапила на поверхню ЗО при аварії, надійшла самопливом, обчислюється як [9]

$$\begin{cases} m = \int_0^{f_k} G(t)\,dt = G_p t_{\text{розп}} + \dfrac{\pi d_T^2}{4}(\delta\rho), \end{cases}$$

де $G(t)$ — витрата АП, що витікає з літака; $G_p = \dfrac{\pi d_T^2}{4}\sqrt{2\rho\Delta P_p}$;

$\Delta P_p = h_T \rho g$ — напір об'єму АП; h_T — висота об'єму АП; g — прискорення вільного падіння; $t_{\text{розл}}$ — час, протягом якого АП витікає з літака; d_T — діаметр крізних тріщин в оболонці; δ — товщина ЗО; ρ — густина АП.

Швидкість вигоряння АП можна оцінити за формулою

$$m_{\text{виг}} = \frac{K\rho Q_p^H}{L_{\text{вип}}},$$

де $K = 1{,}25 \cdot 10^{-6}$ м/с; Q_p^H — нижча теплота згоряння АП; $L_{\text{вип}}$ — теплота випаровування АП.

Інтенсивність теплового випромінювання обчислюється за формулою [10]

$$q = E_f E_q K_T,$$

де E_f — середньоповерхнева густина теплового випромінювання полум'я; E_q — кутовий коефіцієнт опромінення; K_T — коефіцієнт пропускання атмосфери.

Розміри пожежі і швидкість її розповсюдження залежать від ступеня руйнування паливної системи, кількості палива в баках, характеру покриття (грунт, бетон, асфальт), на яке воно виливається. Приблизна площа, яка може бути охоплена вогнем при розливанні палива, визначається за формулою [10]

$$\left.\begin{aligned} S_{\text{пш}} &= 0,7l\left(12+d\right), \quad d \le 20 \\ S_{\text{пш}} &= 0,7l\left(30+d\right), \quad d > 20 \end{aligned}\right\},$$

де l — довжина літака, м; d — діаметр мідельового перетину фюзеляжу літака, м.

Знаючи масу палива і площу пожежі, можна визначити тривалість пожежі [11]:

$$\tau = M\Big/\left(U_{\text{м}} S_{\text{кр}}\right),$$

де M — маса АП на початку пожежі, кг; $U_{\text{м}}$ — питома масова швидкість вигоряння, кг/(м^{2}с); $S_{\text{кр}}$ — площа пожежі, м^2.

Час τ, визначений за наведеною формулою для різних типів літака, змінюється в широких межах — від 5 до 40 хв. Натурний експеримент зі спалювання списаного літака з 20 т пального показав, що після закінчення 17 хв літак майже повністю згорів [10].

Розрахунок теплостійкості захисної оболонки при зовнішніх температурних впливах, спричинених падінням літака на АЕС

Розглянемо сталебетонну статично визначену ЗО, яка перебуває під дією рівномірно розподіленого навантаження і температури, що змінюється уздовж осі y за законом стандартного горіння (рис. 2).

Для розв'язання задачі, що стосується прикладання температурно-інерційної сили, складемо систему диференціальних рівнянь руху ЗО, до правої частини якої введемо

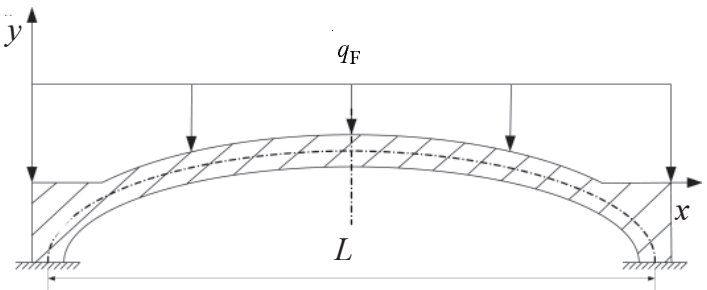


Рис. 2. Схема розрахунку механічного та температурного впливів на сталебетонну ЗО

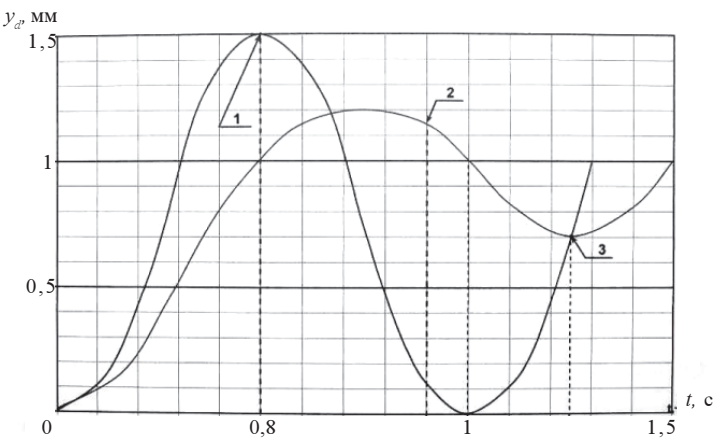


Рис. 3. Динамічний ефект ЗО:
1 — $\tau = 0$; *2* — $\tau = 0{,}25t_0$; *3* — $\tau = t_0$

функцію поширення температури, що залежить від координат і часу.

Рівняння руху балки з розподіленою масою і нескінченним числом степенів вільності виглядатиме так[12]:

$$\nu_T \frac{\partial\left(y_d + y_s\right)}{\partial t^2} + EJ\frac{\partial^4\left(y_d + y_s\right)}{\partial x^4} + Ea\frac{\partial^2 M_T}{\partial x^2} = 0,$$

де ν_T — коефіцієнт Пуассона матеріалу ЗО; $y_d = \frac{aT_0L}{\tau\omega}\sin\left(\omega t\right)$ — динамічне переміщення маси ЗО внаслідок сил інерції; y_s — прогин балки від статично прикладеної температури; EJ — жорсткість ЗО; E — модуль пружності; J — момент інерції; t — час; a — коефіцієнт лінійного розширення матеріалу ЗО; M_T — згинальний момент; T_0 — температура навколишнього середовища; L — довжина прольоту ЗО; ω — частота власних коливань ЗО.

Динамічні переміщення маси ЗО обчислюють в інтервалі часу від $t = 0$ до $t = \tau$. Якщо τ перевищуватиме половину періоду власних коливань y_d, виникатиме динамічне переміщення ЗО в процесі зростання температури. Із зменшенням часу зростання температури пожежі динамічний ефект у вигляді зміни переміщень збільшуватиметься. На рис. 3 показано розраховану зміну переміщення ЗО для $\tau = 0$, $\tau = 0{,}25t_0$ та $\tau = t_0$, де t_0 — період, що характеризує власні коливання ЗО.

Якщо $t \to 0$, то $\sin\left(\omega\, t\middle|2/0{,}5\,\omega\, t\right| \to 1$ $\left($оскільки $y_d = \frac{aT_0L}{\tau\omega}\sin\left(\omega t\right)\right)$, і найбільше динамічне переміщення матиме вигляд

$$y_d^{\max} = 2aT_0L\left[1 + \frac{\sin\left(\omega t/2\right)}{\omega t/2}\right] = 2aT_0L.$$

З рис. 3 видно, що при $\tau = 0$ динамічний ефект ЗО максимальний.

Розглядаючи рівняння руху ЗО, спричиненого впливом статично прикладеної температури, можна записати [13] такий вираз:

$$\frac{\partial^4 y_s}{\partial x^4} = -Ea\frac{\partial^2 M_T}{\partial x^2}.$$

Тоді одержимо рівняння

$$EJ\frac{\partial y_d}{\partial x^4}+\upsilon\frac{\partial^2 y_d}{\partial t^2}=\upsilon\frac{\partial y_s}{\partial t^2},$$

Функції розподілу температури по товщині сталі можуть бути різними. Наприклад, якщо температура поверхні ЗО міняється за гармонічним законом, то температура усередині ЗО дорівнюватиме

$$T(x)=T_0\exp\left(-L\sqrt{\frac{\omega}{2\alpha_T}}\right)\cos\left[\omega t-\varepsilon-L_0\left(\frac{\omega}{2\alpha_T}\right)^2\right],$$

де $\alpha_T=\lambda_T/(\rho_T c_T)$; $L_0 = L/2$ — відрізок ЗО, на якому розраховуються прогин та згинальний момент; λ_T — коефіцієнт теплопровідності; ρ_T — густина бетону й металу; c_T — питома теплоємність матеріалу ЗО; ε — внутрішня деформація ЗО внаслідок впливу температури.

Розподіл температури у ЗО можна описати формулою

$$T(x)=\frac{q_F}{2\sqrt{\pi\alpha_T t}}\left[1-\exp\left(-\frac{L_0^2}{\alpha_T t}\right)\right]\exp(L-x)\alpha_T t,$$

де x — глибина нагрітого шару ЗО; q_F — теплове навантаження на ЗО.

Згинальний момент може бути визначений за формулою

$$M_T=\int_{-h/2}^{h/2}EaT(x)\,dx=\frac{EJQa}{2\lambda_T}\left\{1-\frac{96}{\pi^4}\sum_{n=1,3,5}^{N}\left[\frac{\exp\left(-\pi^2n^2\frac{\alpha_T}{h^2}t\right)}{n^2}\right]\right\}.$$

Узагальнені інтегральні модулі деформації стиснутої та розтягнутої зон перетину ЗО при $T \geq 473$ К мають такий вигляд [14–16]:

$$\begin{cases}E_b=3\sum_{z=1}^{z}A_z\left(\varepsilon_b'\right)^{(z-1)/(z+2)},\\ E_t=3\sum_{z=1}^{z}A_{tz}\left(\varepsilon_c'\right)^{(z-1)/(z+2)},\end{cases}$$

де A_z, A_{tz} — коефіцієнти, що визначаються з умов мінімуму квадратичних відхилень експериментально отриманих значень деформацій; ε_b — коефіцієнт деформації бетону; ε_c — коефіцієнт деформації сталі.

У випадку одиночного вигину балки ширина розтягнутої (h_1) і стиснутої (h_2) зон визначатимуться умовами

$$\int_{-h_c}^{h_b}\sigma_b dy+\int_{-L_1}^{L_2}\sigma_c dy=0,\qquad l_1=l_2+h_s,$$

де σ_b — деформація стиснення бетону; σ_c — деформація сталі.

За відсутності тріщин у перетині сталебетонної балки з наведених вище умов одержимо наступне рівняння відносно невідомих відстаней $h_{ср}$ [17]:

$$\overline{h_{cp}}=\frac{\left[\varepsilon_b\int_0^{h_{cp}}\beta_b(T_h)\,y dy-\beta_c(T_0)\frac{h_2^c}{2}\right]}{\left[\varepsilon_b\beta_b(T_h)h_b+\beta_c(T_0)h_c\right]},$$

де T_h — температура на верхній частині ЗО, що не піддається вогневому впливу.

Умови відсутності руйнування бетону відносно деформації стиску [18, 19]:

$$\frac{E_b(T_h)}{1-\nu_b^2}\frac{QL^2+24M_T}{24D}\beta_b(T)h_b<R_b(T)\gamma_b(T),$$

де $\beta_b(T)$, $\gamma_b(T)$ — проектні характеристики бетону в залежності від температури (наведені в [15]); $R_b(T)$ — критичне напруження на стиснення бетону; D — коефіцієнт жорсткості балки.

Умови відсутності руйнування сталевого листа (пластична деформація та втрата несучої здатності) і збереження міцнісних властивостей [20]:

$$\sigma_c(T)=\frac{E_c(T_h)}{1-\nu_c^2}\frac{QL^2+24M_T}{24D}\beta_c(T_h)h_c<\sigma_T(T_h)\gamma_c(T).$$

Параметри β_c, γ_c, σ_T наведені в [15].

Розв'язок диференційного рівняння $EJ\frac{\partial y_d}{\partial x^4}+\upsilon\frac{\partial^2 y_d}{\partial x^2}=\frac{\partial y_s}{\partial t^2}$

для захищеної по обидва боки ЗО

$$y_s=\frac{Q}{24D}x^2(x-L_0)^2+\frac{M_T}{2D}x(x-L_0).$$

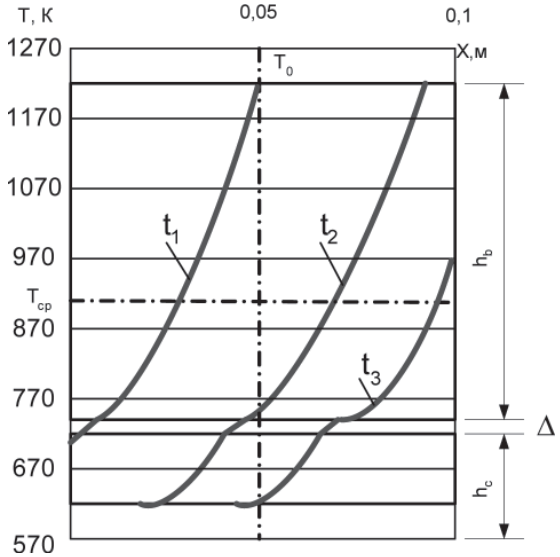


Рис. 4. Розподіл температур у перетині сталебетонної ЗО у різні моменти часу після аварії [12]:
t_1 = 10 с; t_2 = 100 с; t_3 = 1000 с

Найбільша кривизна вигину досягатиметься на середині ЗО при $x = L_0$:

$$P = \max y_s'' = \frac{QL^2}{24D} - \frac{M_T}{D}.$$

Результати розрахунків за отриманими формулами наведені на рис. 4.

Залежності міцнісних характеристик бетону і сталі від температури при розрахунках бралися за [15, 16]. Бетон був представлений трифазним середовищем: твердий несучий матеріал (кістяк), сукупність рідких включень у порах і газ у порах. Коефіцієнти Пуассона і теплового розширення a_b важкого бетону в діапазоні температур 293÷973 К вважалися постійними: $\upsilon_b = 0{,}2$, $a_b = 1{\cdot}10^{-5}$ К$^{-1}$. При температурах понад 973 К коефіцієнт a_b збільшувався до $1{,}5{\cdot}10^{-5}$ К$^{-1}$.

Для сталі $\upsilon_c = 0{,}3$, $a_c = 1{,}3{\cdot}10^{-5}$ К$^{-1}$. Числові значення міцнісних характеристик бетону і сталі при кімнатній температурі приймалися згідно з [16].

Час втрати несучої спроможності ЗО t_0, с, розраховувався за формулою

$$\operatorname{ert}\left(\frac{\Delta x}{2\sqrt{at_0}}\right) = \frac{T_{\text{п}} - T_{\text{кр.п}}}{T_{\text{п}} - T_0},$$

де $\operatorname{ert}\left(\frac{\Delta x}{2\sqrt{at_0}}\right)$ — табульована функція інтеграла помилок;

$T_{\text{п}}$ — температура поверхні перекриття з боку осередку пожежі, яку вважатимемо постійною впродовж часу $t < t_{\text{п}}$ та рівною $T_{\text{п max}}$, К; $t_{\text{п}}$ — тривалість горіння (до моменту локалізації); T_0 — початкова температура перекриття ($T_0 =$ = 300 К); $T_{\text{кр. п}}$ — критична температура для розтягнутих елементів конструкцій перекриття ($T_{\text{кр. п}} = 700$ К); a — температуропровідність бетону при 700 К ($a = 2{,}83{\cdot}10^{-7}$ м^2/с); Δx — товщина захисного шару бетону, м.

Значення $T_{\text{п max}}$ при об'ємній пожежі досягається при $t = t_{\text{п}}$ та оцінюється за формулою [14, 22]

$$T_{\text{п max}} = 915\exp\left(5{\cdot}10^3\left(q_k - 30\right)\right).$$

Отримане з теплового розрахунку значення t_0 збільшують для статично невизначених конструкцій (монолітних перекриттів) в 1,5 раза, якщо на опорах немає підсилення несучих конструкцій, або в 2,5 раза при збільшенні площини арматури на опорах удвічі. Оцінки показують, що вогнестійкість ЗО реакторного залу може досягати 1,5 год, що не перевищує тривалості можливих пожеж.

Розрахунки, отримані за цією методикою, добре погоджуються з результатами методики роботи [16]. Похибка розрахунків по всьому діапазону вихідних даних не перевищує 25 %.

Оцінку границі теплостійкості ЗО за втратою цілісності можна також визначити за критерієм крихкого руйнування [23]:

$$F = \frac{K\left(a_{bt} + a_{ct}\right)\left(E_{bt} + E_{ct}\right)\left(\overline{\rho}_b + \overline{\rho}_c\right)}{k_1\left(\lambda_b(t) + \lambda_c(t)\right)\Pi} W_0,$$

де $K = 1{,}16{\cdot}10^{-2}$ Вт·м$^{5/2}$·кг; a_{bt}, a_{ct} — коефіцієнти лінійної температурної деформації бетону і сталі, К$^{-1}$; E_{bt}, E_{ct} — модуль пружності бетону і сталі, МН/м^2; $\overline{\rho}_b$, $\overline{\rho}_c$ — середня щільність бетону і сталі, кг/м^3; k_1 — коефіцієнт інтенсивності напружень першого роду, МН·м$^{-3/2}$; λ — коефіцієнт теплопровідності бетону і сталі, Вт/(м·°С); П — пористість бетону; W_0 — об'ємна вологість бетону.

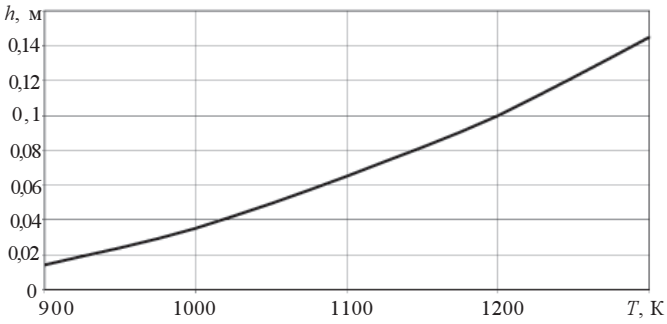


Рис. 5. Зміна товщини осипання бетону ЗО за 1 год в залежності від температури нагріву

На рис. 5 наведено розраховану зміну товщини осипання бетону ЗО за 1 год в залежності від температури нагріву.

Таким чином, після двогодинного прогріву при температурі 1270 К міцність ЗО може складати близько 40 %, причому при температурі 1420 К відбувається втрата пружності і починається пластична деформація; при температурі 1500 К пластична деформація ЗО досягає 30 %. При температурі 1300 К модуль пружності дорівнює 15 %, коефіцієнт пружності 0,15 від руйнівного навантаження, коефіцієнт лінійного розширення $10{,}4{\cdot}10^{-6}$, коефіцієнт теплопровідності 1,6 ккал/(м^2·год).

Проведені розрахунки за останньою формулою показали, що при $F < 5{,}0$ границя теплостійкості залізобетону ЗО за втратою пружності не перевищує 2 год.

Зв'язок між діючим термонапруженням та розмірами мікротріщин, на межі котрих концентрація термонапружень досягає критичної величини, визначається рівнянням Грифітса [8]:

$$\sigma(T) = \frac{2}{3}\sqrt{\frac{E\nu_T l a}{S_T H_b^2}} \int_0^{\tau}\int_{h_{b1}}^{h_{b2}} \left[T(\tau) - T_0(\tau)\right] h_b\, dh_b\, dT,$$

де E — модуль пружності матеріалу ЗО; ν_T — коефіцієнт Пуасона; l — лінійний розмір мікротріщини; a — коефіцієнт температуропровідності; S_T — площа мікротріщини; h_b — товщина сталебетонного матеріалу ЗО; $T(\tau)$ — температура на зовнішній поверхні ЗО в момент часу τ; $T_0(\tau)$ — температура навколишнього середовища всередині ЗО в момент часу τ.

Якщо прикладене теплове навантаження викликає появу полів термонапружень, то всі мікротріщини з площею $S_{\max} \gg S$ почнуть рости і їхню кількість можна визначити за формулою [25]

$$D_K = K_0 \int_S^{\infty} \exp\left(-V_K^2\right) dS,$$

де K_0 — постійна, що характеризує структуру поверхневого шару ЗО; V_K — постійний коефіцієнт з розмірністю 1/м^2, що залежить від фізико-математичних властивостей поверхневого шару ЗО та визначає його густину.

Розраховану за наведеними формулами загальну кількість утворених мікротріщин у поверхневому шарі ЗО в залеж-

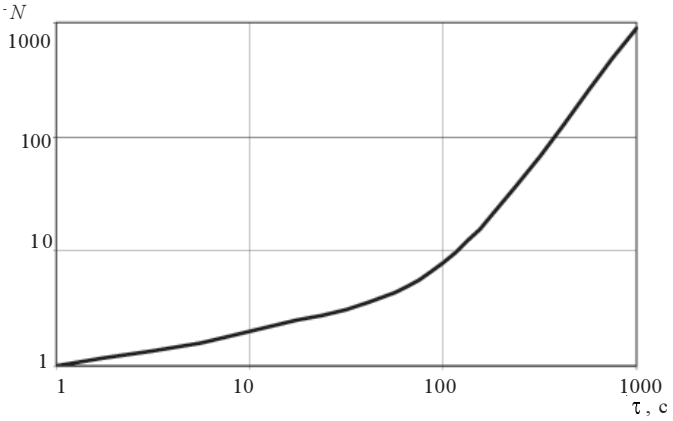


Рис. 6. Загальна кількість утворених мікротріщин в поверхневому шарі ЗО в залежності від часу впливу теплових потоків на залізобетон

ності від часу впливу теплових потоків на залізобетон показано на рис. 6.

Імовірність втрати цілісності ЗО (крихке руйнування залізобетону) можна представити у вигляді [26, 27]

$$Q(t) = Q(S < S_d),$$

де $S_d = R - L,\ S_d > 0$ — резерв узагальненого опору ЗО у граничному стані; R — узагальнена стійкість ЗО до аварійних впливів; L — узагальнене теплове навантаження на ЗО.

Перехід ЗО при запроектній аварії з одного стану в інший можна описати як процес Пуасона з дискретним станом і неперервним часом:

$$Q(t) = 1 - Q(T_{\text{п}} > t) = 1 - \sum_{m=0}^{n-1} \frac{\left(\lambda(t)^m \exp(-\lambda t)\right)}{m!},$$

де λ — інтенсивність відмов ЗО.

Залежність імовірності відмов ЗО від температурного впливу при падінні літака матиме вигляд

$$Q(P,T) = F\left[\ln\left(\frac{\Delta P}{P_m}\right)\left(\frac{T}{T_m}\right)C_\Sigma\right],$$

де $F(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^{x} \exp\left(-\frac{t^2}{2}\right)dt$ — функція Гауса; C_Σ — коефіцієнт варіації вихідних даних (в розрахунку $C_\Sigma = 0{,}3$); $P_m \geq 150$ кПа — максимальний надлишковий тиск; $T_m \geq 1473$ К — максимальна температура на поверхні ЗО.

Висновки

1. Для визначення ймовірності відмови ЗО при впливі інтенсивних теплових потоків внаслідок падіння літака на АЕС викладено різні підходи та розроблено методики розрахунку на герметичність та втрату несучої властивості. Проведено числові дослідження сталебетонної рівномірно напруженої оболонки при нерівномірному нагріві з урахуванням утворення мікротріщин у розтягнутій зоні бетону. Показано, що в розрахунку поля температур за товщиною оболонки необхідно додатково врахувати процеси фазових переходів та вводити температурний коефіцієнт середовища, тобто розглядати залізобетон як пористе багатофазне середовище з різними температурами фаз.

2. Аналіз отриманих результатів з дослідження процесу локальних руйнувань ЗО при теплових впливах показав складність характеру руйнування. Як правило, характер локальних руйнувань встановлюється з умов мінімуму несучої здатності конструкції ЗО, що визначається серед можливих схем її руйнування. При цьому можлива як моментна, так і локальна схема руйнування конструкції ЗО у вигляді утворення тріщин на поверхні ($T = 1100$ К) або складних тріщин ($T = 1400$ К). Для раціонального використання запасу міцності оболонки необхідні додаткові теплові екрани або захист покриття. В подальших проектах необхідно виконувати ЗО з двох циліндричних ЗО: внутрішньої металічної, розрахованої на максимальний надлишковий тиск 0,2 МПа і температуру 1270 К під час аварії, та зовнішньої із залізобетону без попереднього напруження, розрахованої на екстремальні зовнішні впливи (температура $T = 1470$ К).

3. Оцінка результатів розрахунку відносної глибини проникнення тріщини та товщини оболонки виявила необхідність проведення експериментальних досліджень характеру руйнування залізобетонних плит при поєднаному впливі навантажень (механічний удар і надлишковий тиск).

Список літератури

1. Державний стандарт України. Система стандартів безпеки праці. Пожежна безпека. Терміни та визначення. ДСТУ 2272-93.

2. Верюжский Ю. В. Метод интегральных уравнений в механике деформирующих твердых тел. — К.: КИСИ, 1977. — 270 с.

3. Немчинов Ю. И. Расчет пространственных конструкций (метод конечных элементов). — К.: Будівельник, 1980. — 232 с.

4. Чихладзе Э. Д. Несущая способность сталебетонных конструкций в условиях статического и динамического нагружения: Дис. ... д-ра техн. наук. — Харьков, 1985. — 481 с.

5. НП 306.1.02/1.034-2000. Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій (ЗПЗП-2000).

6. Реакторная установка В-320. Техническое обоснование безопасности реакторной установки 320.00.00.00.000 Д61.

7. SUSA-300DL11R-XV1. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока № 1 ЮУАЭС (SUSA). Техногенные опасности и отчет о планировании.

8. Методические рекомендации по расчету огнестойкости и огнеохранности железобетонных конструкций (МДС 21-2.2000). — М.: НИИЖБ, 2000. — 92 с.

9. Азаров С. И., Сорокин Г. А. Моделирование пожара на АЭС при авиакатастрофе // Пром. теплотехника. — 2003. — Т.25, № 4. — С. 368–369.

10. Абдурагимов И. М. Физико-химические основы развития и тушения пожара: Уч. пособие ВИПТШ МВД СССР / Абдурагимов И. М., Говоров В. Ю., Макаров В. Е. — М., 1980.

11. Иванов Е. Н. Пожарная защита открытых технологических установок. — М.: Химия, 1975. — 200 с.

12. Азаров С. І., Сидоренко В. Л., Сорокін Г. А., Єременко С. А. Розрахунок несучої здатності бетонної балки в умовах пожежі // Проблемы пожарной безопасности. — 2007. — Вып. 21. — С. 21–27.

13. Сидоренко В. Л., Азаров С. І. Оцінка вогнестійкості будівельних конструкцій центрального зала ЯР ВВР-М // Зб. наук. праць «Пожежна безпека» ЛДУ БЖД, УкрНДІПБ МНС України. — Львів, 2007. — № 10. — С. 150–156.

14. СНиП 2.0304-84. Бетонные и железобетонные конструкции, предназначенные для работы в условиях воздействия повышенных и высоких температур. — 53 с.

15. Рекомендации по расчету процессов огнестойкости бетонных и железобетонных конструкций / НИИЖБ. — М.: Стройиздат, 1986. — 40 с.

16. Веричева М. А. Исследование процесса разрушения бетонных и сталебетонных конструкций при интенсивных температурных процессах: Дис. ... канд. техн. наук. 05.23.01 – Харьков, 1998. — 138 с.

17. Милованов А. Ф. Стойкость железобетонных конструкций при пожаре. — М.: Стройиздат, 1998. — 304 с.

18. Яковлев А. И. Расчет огнестойкости строительных конструкций. — М.: Стройиздат, 1988. — 143 с.

19. Григорьян Б. Б. Огнестойкость сжатых железобетонных элементов при температурных режимах пожара, близких к реальным Дис. ... канд. техн. наук: 05.23.01. — Харьков, 2001. — 165 с.

20. Демчина Б. Г. Вогнестійкість одно- і багатошарових просторових конструкцій житлових та громадських будівель: Дис. ... канд. техн. наук: 05.23.01. — Харьков, 2001.

21. Бартелеми Б. Огнестойкость строительных конструкций / Бартелеми Б., Крюппа Ж.: Пер. с франц. — М.: Стройиздат, 1985. — 216 с.

22. Фомін С. Л., Григор'ян Б. Б. Вогнестійкість залізобетонних конструкцій при реальному режимі пожежі // Будівництво України. — 2002. — № 3. — С. 33—36.

23. Разживин А. В. К расчету осесимметричных конструкций на температурные воздействия // Численные методы решения задач строительной механики транспортных сооружений. — М.: МИИТ, 1986. — Вып. 782. — С. 112–116.

24. Александровский С. В. Расчет бетонных и железобетонных конструкций на изменения температуры и влажности с учетом ползучести. — М.: Стройиздат, 1975. — 432 с.

25. F. P. Loss. Prevention in the Process Industries. Volumes 1 and 2. 1980. Buttenworths, London.

26. Коллинз Дж. Повреждение материалов в конструкции. Анализ, предсказание, предотвращение. — М.: Мир, 1984. — 290 с.

27. Ионов В. Н. Динамика разрушения деформируемого тела / Ионов В. Н., Селиванов В. В. — М.: Машиностроение, 1987. — 272 с.

Надійшла до редакції 27.02.2009.

УДК621.039.58

В. Н. Шевель, Ю. Н. Лобач,
Ю. Н. Нестерук, И. В. Хомич

Институт ядерных исследований НАН Украины

Обеспечение контроля радиационной безопасности исследовательского реактора ВВР-М

Представлены описание и опыт эксплуатации системы радиационной защиты и контроля исследовательского реактора ВВР-М. Дан перечень радиационных факторов при нормальной работе реактора и установлены основные направления деятельности по обеспечению радиационной безопасности. Приведена статистическая информация о контроле облучения персонала и выбросах радиоактивных аэрозолей. Описаны задачи и структура системы аварийного реагирования на аварии и чрезвычайные ситуации. Представлен комплекс технических решений по модернизации системы радиационной защиты и контроля.

В. М Шевель, Ю. М. Лобач, Ю. М. Нестерук, І. В. Хомич

Забезпечення контролю радіаційної безпеки дослідницького реактора ВВР-М

Описано систему радіаційного захисту та контролю дослідницького реактора ВВР-М і досвід її експлуатації. Подано перелік радіаційних факторів при нормальній роботі реактора та встановлено основні напрямки діяльності щодо забезпечення радіаційної безпеки. Наведено статистичну інформацію стосовно контролю опромінення персоналу та викидів радіоактивних аерозолів. Описано задачі та структуру системи аварійного реагування на аварії та надзвичайні ситуації. Представлено комплекс технічних рішень з модернізації системи радіаційного захисту та контролю.

Исследовательский реактор ВВР-М представляет собой одну из последних модификаций водо-водяных реакторов. Такие реакторы отличаются простотой конструкции, относительно невысокой стоимостью и эксплуатационными расходами, надежностью и безопасностью эксплуатации [1]. В СССР водо-водяные реакторы типа ВВР сооружались в основном в конце 1950-х — начале 1960-х годов и к настоящему времени многие из них реконструированы. Мощность реактора ВВР-М—10 МВт, максимальная плотность потока тепловых нейтронов — около $1{,}5 \cdot 10^{14}$ см$^{2} \cdot$с$^{-1}$. В соответствии с проектом реактор предназначался для проведения научно-исследовательских работ в области ядерной физики, физики твердого тела, радиационной физики, радиационного материаловедения, радиобиологии.

В процессе эксплуатации реактор использовался для решения задач в области атомной энергетики, радиоэкологии, нейтронно-активационного анализа, производства радиоизотопов для промышленности и радиофармпрепаратов для медицины. В настоящее время реактор является уникальной ядерной установкой в Украине из-за его технических параметров и высококвалифицированного персонала.

Реактор ВВР-М расположен на территории Института ядерных исследований НАН Украины в Голосеевском районе г. Киева. Институт как эксплуатирующая организация имеет необходимые лицензии и разрешения на эксплуатацию реактора. Эксплуатация систем и оборудования реактора осуществляется в соответствии с требованиями эксплуатационной документации, разработанной на основании правил, норм и стандартов Украины для объектов атомной энергетики. Эксплуатацию реактора осуществляет подготовленный персонал, имеющий оформленные в установленном порядке допуски к работам. Режим работы реактора определяется требованиями экспериментальных программ. Как правило, реактор работает в режиме недельных циклов, при необходимости может работать непрерывно в течение двух-трех недель.

В 2004 г. НАН Украины одобрен «Стратегический план использования исследовательского реактора ВВР-М ИЯИ» [2]. Основная цель плана — координация работы эксплуатирующей организации, исследователей и пользователей из различных организаций, выявление потребностей и возможностей использования реактора, обеспечение его стабильной работы путем поэтапного выполнения стратегических задач. Сегодняшнее техническое состояние реактора позволяет его дальнейшую безопасную эксплуатацию в ближайшие 8—10 лет при условии модернизации отдельных систем и элементов, поэтому главной задачей плана является продление эксплуатации реактора до 2015 г.

В мае 2006 г. эксплуатация реактора была приостановлена с целью выполнения работ по модернизации системы управления и защиты (СУЗ). В течение 2006—2007 гг. СУЗ была замена на современное оборудование — промышленно-технический комплекс автоматического регулирования, контроля, управления и защиты (ПТК АРКУЗ).

С конца 2008 г. планируется постепенный (в течение трех лет) переход эксплуатации реактора на низкообогащенное ядерное топливо: вместо ТВЗ типа ВВР-М2 с обогащением 36 % будет использоваться топливо с обогащением 19,7 %. Это может привести к снижению плотности потока нейтронов в активной зоне примерно на 8—10 %, что практически не скажется на эксплуатационных характеристиках реактора.

Совершенствование системы радиационной защиты и контроля (СРЗК) также является существенным компонентом работ по модернизации реактора. По сравнению с проектом оборудование системы было уже дважды заменено новым. В настоящей статье представлено описание и задачи СРЗК, анализ функционирования СРЗК в течение последних десяти лет, а также мероприятия по дальнейшему усовершенствованию системы.

Радиационные факторы при эксплуатации реактора

Объект, материал или устройство, содержащие радиоактивные вещества и способные образовывать ионизирующее излучение, называются источниками ионизирующих излучений (ИИИ). Открытые ИИИ — радиоактивные материалы в виде аэрозолей, пыли или жидкостей, при работе с которыми возможно поступление их в окружающую среду и загрязнение поверхности или поступление в организм человека. Закрытые ИИИ — радиоактивные материалы, полностью заключенные в герметичную твердую защитную оболочку из нерадиоактивного материала во избежание их поступления в окружающую среду при нормальных условиях эксплуатации и износа. ИИИ считаются опасными, если они, не находясь под контролем, могут приводить к облучению, достаточному для возникновения серьезных детерминированных последствий для здоровья [3].

Основными радиационными факторами в условиях нормальной работы реактора являются внешние гамма-, бета-, нейтронное излучения, а в период ремонтных работ и ликвидации аварий наряду с внешним бета- и гамма-облучением возможно поступление в организм радионуклидов. Реактор считается безопасным, если при нормальной эксплуатации и проектных авариях техническими и организационными мероприятиями обеспечивается непревышение установленных доз внутреннего и внешнего облучения персонала и населения, а также содержания радионуклидов в окружающей среде [4].

При эксплуатации реактора ВВР-М радиационная опасность определяется:

внешними гамма- и бета-излучениями различных энергий, источниками которых служат ядерное горючее и продукты его деления, наведенная активность теплоносителя, конструкций, деталей и узлов реактора, продуктов коррозии, облученные в активной зоне материалы и образцы;

нейтронами различных энергий от быстрых до тепловых. Источником нейтронов служит активная зона реактора. Воздействие нейтронов возможно в помещении реакторного зала при работе реактора на мощности вблизи экспериментальных каналов при выводе нейтронных пучков за защиту;

радиоактивными аэрозолями осколочной и наведенной активности. Источниками аэрозолей являются ядерное горючее, продукты его деления, а также продукты активации теплоносителя, элементов коррозии, облучаемых материалов, поступающие в технологические контуры и воздух рабочих помещений при нарушении герметичности коммуникаций и систем реактора;

инертными радиоактивными газами (ИРГ): ^{41}Ar, возникающим при облучении ^{40}Ar, содержащегося в воздухе, заполняющем конструктивные полости в системах реактора;

осколочными ИРГ и легколетучими продуктами деления, такими как ксенон, криптон, йод. Источником выделения радиоактивных газов в помещения служит активная зона реактора, контур теплоносителя и газовые системы при нарушении герметичности конструкций или при недостаточной эффективности работы системы технологической вентиляции;

радиоактивными загрязнениями рабочих поверхностей помещений, оборудования, спецодежды;

возможным поступлением в воздух рабочих помещений и окружающую среду *продуктов активации* теплоносителей и замедлителя;

жидкими и твердыми *радиоактивными отходами.*

В проектной документации и Отчете по анализу безопасности (ОАБ) определен перечень аварий, возникающих вследствие неисправности оборудования, неправильных действий персонала, стихийных бедствий или иных причин, которые могут привести к потере контроля над источниками излучения, облучению людей и (или) радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Ниже, в порядке убывания вероятности возникновения, приводится список возможных типов аварий, связанных с исследовательскими ядерными реакторами:

неожиданный слабый выброс радиоактивного вещества с малой или нулевой степенью внешнего облучения персонала (иногда случается во время капитального ремонта или при перевозке использованной смолы либо топлива; утечки в системе теплоносителя — протекание труб, по которым поступает теплоноситель, — часто становятся причиной распространения радиоактивного загрязнения.);

неожиданное внешнее радиоактивное облучение персонала (случается во время капитального ремонта или штатного обслуживания.);

сочетание выброса загрязняющего материала и внешнего радиоактивного (слабой степени) облучения персонала (эти аварии происходят при тех же условиях, что и в предыдущих двух случаях);

поверхностное загрязнение в результате крупной утечки в системе теплоносителя реактора или утечки использованного теплоносителя;

попадание радиоактивных веществ (продуктов деления и активации) на кожу, под кожу, в уши и глаза людей из числа персонала;

сильное радиоактивное облучение персонала (может произойти по неосторожности, при грубом нарушении норм и правил ядерной и радиационной безопасности);

попадание небольших, но превышающих допустимые нормы количеств радиоактивных отходов за территорию ядерной станции (может быть связано с ошибками персонала);

расплавление реактора (в этом случае возможны обширное загрязнение зоны вне ядерной станции и высокие дозы облучения персонала);

выход реактора из-под контроля (разгон реактора, отклонение его мощности от номинального режима).

Две последние из перечисленных аварий относятся к «запроектным» авариям.

При авариях реакторов с системой водяного охлаждения выделяются следующие радионуклиды:

радиоактивные продукты коррозии и эрозии (известные как *CRUD*) в теплоносителе, например $^{58, 60}$Co, ^{59}Fe, ^{58}Mn и ^{183}Ta;

продукты распада низкой активности, обычно присутствующие в теплоносителе, например ^{131}I и ^{137}Cs;

тритий, вырабатываемый в активной зоне реактора в объеме $1 \cdot 10^{-4}$ атомов трития за одно расщепление (только часть его покидает топливо).

Аварии на ядерных установках (ЯУ) с выходом радиоактивных веществ в окружающую среду принято классифицировать по границе распространения и количеству вышедших при аварии радиоактивных веществ. Для классификации аварий используется Международная шкала МАГАТЭ.

Основную опасность для населения и предприятий, размещённых вблизи ЯУ, создают аварии с оплавлением активной зоны; вероятность таких аварий оценивается фактором риска $10^{-4} \div 10^{-5}$ (реальные данные для энергоблоков АЭС Украины), т. е. одна авария на одном ядерном реакторе в течение 10—100 тысяч лет при неблагоприятном стечении обстоятельств. Как показывает практический опыт, аварии на ЯУ могут быть двух типов: без разрушения ядерного реактора и с разрушением ядерного реактора. Большинство описанных аварий для исследовательских реакторов невозможны, но на стадии проектирования, так же, как и для АЭС, необходимо проанализировать набор проектных аварий и меры по локализации и ликвидации их последствий.

При «запроектных» авариях проектом обеспечивается ограничение последствий аварии с тяжелым повреждением активной зоны в целях защиты персонала ЯУ и населения. Вероятностные критерии безопасности проекта нового ИЯР должны удовлетворять требованиям НП 306.1.02/1.034-2000 (ОПБ АС-2000):

вероятность тяжелого повреждения активной зоны должна быть менее 10^{-5} на реактор в год;

вероятность предельного аварийного выброса не должна превышать 10^{-6} на реактор в год.

Организация системы контроля и виды измерений

Основным принципом обеспечения безопасности ядерных объектов является оптимальное сочетание четырех направлений деятельности: юридического, организационного, кадрового и технического. Юридическое заключается в разработке и совершенствовании ядерного законодательства, в котором вопросам безопасности эксплуатации принадлежит главенствующая роль. Кадровое предусматривает систему мер по использованию профессионально подготовленного персонала. Организационное состоит в неукоснительном соблюдении действующих норм, правил, стандартов и регламентов по безопасной эксплуатации, а также совокупности мер, предусматривающих необходимые действия при возникновении аварий. Технические мероприятия включают создание и поддержание в работоспособном состоянии систем защиты и диагностики [5, 6].

Основные направления деятельности по радиационной защите персонала при эксплуатации реактора установлены «Программой радиационной защиты персонала при эксплуатации ИЯР ВВР-М ИЯИ НАН Украины» [7].

Для защиты персонала, населения и окружающей среды на реакторе ВВР-М функционируют система радиационной защиты (РЗ) и система радиационного контроля (РК) [8], которые включают:

биологическую защиту от нейтронов и ионизирующих излучений активной зоны, хранилища отработанного ядерного топлива и оборудования первого контура;

радиационный контроль в помещениях строгого режима и зоны свободного доступа;

систему организационных мероприятий, направленных на снижение доз облучения.

Радиационный контроль осуществляется с целью контроля за:

состоянием защитных барьеров;

активностью теплоносителя первого контура и технологических сред (вода, воздух, оборудование);

содержанием радионуклидов в организме персонала;

индивидуальной дозой внешнего облучения;

мощностью гамма-излучения в помещениях;

радиационной обстановкой в зоне наблюдения (в том числе для прогноза развития радиационной обстановки).

Радиационный контроль осуществляется стационарной и переносной аппаратурой радиационного контроля (АРК). Стационарная АРК — многоканальная установка дозиметрического и технологического контроля на базе АКРБ-6.

Радиационный дозиметрический контроль в помещениях реакторах включает в себя следующие виды измерений [9, 10]:

индивидуальной дозы внешнего облучения персонала в зонах строгого и свободного режима;

мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения в помещениях зоны строгого режима с помощью стационарной АРК;

МЭД гамма-излучения в помещениях свободного режима и на территории с помощью переносной АРК;

МЭД нейтронов с помощью стационарной и переносной АРК;

объемной активности инертных радиоактивных газов (ИРГ), бета- и альфа-аэрозолей в воздухе помещений зоны строгого режима с помощью стационарной АРК;

уровня загрязнения бета-радионуклидами (помещения зон строгого и свободного режимов, оборудования, транспортных средств) с помощью стационарной и переносной АРК, а также методом отбора мазков;

спецодежды и поверхности тела персонала на рабочих местах и в санпропускниках с помощью стационарной и переносной АРК;

объемной активности и активности радионуклидов в выбросах с реактора в атмосферу с помощью стационарной АРК.

Радиационный технологический контроль включает измерения:

МЭД гамма-излучения в необслуживаемых помещениях зоны строгого режима (реакторный зал, насосная первого контура, ионообменные фильтры, теплообменники, теплоноситель первого контура, надреакторное пространство);

объемной активности и активности радионуклидов в воздушной среде надреаторного пространства;

объемной активности бета-радионуклидов в воде второго контура с помощью стационарной АРК;

объемной активности радионуклидов в теплоносителе первого контура с целью контроля герметичности топливных сборок.

Контроль индивидуальной дозы внешнего гамма-облучения при выполнении радиационно-опасных работ осуществляется с помощью индивидуальных дозиметров Д-2Р, ИД-02. В качестве аварийных применяются дозиметры ИД-11, ДКП-50, ИД-1. Обработка результатов и формирование отчетной документации выполняются с помощью программы ПИДК, данные сохраняются в электронном виде в базе данных.

Для оперативного контроля радиационной обстановки на реакторе введены контрольные уровни облучения персонала (категория А), которые установлены на основании требований НРБУ-97, ОСПУ, особенностей технологии и опыта экспериментальных и эксплуатационных работ,

Таблица 1. Значения контрольных уровней для персонала реактора

Помещение	МЭД, мкЗв/ч	Плотность потока нейтронов*, $н \cdot м^{-2} \cdot с^{-1} \times 10^5$			Объемная активность, Бк/м³			Уровень загрязнения, β, $см^{-2} \cdot мин^{-1}$	Контрольный уровень дозы, мЗв
		б	*п*	*т*	α-аэрозоль	β-аэрозоль	ИРГ		
Насосная 1-го контура	200,0	—	—	—	3,7	37,0	—	10^3	18
Крышка реактора	200,0	—	—	65	2,96	37,0	$1,1 \times 10^6$	10^2	18
Полуобслуживаемые помещения	20,0	—	—	—	2,96	37,0	$1,1 \times 10^6$	50	—
Реакторный зал	20,0	10	10	30	2,96	37,0	$1,1 \times 10^6$	50	—
Хранилище свежего топлива	4÷100	—	—	—	—	—	—	—	—
Хранилище спецматериалов	4÷10	—	—	—	—	—	—	—	—
Зона свободного доступа	0,7	—	—	—	—	—	$1,8 \times 10^5$	—	—

* *б* — быстрые, *п* — промежуточные, *т* — тепловые нейтроны

а также достигнутого уровня радиационной безопасности [11]. Значения контрольных уровней установлены ниже соответствующих лимитов дозы и допустимых уровней для проведения оперативного радиационного контроля в помещениях зон строгого и свободного режимов.

Контроль внешнего облучения персонала

Статистическая информация о дозах внешнего облучения персонала реактора в зависимости от количества выполненных радиационно-опасных работ и их продолжительности представлена в табл. 2.

Как видно из табл. 2, на протяжении 1998—2008 гг. среднегодовая индивидуальная доза облучения персонала не превышала 2,41 мЗв/год (в 1999 г.), что значительно меньше установленных контрольных уровней (табл.1).

Динамика индивидуальных доз внешнего облучения определяется характером и продолжительностью радиационно-опасных работ, выполняемых по дозиметрическому наряду, и именно этим объясняется заметное изменение коллективной дозы на протяжении рассматриваемого десятилетнего периода.

Таблица 2. Коллективные и индивидуальные дозы облучения персонала реактора

Год	Кол-во работ	Кол-во персонала, чел.	Продолжительность работ, ч		Доза	
			полная	средняя	коллективная, мЗв·чел.	средняя, мЗв/год
1998	269	22	322,8	1,2	68,7	1,27
1999	219	32	635,1	2,9	140,2	2,41
2000	247	41	790,4	3,2	160,5	2,29
2001	262	49	995,6	3,8	168,9	2,31
2002	298	28	476,8	1,6	108,9	1,49
2003	237	31	616,2	2,6	125,0	1,68
2004	211	34	738,5	3,5	152,7	2,06
2005	219	29	613,2	2,8	132,7	1,79
2006	263	37	867,9	3,3	161,7	2,21
2007	184	35	220,8	1,2	89,6	1,31
2008	150	33	255,0	1,7	107,9	1,56

Основными радиационно-опасными работами на реакторе, при выполнении которых персонал получает наибольшую дозовую нагрузку, являются:

ремонт, монтаж и демонтаж основного технологического оборудования, особенно в насосной 1-го контура;

работы на крышке реактора, особенно при перегрузке активной зоны;

работы на закрытых очистных сооружениях реакторного комплекса, особенно при замене очистных смол;

отбор проб теплоносителя и их анализ;

сбор, кондиционирование, транспортирование и хранение радиоактивных отходов;

все виды работ с отработанным ядерным топливом в хранилище, особенно при проведении ревизии ТВС.

На основании данных индивидуального дозиметрического контроля за период 1998—2008 гг. фактов превышения границ дозы (ГД) персоналом реактора не зафиксировано.

За 49 лет эксплуатации реактора не было аварийных ситуаций, которые приводили бы к превышению условий нормальной эксплуатации. В основном аварийные ситуации (примерно 85 % от всех зарегистрированных) были связаны с внеплановыми автоматическими остановами реактора. Около 8 % аварийных ситуаций связаны с неисправностями оборудования и около 7 % обусловлены ошибочными действиями персонала.

Внеплановые остановы (автоматический сброс АЗ) происходили вследствие таких причин: краткосрочного (менее 1 с) отключения электропитания — 22 %; отказов в работе оборудования — 58 %; ошибок персонала — 14 %; изменения значения параметра (в большую или меньшую сторону по сравнению с установленной величиной) — 6 %.

За период эксплуатации реактора в помещениях зоны свободного режима не было случаев загрязнения радионуклидами и аэрозолями выше установленных контрольных уровней. Непредвиденное загрязнение помещений строгого режима происходило вследствие ошибочных действий персонала (приблизительно 95 %), при этом дозы внешнего облучения персонала не превышали контрольных уровней.

Контроль объемной активности выбросов в атмосферу

Основными компонентами выброса реактора в атмосферу являются инертные радиоактивные газы (ИРГ) и радиоактивные изотопы йода.

По данным систематических измерений на протяжении 1979—2008 гг., активность ИРГ (только при работе реактора на мощности) обусловлена следующими радиоизотопами: ^{41}Ar — 95 %; ^{85}Kr — 0,8 %; ^{88}Kr — 2,5 %; ^{135}Xe — 1,7 %. Смесь ИРГ является источником внешнего облучения. Основным источником внешнего облучения среди изотопов йода является ^{131}I (период полураспада 8,08 дня). Выбросы радиоизотопов йода через трубу вентцентра происходят непрерывно.

Для непрерывного радиационного технологического контроля объемной активности выбросов через трубу вентцентра используются блоки детектирования БДАБ2-01, БДАГ-01, БДАБ-05, БДАБ-06 (контроль радиоактивных аэрозолей) и БДБГ2-01, УДГБ-08 (регистрация и измерения ИРГ). Сигналы от этих датчиков подаются на радиометр контроля выбросов РКС-03-01 в составе АКРБ-06. Расход воздуха в трубе вентцентра измеряется в непрерывном режиме. Установленные контрольные уровни для выбросов реактора [12] даны в табл. 3.

На рис.1 приведены суммарные данные об активности радионуклидов в выбросах реактора за период 1998—2008 гг. Как видно из рис. 1, имеет место зависимость величин выбросов от продолжительности работы реактора на мощности, при этом величины выбросов оказываются значительно меньшими установленных контрольных уровней.

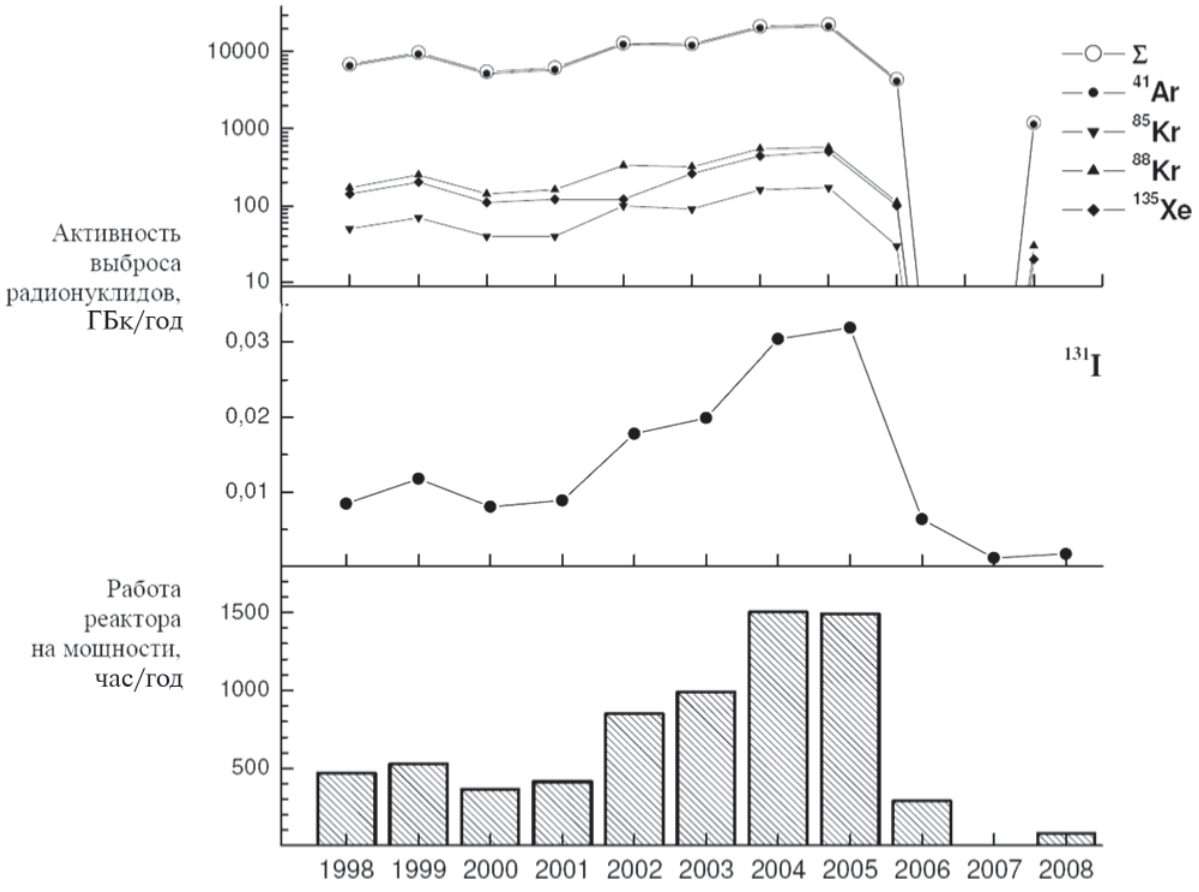


Рис.1. Динамика активности радионуклидов ИРГ и ^{131}I в выбросах реактора за 1998—2008 гг.

Таблица 3. Контрольные уровни выбросов через трубу вентцентра

Радионуклид	Величина активности выброса, Бк/год	Объемная активность выбросов, Бк/м^3	Доза категории В, мкЗв/год	Критический орган	Лимит дозы (DL_E), мЗв	Суммарная квота DL_E за счет воздушного и водного путей формирования дозы (табл. 5.2 НРБУ-97), мкЗв
Смесь ИРГ	$164,7\times10^{12}$	$3,03\times10^{6}$	8,83	Все тело	1,0	80,0
^{131}I	$55,5\times10^{9}$	$4,07\times10^{-2}$	51,5	Щитовидная железа		
Суммарная доза категории В от выбросов реактора, мкЗв/год			60,3	—	1,0	80,0

Аварийное реагирование

Система готовности и реагирования Института ядерных исследований на аварии и чрезвычайные ситуации (далее — Система аварийной готовности и реагирования или САР Института) является взаимосвязанным комплексом технических средств и ресурсов, организационных, технических и радиационно-гигиенических мероприятий, осуществляемых администрацией и персоналом Института для достижения целей аварийного реагирования — предотвращения или снижения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду в случае аварии на реакторе ВВР-М.

САР Института входит в состав объектового уровня территориальной подсистемы единой государственной системы гражданской защиты населения и территорий, которая создается в г. Киеве для предотвращения и ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций техногенного, природного и военного характера в пределах соответствующей территории [13, 14].

Основными задачами САР Института являются:

поддержание необходимого уровня аварийной готовности на случай аварий на реакторе ВВР-М;

реагирование на аварии и чрезвычайные ситуации, включая реализацию мероприятий по защите персонала, населения и окружающей среды.

В качестве консервативной оценки рассматривается сценарий гипотетической аварии с наиболее неблагоприятными для населения последствиями: полный мгновенный разрыв трубопровода 1-го контура и отказ системы аварийного охлаждения, которые приводят к расплавлению активной зоны, с последующим выбросом радиоактивных веществ из здания реактора через трубу вентцентра за пределы санитарно-защитной зоны. Отметим, что последовательность событий, приводящих к подобной аварии, крайне маловероятна.

Расчеты характеристик выброса радиоактивных веществ в окружающую среду выполнены по методике Курчатовского института [15]. Расчеты доз облучения населения за пределами санитарно-защитной зоны выполнены с помощью пакета InterRAS (International Radiological Assessment System), разработанного МАГАТЭ для рассмотрения широкого спектра аварий на различных объектах с радиационно-ядерными технологиями.

Для ранней фазы аварии (до 1 мес с момента аварии) выполнены оценки:

общей эффективной дозы и ее составляющих (доза от облака выброса, доза от выпавших радиоактивных веществ, эффективная ингаляционная доза);

дозы на щитовидную железу (только от радиоактивного йода);

плотности загрязнения выпавшими радиоактивными веществами;

мощности дозы от загрязненной поверхности грунта.

Для средней фазы аварии (1 и 2 мес с момента аварии) выполнены оценки:

дозы от выпадения радиоактивных веществ на поверхность грунта;

ингаляционных доз за счет вторичного ветрового подъема выпавших радиоактивных веществ.

Результаты расчетов позволяют сделать следующие выводы:

авария с полным обезвоживанием активной зоны приводит к относительно кратковременному выбросу радионуклидов в окружающую среду. Последствия аварии распространяются за пределы санитарно-защитной зоны реактора;

для данных конкретных условий точки максимальной приземной концентрации радионуклидов, также как и точки максимальной эффективной дозы облучения, максимальной дозы на щитовидную железу и максимальной плотности поверхностного загрязнения грунта, находятся на расстоянии 170 м от реактора в его санитарно-защитной зоне. Таким образом, для людей вне СЗЗ точки максимальной дозы облучения находится на границе СЗЗ; с увеличением расстояния от СЗЗ ожидаемые дозы облучения уменьшаются;

основной вклад в дозу облучения населения вносят внешнее облучение от радиоактивного облака выброса, ингаляционное облучение и облучение щитовидной железы радиоактивным йодом. Эти дозы формируются быстро, непосредственно при прохождении облака. Вклад облучения от радиоактивных выпадений в общую эффективную дозу незначителен;

в ходе протекания аварии не возникает необходимости введения срочных контрмер для населения, поскольку дозы облучения, которые могут быть предотвращены, далеки от критериев введения таких контрмер, установленных НРБУ-97.

Модернизация системы радиационного контроля

В 2007 г. был успешно завершен проект технического сотрудничества МАГАТЭ UKR/9/024 “Modernization and Safety Improvement of Research Reactor”. В рамках этого проекта для модернизации системы радиационного контроля было поставлено следующее современное оборудование:

переносной гамма-спектрометр-радиометр identiFINDER-NGH;

комплект термолюминесцентных дозиметров: считыватель информации с ТЛД HARSHAV-model-4500 с термолюминесцентными дозиметрами на основе монокристаллов LiF;

радиометр эквивалентной мощности дозы нейтронов ESM FH40-G-X;

измеритель эквивалентной мощности дозы гамма-излучения FH4OG-L10PTB;

цифровой измеритель эквивалентной мощности дозы гамма излучения (обзорный) FH40G-L10;

цифровой гамма-спектрометр высокого разрешения CANBERRA DSA 1000 с программным обеспечением GENIE2000.

С целью повышения безопасности эксплуатации реактора и оперативного принятия решений при отклонении систем реактора от номинальных величин возникла необходимость в создании автоматизированной системы сбора данных РК на базе блоков детектирования и устройств обработки информации из набора АКРБ-06 [16].

Совокупность нового оборудования позволяет:

осуществлять приём данных от комплекса АКРБ-06, декодировать эту информацию декодером выходных сигналов с помощью специального программного обеспечения;

обрабатывать декодированные сигналы на сервере с помощью специального программного обеспечения;

накапливать и хранить информацию на сервере о проведенных измерениях аппаратурой АКРБ, данных индивидуального дозиметрического контроля, данных РО переносной аппаратуры в местах отсутствия датчиков РК;

одновременно отображать на экране сервера щита дозиметрического контроля текущую информацию от 100 каналов измерения радиационной обстановки;

отображать на экране сервера и компьютерах локальной сети реактора запрашиваемую информацию, в том числе и сохраненную.

Модернизированная система РК обеспечивает полное выполнение требований нормативных документов, регулирующих органов, оперативного принятия решения при возникновении различных радиационных инцидентов и прогнозирование возможных аварийных ситуаций [17].

Выводы

Для эффективного выполнения задач радиационной защиты персонала, населения и окружающей среды реактор ВВР-М имеет систему радиационной защиты и контроля. Эксплуатация реактора осуществляется в строгом соответствии с нормами действующего законодательства. Радиационные параметры, характеризующие работу реактора, не превышают нормативных значений, а радиационная защита персонала и населения обеспечивается на необходимом уровне.

Список литературы

1. *Бать Г. А., Коченов А. С., Кабанов Л. А.* Исследовательские ядерные реакторы. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 280 с.

2. Стратегічний план використання ДЯР ВВР-М. — К., 2004.

3. The safety of nuclear installations, Safety Series 110, IAEA, 1993.

4. Safety of research reactors: safety requirements. Safety standards series NS-R-4, IAEA, 2005.

5. Оптимизация радиационной защиты при контроле облучения персонала. Серия докладов по безопасности № 21, МАГАТЭ, 2003.

6. Occupational radiation protection. Safety Guide. Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna, 1999

7. Програма радіаційного захисту персоналу при експлуатації ДЯР ВВР-М, №ПР-2-033-05, 2001.

8. Положення про роботу служби радіаційного контролю реактора, № ПРК-2-071-05, 2004.

9. Технологічний регламент ДЯР ВВР-М (ТР-3-2/005-05), 2000.

10. Інструкція з експлуатації ДЯР ВВР-М, № ІЕ-2-006-05, 2004.

11. Контрольні рівні опромінення персоналу (категорії А) ДЯР ВВР-М-№КР-2-039-05, 2004.

12. Контрольні рівні викидів ДЯР ВВР-М №КР-2-038-05, 2004.

13. Аварійний план на випадок аварій на ДЯР ВВР-М ІЯД НАНУ, № АП.04/02-05, 2005.

14. План взаємодії при ліквідації аварії з викиданням або загрозою викидання радіоактивних речовин на дослідницькому ядерному реакторі ВВР-М ІЯД НАНУ, №ПВ-2-069-05, 2004.

15. Оценка радиационных последствий аварий на исследовательских реакторах (методика расчета): Отчет ИАЭ им. Курчатова, инв. № 60/352. — М., 1987.

16. Аспекты радиационной защиты при проектировании атомных электростанций. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № NS-G-1.13. ВЕНА, 2008.

17. *V.N.Shevel et al.*, Improvement of the radiation protection system at the WWR-M reactor. Proc. 2nd Int. Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, 9-15 June, 2008, Kyiv, Ukraine.

Надійшла до редакції 02.04.2009.

УДК629.12.036

А. В. Королев

Одесский национальный политехнический университет

Использование инжектора в системе САОЗ для повышения ее функциональной надежности

Предложено схемное решение по повышению надежности работы системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ). Выполнены расчеты, показывающие эффективность использования водо-водяного инжектора для подогрева воды, подающейся на реактор, и повышения ее давления.

О. В. Корольов

Використання інжектора в системі САЗЗ для підвищення її функціональної надійності

Запропоновано схемне рішення з підвищення надійності роботи системи аварійного захолодження активної зони реактора (САЗЗ). Виконано розрахунки, які показують ефективність використання водо-водяного інжектора для підігрівання води, що подається на реактор, і підвищення її тиску.

В настоящее время в России принят проект АЭС нового поколения с ВВЭР-1000, предусматривающий схему аварийного и планового расхолаживания первого контура, с использованием последовательно включенных насоса высокого давления и водо-водяного эжектора («насос—эжектор»). По мнению авторов работы [1], предлагаемое решение повысит надежность охлаждения активной зоны за счет использования воды бассейна выдержки (около 500 м^3) и работы одной группы насосов — высокого давления. К слабым сторонам проекта следует отнести наличие достаточно мощного насоса с ограниченным временем разворота, а также подачу в реактор недостаточно нагретой воды.

Решением этой проблемы может быть альтернативная схема с пароводяным инжектором, включенным по схеме, представленной на рис. 1. Исследование посвящено оценке эффективности работы такой схемы и особенностям работы инжектора.

Цель данной схемы — защита корпуса и активной зоны от термоусталостных напряжений при срабатывании системы САОЗ, а также продление времени расхолаживания.

Нагрев воды в *YT* путем увеличения количества ТЭН или увеличения их мощности не выгоден, так как требует длительного удержания *YT* в горячем резерве и не дает желаемой температуры нагрева воды по условиям прочности корпусов *YT*.

Представляется целесообразным подогревать воду за пределами *YT*. Воду, поступающую из *YT*, предлагается подогревать в инжекторе смешиванием с водой или паром, поступающим из *YP*. Предлагаемая схема отсекает от горячей петли компенсатор объема и перенаправляет воду из *YP* в *YC* через инжектор в патрубки САОЗ. Такое включение устраняет либо выход воды из *YP* через горячую петлю к месту утечки, либо обратный ход теплоносителя по горячей петле в реактор и усиление опрокидывания циркуляции при утечке, вызванной повреждениями по линии холодной петли ГЦК.

Для реализации схемы по рис. 1, на линии подключения *YP* к петле *YA* устанавливается быстродействующая запорная арматура *3*. На трубопроводе, соединяющем *YT* и *YC*, устанавливается пароводяной инжектор *J*, соединенный по эжекционной линии с *YT* (арматура *4*), а по линии рабочей среды — с *YP* (арматура *1* и *2*). Принципиальное отличие режимов работы системы САОЗ для этих двух случаев следующее.

При открытой арматуре *1* и закрытой *2* инжектор питается паром и работает в режиме пароводяного инжектора, с повышенным давлением на выходе и коэффициентами инжекции от 7 до 30. Особенностью работы по такому включению является достаточно быстрое падение давления пара в *YP* и прекращение работы схемы при сближении давлений в *YP* и *YT* (расчетные оценки дают 10...12 мин.).

При закрытой арматуре *1* и открытой 2 инжектор работает в режиме водо-водяного, на вскипающей воде с коэффициентами инжекции 2...7. Положительной стороной такого включения является возможность поддержания давления в *YP* практически до полного выхода запаса воды YP через инжектор.

В инжекторе происходят процессы смешения рабочей воды или пара из *YP* с эжектируемой водой из *YT*, при этом происходит подогрев и подъем давления воды, поступающей в разгруженный *YC* через патрубки САОЗ. При закрытии арматуры *1* и *2* вода из *YT* может подаваться в *YC* по обычной схеме через камеру смешения инжектора, имеющего в этом случае сопротивление, соизмеримое с сопротивлением открытой арматуры.

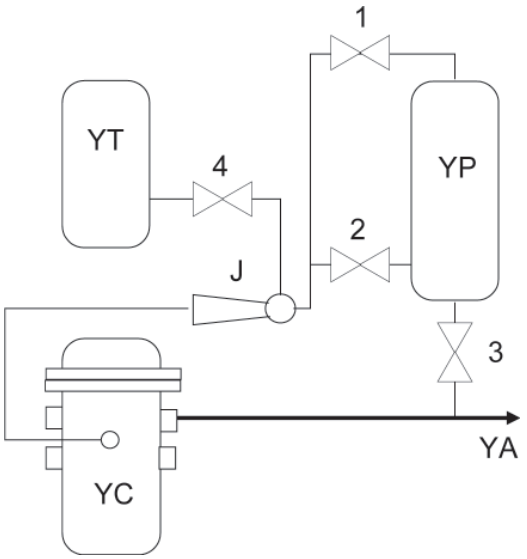


Рис. 1. Принципиальная расчетная схема с включением инжектора:
YC — реактор; *YP* — компенсатор давления; *YT* — гидроемкости САОЗ; *YA* — горячая петля; *J* — инжектор; *1, 2* — арматура подключения *YP* по пару или по воде; *3* — отсечная арматура *YP*; *4* — арматура подключения *YT*

Для оценки границ работы инжектора по условию времени работы схемы (рис. 1), подогрев воды в инжекторе рассчитаем по балансу теплоты смешиваемых потоков

$$G_{YP} \cdot h_{YP} + G_{YT} \cdot h_{YT} = (G_{YP} + G_{YT}) \cdot h_{см}$$

или

$$h_{YP} + u \cdot h_{YT} = h_{см} \cdot (1 + u). \qquad (1)$$

Тогда энтальпия смеси $h_{см} = \dfrac{h_{YP} + u \cdot h_{YT}}{1 + u} = C_p t(u)$, откуда температура на выходе инжектора будет равна

$$t(u) = \frac{h_{YP} + u \cdot h_{YT}}{C_p \cdot (1 + u)}, \qquad (2)$$

где C_p — теплоемкость воды; h — энтальпия среды; G_{YP}, G_{YT} — соответственно расход рабочей среды из *YP* и воды из *YT*; u — коэффициент эжекции инжектора.

Максимальное время τ_{max}, ч, подачи воды в реактор при работе только системы *YT* может быть оценено через номинальный расход воды из САОЗ (100 т/ч) и суммарного запаса воды:

$$\tau_{max} = \frac{4V_{YT}}{G_{YT}} = \frac{4 \cdot 50}{100} = 2,0.$$

При совместной работе *YT* и *YP* время подачи воды будет связано с температурой подаваемой воды, которая в свою очередь определяется коэффициентом эжекции инжектора. Время работы схемы будет определяться минимальным из двух значений ниже представленных соотношений:

$$\tau_{min} = \min\left\{\frac{4V_{YT}}{G_{YT}}; \frac{V_{YP}}{G_{YP}}\right\}.$$

Результаты расчетов работы схемы по рис. 1 с переменным коэффициентом эжекции представлены в табл. 1.

Как видно из расчета, время работы системы САОЗ будет продлено на 40...50 мин, при этом температура воды, подаваемой в реактор по патрубкам САОЗ, составит 140...160 °С,

Таблица 1

$t(u)$, °С	G_{YT}, м³/ч	G_{YP}, м³/ч	u	τ_i, ч
160	74,64	25,36	2,94	2,37
140	77,17	22,83	3,38	2,59
120	79,60	20, 40	3,90	2,51
100	81,95	18,05	4,54	2,44
80	82,00	18,00	4,56	2,44
60	100,00	0	—	2,0

что существенно превышает начальную температуру в САОЗ (60 °С) и обеспечивает меньшие температурные напряжения в корпусе реактора.

Другим положительным эффектом от использования водо-водяного инжектора в системе САОЗ будет повышение давления охлаждающей воды на входе в реактор.

В практике расчета водо-водяных инжекторов повышение давления жидкости происходит за счет кинетической энергии рабочей струи воды. В случае, описанном выше, рабочей средой служит насыщенная вода из *YP*, имеющая давление 16 МПа и температуру около 345 °С. Эжектируемая вода — вода из *YT*, с давлением 6,5 МПа и температурой 60 °С. Расчет проведен по методике расчета водо-водяных инжекторов [2, 3].

Результаты расчета (рис. 2) показали, что давление $P_{см}$ на выходе инжектора при реализации коэффициентов инжекции, обеспечивающих нагрев воды до 140...160 °С, составит 7,6...7,8 МПа, т. е. превысит исходное давление системы САОЗ на 17...20 %.

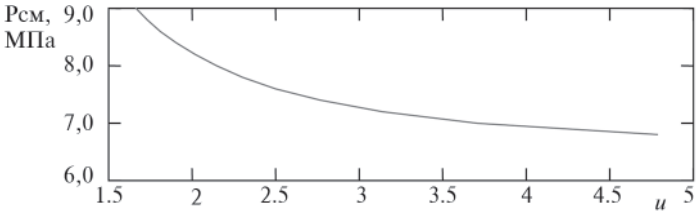


Рис. 2 Расчетная зависимость изменения давления на выходе инжектора от коэффициента эжекции, привязанная к параметрам системы САОЗ

В результате проведенных расчетов установлено:

схема включения инжектора в систему САОЗ для оперативного разогрева воды, подаваемой из емкостей САОЗ в реактор, энергетически выгодна и обеспечивает быстрый подогрев воды до 140...160 °С;

использование в качестве рабочей среды воды из компенсатора давления позволяет повысить давление подаваемой из системы САОЗ на реактор воды до 7,6...7,8 МПа, что позволит выполнить более раннее включение системы.

Список литературы

1. *Трубкин Е. И., Ёлкин И. В., Коршунов А. С.* Расчетное исследование работоспособности агрегата «насос—эжектор» // ЭНИЦ—2003. Годовой отчет. — Электрогорск: ФГУП «ЭНИЦ», 2004. — С. 65—73.

2. *Соколов Е. Я., Зингер Н. М.* Струйные аппараты. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 351 с.

3. *Циклаури Г. В., Данилин В. С., Селезнев Л. И.* Адиабатные двухфазные течения. — М.: Атомиздат, 1973. — 448 с.

Надійшла до редакції 04.02.2009.

УДК621.762.3

С. В. Габелков, Р. В. Тарасов,
Н. С. Полтавцев, Ю. П. Курило,
Е. Г. Ледовская, Ф. В. Белкин

ННЦ «Харьковский физико-технический институт»

Эволюция фазового состава при термической обработке соосажденных гидроксидов циркония, иттрия и европия

Приведены результаты по изменению фазового состава при термической обработке совместно осажденных гидроксидов циркония, иттрия и европия. Предложена схема эволюции фаз от сложного аморфного гидроксида до аморфного оксида с последующей кристаллизацией единственной и наноразмерной фазы кубического оксида циркония. Весь оксид европия при 400 °С вошел в аморфный оксид циркония. Это создает объективные предпосылки для включения оксидов америция в матрицу из оксида циркония при температурах на 300 °С ниже, чем при традиционно известном формировании кубического твердого раствора.

С. В. Габєлков, Р. В. Тарасов, М. С. Полтавцев, Ю. П. Куріло, О. Г. Ледовська, Ф. В. Белкін

Еволюція фазового складу при термічній обробці сумісно осаджених гідроксидів цирконію, ітрію та європію

Наведено результати зі зміни фазового складу при термічній обробці сумісно осаджених гідроксидів цирконію, ітрію й європію. Запропоновано схему еволюції фаз від складного аморфного гідроксиду до аморфного оксиду з наступною кристалізацією єдиної й нанорозмірної фази кубічного оксиду цирконію. Весь оксид європію при 400 °С увійшов до аморфного оксиду цирконію. Це створює об'єктивні передумови для включення оксидів америцію в матрицю з оксиду цирконію при температурах на 300 °С нижче, ніж при традиційно відомому формуванні кубічного твердого розчину.

Стабилизированный оксид циркония, обладающий высокими физико-механическими свойствами, находит разностороннее применение в качестве конструкционных, термобарьерных, буферных, оптических и других материалов [1–6]. У специалистов стран, активно развивающих атомную энергетику, вызывает интерес повышенная радиационная и коррозионная стойкость оксида циркония, что стимулирует исследования по созданию матриц для изоляции радиоактивных отходов, матричного топлива и мишеней для трансмутации актиноидов [7, 8].

При иммобилизации актиноидов, например америция, в матрицу из оксида циркония важным параметром является температура проведения синтеза и спекания. Необходимо учитывать высокую способность к испарению оксидов америция [7]. Температура включения в керамическую матрицу требует повышенного внимания еще и потому, что америций, как большинство искусственно созданных элементов, обладает высокой токсичностью. Принимая во внимание, что операции по иммобилизации америция в оксидные матрицы экологически опасны и дорогостоящи, целесообразно максимально бóльшую часть научных разработок проводить на имитаторах. В силу того, что как в ряду лантаноидов, так и в ряду актиноидов идет заполнение электронами не наружной, а внутренней 5f оболочки, то, согласно теории Сиборга [10], лантаноиды служат физико-химическими аналогами актиноидов, и с этой точки зрения имитатором америция является европий.

Гомогенное распределение материала имитатора в матрице из оксида циркония наиболее качественно осуществляется при использовании наноразмерных порошков, полученных методами осаждения из растворов, гидролиза, гидротермального синтеза, золь-гель процесса и др. Метод совместного осаждения из растворов с последующим термическим разложением позволяет получать так называемые мягкие порошки и привлекает своей простотой реализации и малой энергоемкостью [1, 6, 9, 11]. Для реализации экологически чистого метода совместного осаждения гидроксидов требуются исходные компоненты, производимые химической промышленностью и технически несложное оборудование. Украина располагает значительными запасами минерала циркона и химическими предприятиями, производящими различные соединения циркония.

Для возможного использования в будущем в топливном цикле в Украине матриц из оксида циркония для иммобилизации высокоактивных отходов, в частности актиноидов, как наиболее токсичных и долгоживущих радионуклидов, целесообразно исследовать эволюцию фазового состава соосажденных гидроксидов циркония, иттрия и европия при последующем термическом разложении. При этом оксид циркония — основной матричный материал, оксид иттрия — стабилизатор кубической структуры, а оксид европия — имитатор оксида америция. Использование основного свойства наноразмерных порошков — повышенной реакционной активности — позволит обеспечить взаимодействие материалов имитатора и матрицы при относительно низких температурах.

Целью работы было исследование эволюции фазового состава при термической обработке совместно осажденных гидроксидов циркония, иттрия и европия для определения температуры включения оксида европия, как имитатора оксида америция, в матрицу из оксида циркония.

Методика эксперимента

Осадок гидроксидов циркония, иттрия и европия получали совместным осаждением из смеси водных растворов азотнокислых циркония, иттрия и европия. Осаждение проводили 25 % раствором гидроксида аммония NH_4OH. Азотнокислый иттрий получали обработкой азотной кислотой оксида иттрия Y_2O_3, азотнокислый европий — оксида европия Eu_2O_3, а азотнокислый цирконий — обработкой азотной кислотой гидроксида циркония, полученного гидролизом сернокислого циркония $Zr(SO_4)_2 \cdot 2H_2O$. Сушка осадка продолжалась в течение 20–25 ч при температуре 30–40 °С. Азотнокислые цирконий, иттрий и европий брали в соотношении, позволяющем после термического разложения осадка получить оксид циркония с 10 % мас. оксида иттрия и 15 % мас. оксида европия (здесь и далее проценты массовые).

Термообработку осадков гидроксидов циркония, иттрия и европия проводили в интервале температур 100–800 °С с шагом 100 °С в течение 0,5–2,0 ч.

Термическое разложение осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия исследовали методом термогравиметрического / дифференциального термического анализа (ТГ/ДТА) на дериватографе Q-1500 D в интервале температур 20–1000 °С при скорости нагрева 12 °С/мин (масса навески 1 г).

Фазовый состав осадка после термообработки определяли методом рентгеновского фазового анализа (РФА) на дифрактометре ДРОН-1,5 (излучение $Cu K_\alpha$, Ni фильтр), а по ширине наиболее интенсивной (111) рентгеновской линии на её полувысоте рассчитывали средний размер областей когерентного рассеяния (ОКР) [12].

Экспериментальные результаты

Результаты ТГ/ДТА осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия представлены на рис. 1. Обнаружено присутствие трех экстремумов, которым на кривой ДТА соответствуют эндо- и экзотермические эффекты. Мощный эндотермический пик проявляется в интервале температур 50–450 °С с минимумом при 180 °С. Слабые экзотермические пики отмечаются в интервалах температур 600–800 °С и 800–900 °С с максимумами при 700 и 840 °С соответственно.

Максимальная потеря массы 23 %, соответствующая участку с большим наклоном кривой термогравиметрического анализа (ТГ, рис. 1), наблюдается в интервале температур 100–300 °С и соответствует эндотермическому пику кривой ДТА. При температуре 170 °С на кривой ТГ отмечается точка перегиба, соответствующая экстремуму на кривой ДТГ. Потеря массы заметно уменьшается на участке кривой ТГ с малым наклоном в интервале температур 300–500 °С (3 %) и практически прекращается на пологом участке в интервале температур 500–1000 °С. Характер процесса потери массы иллюстрируется экстремумом на кривой ДТГ. Общая потеря массы составляет 26 %. Экзотермические эффекты на кривой ДТА с максимумами при 700 °С и 840 °С в интервалах температур 600–800 °С и 800–900 °С характеризуются практически постоянной массой образца (рис. 1, кривая ТГ).

Зависимости массы осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия от времени термообработки при постоянных температурах в интервале 100–600 °С представлены на рис. 2. Масса образца с течением времени при всех температурах термообработки уменьшается и через определенный промежуток времени становится постоянной. При

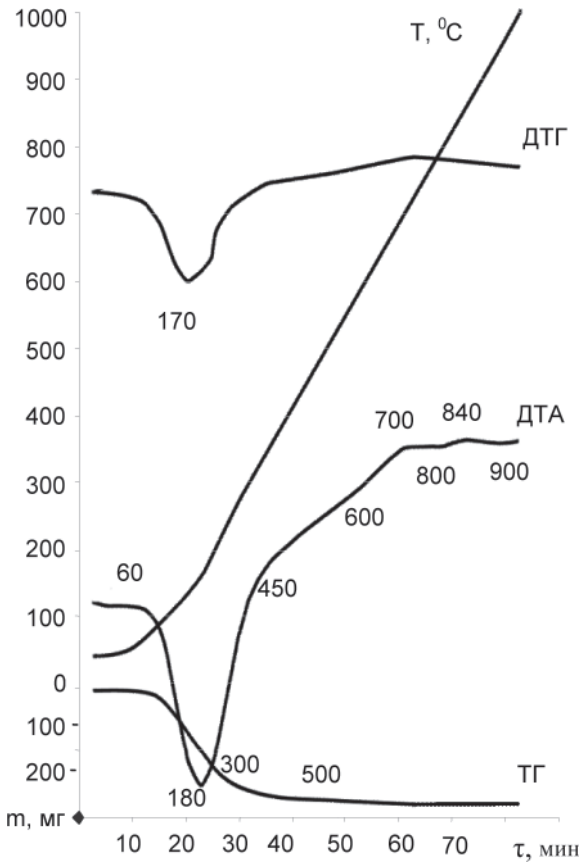


Рис. 1. Результаты термогравиметрического /дифференциального термического анализа осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия

температуре 100 °С масса достигает постоянной величины через 2 ч и составляет 85 % исходной, для температуры 200 °С — соответственно 1,25 ч и 76,8 %, для 300 °С — 1 ч и 75,8 %, а для 400 °С — 0,5 ч и 74,0 %. Масса образцов, термообработанных при температуре 500 и 600 °С в течение 0,25 ч, достигла такой же величины, как и при 400 °С — 74 % исходной.

Таким образом, из данных, представленных на рис. 2, следует, что с увеличением времени термообработки масса, достигающая постоянной величины, с ростом температуры от 100 до 400 °С понижается от 85 до 74 % и далее до 500 и 600 °С остаётся неизменной; в итоге потеря массы составляет 26 %.

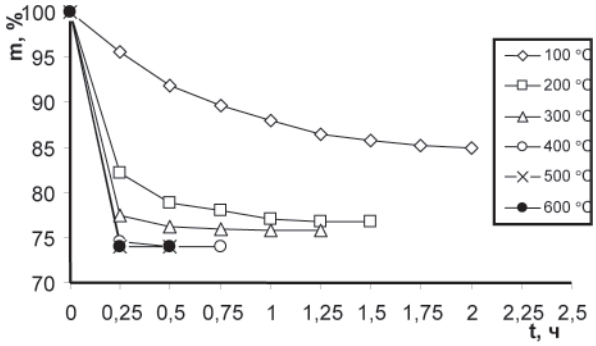


Рис. 2. Зависимости массы осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия от времени термообработки при температурах 100—600 °С

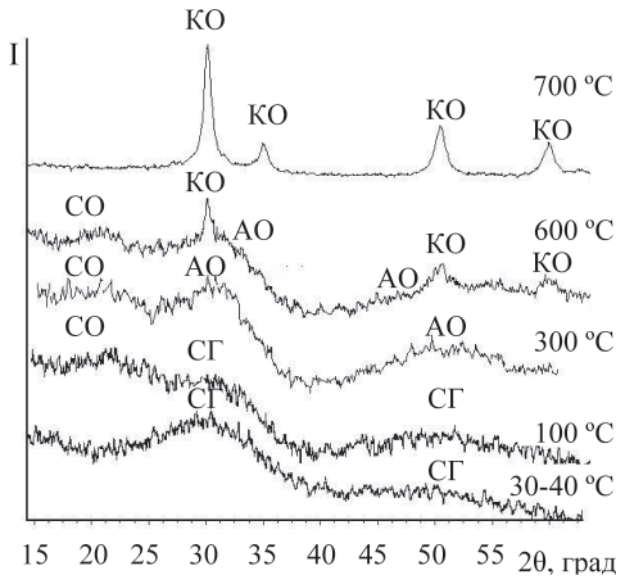


Рис. 3. Участки дифрактограмм осадков гидроксидов циркония, иттрия и европия, прошедших термообработку при 30—40, 100, 300, 600 и 700 °С:
СГ — сложный аморфный гидроксид $Zr(Y,Eu)(OH)_{4-x}$; СО — сложный оксид $Zr_3Y_4O_{12}$; АО — аморфный оксид циркония $Zr(Y,Eu)O_{2-y}$; КО — кубический оксид циркония $(Zr_{0,875}Y_{0,064}Eu_{0,061})O_{1,937}$

Исследования высушенного осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия, проведенные методом РФА, показали, что дифрактограмма не содержит линий, типичных для кристаллических фаз, а имеет характерные для аморфного состояния «гало». Первое и второе «гало» находятся в интервалах углов $2\vartheta = 23 \div 37°$ и $42 \div 60°$ соответственно (рис. 3, кривая 30—40 °С). Второе «гало» слабо выражено и менее интенсивно, чем первое. Первое «гало» имеет заметно выраженный максимум при 31°. Его ширина на полувысоте составляет 9,0°. Первое «гало» является несимметричным относительно своего максимума.

Термообработка при 100 °С привела к изменению дифрактограммы (рис. 3, кривая 100 °С). Также имеется два «гало». Интенсивность второго «гало» несколько возросла. В интервале углов $2\vartheta = 17 \div 25°$ отмечается присутствие совокупности уширенных рентгеновских линий с максимумом при 21°. Интенсивности максимума первого «гало» и совокупности уширенных линий близки. Дифрактограмма осадка, термообработанного при 200 °С, практически совпадает с дифрактограммой осадка, термообработанного при 100 °С, и на рисунке на показана.

Дифрактограмма осадка, термообработанного при 300 °С, подобна диффрактограммам осадков, термообработанных при 100 и 200 °С. Но теперь у первого «гало» интенсивность максимума при угле $2\vartheta = 31°$ в 2 раза больше, чем у совокупности рентгеновских линий, находящихся в интервале углов $2\vartheta = 17 \div 25°$ (рис. 3, кривая 300 °С). Дифрактограммы осадков, термообработанных при 400 и 500 °С, практически совпадают с дифрактограммой осадка, термообработанного при 300 °С, и на рисунке не показаны.

Термообработка при 600 °С приводит к существенному изменению вида дифрактограммы. На фоне «гало» с теми же параметрами, что и у осадков, термообработанных при 300, 400 и 500 °С, наблюдаются три рентгеновские линии с уширением 0,7—1,5° (рис. 3, кривая 600 °С). Согласно ASTM № 30-1468 эти линии свидетельствуют о том, что кристаллическая фаза представляет собой кубический оксид циркония с размером ОКР 19 ± 2 нм.

Термообработка осадка при 700 °С ведет к дальнейшему изменению вида дифрактограммы (рис. 3, кривая 700 °С). На ней полностью отсутствуют оба «гало» и совокупности уширенных рентгеновских линий, находящихся в интервале углов $2\vartheta = 17 \div 25°$. Отмечается присутствие только уширенных рентгеновских линий кубического оксида циркония. На рис. 3 интенсивности рентгеновских линий дифрактограммы этого образца уменьшены приблизительно в 4 раза по сравнению с интенсивностями на ранее рассмотренных дифрактограммах. Средний размер ОКР равен 17 ± 2 нм, параметр решетки — 0,5140 ± 0,0002 нм. Дифрактограммы осадков, термообработанных при 800 и 900 °С (на рисунке не показаны), также содержат только уширенные рентгеновские линии кубического оксида циркония. Средний размер ОКР составляет 23 ± 3 нм и 26 ± 3 нм, параметр решетки — 0,5143 ± 0,0002 нм и 0,5144 ± 0,0002 нм соответственно.

Обсуждение

Гидроксид циркония должен составлять основную часть высушенного осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия, но параметры «гало» осадка (интенсивность, положение максимумов и интервал углов) существенно отличаются от параметров «гало» аморфного гидроксида циркония [13]. Если интервалы углов, в котором находятся первые «гало», отличаются незначительно (20°—38° и 17°—38°), то положение их максимумов различны — 31° и 28,5° соответственно. Отличие параметров «гало» указывает на различие структур, которые принадлежат разным аморфным материалам.

Сравнение результатов термогравиметрического / дифференциального термического анализа осадка гидроксида циркония [13] и осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия (рис. 1) показывает, что присутствие гидроксидов иттрия и европия в осадке совместно с гидроксидом циркония приводит к понижению температуры завершения термического разложения. Так, на кривой ДТА осадка гидроксида циркония ([13], рис. 1) мощный эндотермический эффект наблюдается в интервале температур 50—500 °С с двумя минимумами при 220 и 320 °С, а на кривой ДТА осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия (рис. 1) — в интервале температур 60—450 °С с минимумом при 180 °С. Таким образом, осаждение гидроксида циркония совместно с гидроксидами иттрия и европия приводит к формированию сложного аморфного гидроксида, структура которого отличается от структуры аморфного гидроксида циркония.

Термообработка при 100 °С привела к появлению на первом «гало» совокупности уширенных линий одной (или нескольких) наноразмерных фаз. Термообработка при 300 °С приводит к увеличению интенсивности первого и второго «гало», параметры которых совпадают с параметрами аморфного оксида циркония [13]. Близкие значения параметров «гало» на дифрактограмме сложного гидроксида циркония, иттрия и европия, полученного сушкой осадка, и таковых аморфного оксида циркония свидетельствует о подобии структур этих аморфных материалов. Однако последующая термическая обработка приводит к разложению сложного гидроксида циркония, иттрия и европия до аморфного оксида и сопровождается значительной потерей массы (рис. 1 и 2).

Учитывая тот факт, что при 400 °С потеря массы прекращается (рис. 2) и в интервале температур 60—450 °С на

кривой ДТА (рис. 1) отмечается только один эндотермический эффект, можно заключить, что при этой температуре материал состоит из двух оксидных фаз: аморфного оксида циркония и предположительно наноразмерного сложного оксида иттрия и циркония $Zr_3Y_4O_{12}$ (ASTM № 32–1500 [14]). Причем сложный оксид циркония и иттрия начал образовываться уже при 100 °С (рис. 3, кривая 100 °С). Среди известных рентгеновских данных оксидов иттрия, европия и соединений их с оксидом циркония только сложный оксид иттрия и циркония $Zr_3Y_4O_{12}$ имеет рентгеновские линии при 2ϑ = 18,24°, 22,21° и 23,27° с интенсивностью 40—60 %. Параметры «гало» осадков гидроксидов циркония, иттрия и европия, термообработанных при 400 и 500 °С, совпадают с таковыми у аморфного оксида циркония. Так как термическое разложение практически завершилось, то, вероятно, оксид европия и часть оксида иттрия вошли в аморфный оксид циркония в виде твердого раствора. Полностью завершившаяся при 700 °С кристаллизация единственной фазы кубического оксида циркония (рис. 3, кривая 700 °С), который по данным ДТА (рис. 1) при последующем повышении температуры до 1000 °С не переходит в моноклинный, однозначно указывает на то, что иттрий и европий находятся в кристаллической решетке этой фазы. Наличие двух экзотермических эффектов на кривой ДТА в интервале температур 600–900 °С (рис. 1) отмечалось и авторами [6] при исследовании системы ZO_2—Y_2O_3—CeO_2. Это явление обусловлено различием в кинетике осаждения гидроксидов циркония, иттрия и церия и кристаллизацией кубического оксида циркония в областях осадка, содержащего несколько меньшее и большее содержание иттрия и/или церия. Принимая во внимание данные РФА (рис. 3, кривая 700 °С, наличие только кубического оксида циркония), мы можем утверждать, что имевшиеся неоднородности по иттрию и европию при температурах 600—900 °С существуют относительно недолго, не более 20–25 мин (в течение времени, за которое дериватограф проходит этот интервал температур).

Термообработка при 600 °С приводит к кристаллизации кубического оксида циркония в присутствии аморфного оксида циркония и сложного наноразмерного оксида $Zr_3Y_4O_{12}$. Осадок, термообработанный при 700° С, состоит только из кубического оксида циркония, и следовательно, кристаллизации аморфного оксида циркония предшествует его взаимодействие с $Zr_3Y_4O_{12}$.

Таким образом, высушенный осадок гидроксидов циркония, иттрия и европия, полученный совместным осаждением из смеси водных растворов азотнокислых циркония, иттрия и европия, представляет собой сложный гидроксид. Он разлагается в одну стадию в интервале температур 60–400 °С. Уже при 100 °С образуется наноразмерный сложный оксид $Zr_3Y_4O_{12}$. Разложение сложного гидроксида завершается формированием аморфного оксида циркония в присутствии сложного оксида $Zr_3Y_4O_{12}$. Весь оксид европия и часть оксида иттрия вошли в аморфный оксид циркония. При 600 °С начинается и при 700 °С завершается кристаллизация наноразмерного кубического оксида циркония, а оксиды иттрия и европия вошли в состав кубического твердого раствора.

Параметры «гало» полученного нами сложного гидроксида циркония, иттрия и европия практически совпадают с данными зарубежных авторов по сложному гидроксиду циркония и иттрия [15] и сложному гидроксиду циркония, церия и иттрия [9]. Полученные данные ТГ/ДТА осадка гидроксидов циркония, иттрия и европия хорошо согласуются с результатами авторов [1] как по потере массы, так и по температуре эндотермического минимума, хотя в работе [1] температурный интервал кристаллизации практически вдвое меньше и экзотермический эффект значительно интенсивнее.

Параметры «гало» аморфного оксида циркония также совпадают с данными зарубежных авторов и не зависят как от редкоземельного оксида [2, 6, 9], так и от его содержания [3—5, 15]. Такие же параметры «гало» имеет аморфный оксид циркония и без редкоземельных оксидов [16, 17].

По данным автора [18] фазовая диаграмма системы ZrO_2—Y_2O_3 при содержании оксида иттрия 9–30 % в диапазоне температур 400—500 °С указывает на сосуществование моноклинного и кубического ZrO_2, а при 200 °С — моноклинного ZrO_2 и сложного оксида $Zr_3Y_4O_{12}$. При относительно низких температурах растворимость оксида иттрия в оксиде циркония составляет не более 1—2 %. Наши данные большей частью подтверждают диаграмму состава системы ZrO_2—Y_2O_3, бóльшая часть оксида иттрия участвовала в образовании сложного оксида $Zr_3Y_4O_{12}$ и, по-видимому, содержание оксида иттрия в аморфном оксиде циркония также невелико. В системе ZrO_2—Eu_2O_3 [18] при содержании оксида европия до 24 % и температуре 1250 °С находится двухфазная область — область тетрагонального и кубического оксидов циркония. По нашим данным при этих содержаниях и более низких температурах (400–600 °С) исключительно весь оксид европия входит в аморфный оксид циркония. Это значит, что аморфный оксид циркония подобно кристаллическому включает в свою структуру оксиды иттрия и европия.

Полученные результаты дают основания считать, что согласно теории Сиборга [10] америций подобно европию, его имитатору, будет включен в аморфный оксид циркония. При иммобилизации высокотоксичных радионуклидов в матрицу оксида циркония включение америция может проходить при более низких температурах (300—400 °С) в аморфный оксид циркония, чем при традиционно известном формировании твердого раствора оксида лантаноида в оксиде циркония при кристаллизации кубической фазы (700 °С). Учитывая высокую токсичность и летучесть оксидов америция, понижение температуры его взаимодействия с оксидом циркония на 300 °С может значительно повысить надежность иммобилизации, улучшить экологическую обстановку и уменьшить риски для персонала на заводе по переработке отработавшего ядерного топлива.

Выводы

Осадок гидроксидов циркония и иттрия, полученный из смеси растворов соответствующих азотнокислых солей осаждением гидроксидом аммония, по данным рентгеновского фазового и термогравиметрического / дифференциального термического анализов является сложным аморфным гидроксидом, а не их механической смесью. Установлено, что термообработка в интервале температур 60–400 °С приводит к его термическому разложению, образованию при 100 °С сложного оксида $Zr_3Y_4O_{12}$ и формированию при 400 °С аморфного оксида циркония. Кристаллизация аморфного оксида циркония проходит в интервале температур 600–700 °С с образованием только кубической фазы, имеющей размеры областей когерентного рассеяния 17 ± 2 нм.

Проведенный комплекс исследований позволил установить, что с повышением температуры термообработки

сложного аморфного гидроксида циркония, иттрия и европия эволюция фазового состава проходит по следующей схеме:

$$\text{сложный аморфный } Zr(Y,Eu)(OH)_{4-x} \xrightarrow{100\,^{\circ}C}$$

$$\text{аморфный } Zr(Y,Eu)(OH)_{4-x} + \text{n-}Zr_3Y_4O_{12}^{*} \xrightarrow{100\text{-}400\,^{\circ}C}$$

$$\text{аморфный } Zr(Y,Eu)O_{2-y} + \text{n-}Zr_3Y_4O_{12}^{*} \xrightarrow{600\text{ - }700\,^{\circ}C}$$

$$\text{n-куб-}(Zr_{0,875}Y_{0,064}Eu_{0,061})O_{1,937}$$

(n — наноразмерная фаза, * — предполагаемая фаза).

Проведенные исследования позволили установить, что растворимость оксида европия в аморфном оксиде циркония составляет не менее 15 % мас., а оксида иттрия — значительно меньше 10 % мас. Эти данные уточняют низкотемпературные области диаграммы состояния системы ZrO_2—Y_2O_3—Eu_2O_3.

Использование европия, как имитатора америция, создает объективные предпосылки для включения токсичных и летучих оксидов америция в аморфный оксид циркония при температурах на 300 °С ниже, чем при традиционно известном формировании кубического твердого раствора. Реализация этого может существенно улучшить экологическую обстановку, уменьшить риски для персонала ядерного топливного цикла Украины на предполагаемом заводе по переработке отработавшего ядерного топлива и повысить надежность иммобилизации высокоактивных отходов АЭС.

Список литературы

1. *Белоус А. Г., Пашкова Е. П., Макаренко А. Н.* Влияние условий синтеза на процесс формирования, фазовый состав и деградацию нанокристаллических частиц диоксида циркония, стабилизированного оксидом иттрия // Наносистемы, наноматериалы, нанотехнологии. —2003. — Т. 1. — № 1. — С. 85—107.

2. *Laberty-Robert Ch., Ansart F., Deloget C., Gaudon M., Rousset A.* Powder synthesis of nanocrystalline ZrO_2-8%Y_2O_3 via a polymerization route // Mat. Res. Bull. — 2001. — 36. — С. 2083—2089.

3. *Bokhimi X., Garcia-Ruiz A., Xiao T.D. et al.* Transformation of yttrium-doped hydrated zirconium into tetragonal and cubic nanocrystalline zirconia // J. Sol. Stat. Chem. — 1999. — V. 142. — P. 409—418.

4. *Kuo C. W., Lee Y. H., Hung I. M. at al.* Crystallization kinetics and growth mechanism of 8 mol% yttria-stabilized zirconia (8YSZ) nanopowders prepared by a sol-gel process // J. Alloys & Compound. — 2008. — 453. — P. 470—478.

5. *Vasylkiv O., Sakka Y., Borodians'ka H.* Nonisothermal synthesis of yttria-stabilized zirconia nanopowder through oxalate processing: Morphology manipulation // J. Amer. Ceram. Soc. — 2001. — V. 84. — 11. — P. 2484—2488.

6. *Bukaemskiy A. A., Barrier D., Modolo G.* Thermal and crystallization behaviour of 8YSZ-CeO_2 system // J. Alloys and Comp. — 2009. — V. 472. — C. 286-293.

7. *Tridandapani R. R., Folgar C. E., Folz D. C. at al.* Microwave sintering of 8 mol% yttria - zirconia (8YZ): An inert matrix materials for nuclear fuel applications // J. Nucl. Mat. — 2009. — V. 284. — P. 153—157.

8. *Degueldre C.* Zirconia inert matrix for plutonium utilization and minor actinides disposition in reactors // J. Alloys and Comp. — 2007. — V. 444. — 445. — P. 36—41.

9. *Bukaemskiy A. A., Barrier D., Modolo G.* Physical properties of 8 mol% Ceria doped yttria stabilized zirconia powder and ceramic and their behaviour during annealing and sintering // J. Eur. Ceram. Soc. — 2006. — V. 26. — P. 1507—1515.

10. *Громов Б. В., Савельев В. И., Шевченко И. Б.* Химическая технология облученного ядерного топлива. — М.: Энергоатомиздат,. 1983. — 352 с.

11. *Чалый В. П.* Гидроокиси металлов, закономерности образования, состав, структура и свойства. — К.: Наук. думка, 1972.

12. *Уманский Я. С., Скаков Ю. А., Иванов А. Н., Расторгуев Л. Н.* Кристаллография, рентгенография и электронная микроскопия. — М.: Металлургия, 1982.

13. *Габєлков С. В., Тарасов Р. В., Полтавцев М. С., Курило Ю. П., Белкін Ф. В.* Еволюція фазового складу при термічному розкладанні гідрооксиду цирконію // Фізика і хімія твердого тіла. — 2008. — Т. 9. — 4. — С. 809—813.

14. *Ray S., Stabican T.* // Mater. Res. Bull. — 1977. — 12. — P. 549—556.

15. *Barrera-Solano C., Esquivias L., Pinero M.* 5YSZ Powder from Gels: Densification and Microstructure Characterization // J. Europ. Ceram. Soc. — 1998. — V. 18. — P. 1429—1438.

16. *Шабанова Г. Н., Габелков С. В., Тарасов Р. В., Полтавцев Н. С., Курило Ю. П., Корогодская А. Н., Логвинков Д. С., Миронова А. Г.* Особенности кристаллизации аморфного оксида циркония в интервале температур 200—450 °С // Огнеупоры и техническая керамика. — 2005. — 8. — С. 2—9.

17. *Габелков С. В., Тарасов Р. В., Полтавцев Н. С., Логвинков Д. С., Миронова А. Г.* Фазовые превращения при нанокристаллизации аморфного оксида циркония // ВАНТ, сер. ФРП и РМ. — 2004. — 3(85). — С. 116—120.

18. *Andrievskaya E. R.* Phase equilibria in the refractory oxide systems of zirconia, hafnia and yttria with rare-earth oxides // J. Europ. Ceram. Soc. — 2008. — 28. —P. 2363—2388.

Надійшла до редакції 01.04.2009.

УДК621.039.58

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська,
А. В. Носовський, О. Є. Трофімова

*Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки*

Загальні підходи до розробки програми радіаційного захисту при перевезенні радіоактивних матеріалів

Представлено результати науково-дослідної роботи, виконаної фахівцями Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки на замовлення Державного комітету ядерного регулювання України. Розглянуто структуру та основні вимоги до розробки програм радіаційного захисту при перевезенні радіоактивних матеріалів, що базуються на нормативних документах України та рекомендаціях МАГАТЕ.

В. И. Богорад, Т. В. Литвинская, А. В. Носовский,
Е. Е. Трофимова

Основные подходи к разработке программы радиационной защиты при перевозке радиоактивных материалов

Представлены результаты научно-исследовательской работы, выполненной специалистами Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности по заказу Государственного комитета ядерного регулирования Украины. Рассмотрены структура и основные требования к разработке программ радиационной защиты при перевозке радиоактивных материалов, базирующиеся на нормативных документах Украины и рекомендациях МАГАТЭ.

Згідно з вимогами Правил безпечного перевезення радіоактивних матеріалів (ПБПРМ-2006) [1], для перевезення радіоактивних матеріалів (РМ) має бути розроблена Програма радіаційного захисту (ПРЗ), яка передбачає характер і масштаби заходів щодо радіаційного захисту персоналу, який бере участь у перевезенні, та населення, котре може перебувати в зоні радіологічного впливу РМ, що підлягають перевезенню. Характер і масштаби заходів, передбачуваних у ПРЗ, залежатимуть від величини та ймовірності опромінення і враховуватимуть вимоги, викладені в ПБПРМ.

Вимоги до ПРЗ при перевезенні РМ (далі — Вимоги) мають бути підготовлені згідно з вимогами документа ПБПРМ-2006, який у свою чергу розроблено в рамках Програми інтеграції України до Європейського Союзу. Ця програма схвалена Указом Президента України від 14 вересня 2000 р. № 1072, зі змінами, що внесені відповідно до законів України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" [2], "Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання" [3], вимог Державних гігієнічних нормативів "Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)" [4], та Основним санітарним правилам забезпечення радіаційної безпеки України [5].

Вимоги в цілому відповідають керівництвам з безпеки МАГАТЕ [6—9].

Вимоги до ПРЗ при перевезенні РМ мають забезпечувати дотримання дозових меж згідно з "Правилами ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів" (ПБПРМ-2006) та рівень радіаційної безпеки, при якому захист і безпека оптимізовані таким чином, щоб величина індивідуальних доз, число осіб, які піддаються опроміненню, й імовірність опромінення утримувалися на розумно досяжному низькому рівні з урахуванням економічних і соціальних факторів, у рамках обмеження, яке зводиться до того, що дози, які отримують окремі особи, підпадають під дію граничних доз.

ПРЗ розробляється з урахуванням усіх складових кожного перевезення (підготовка, завантаження, відправлення, транспортування, включаючи транзитне зберігання, розвантаження і приймання в кінцевому пункті призначення радіоактивних матеріалів) РМ автомобільним, залізничним, морським, річковим та авіаційним транспортом, у тому числі перевезень, пов'язаних з використанням радіоактивного матеріалу, і входити до системи документів із забезпечення якості перевезень РМ, але також може застосовуватись як самостійний документ незалежно від наявності або відсутності системи забезпечення якісті.

У разі здійснення перевезення РМ кількома підприємствами кожне з них розробляє свою ПРЗ, у якій належним чином визначається сфера її дії. Кожна ПРЗ враховує структуру підприємства, особливості діяльності при перевезенні РМ та взаємодію з іншими організаціями-учасниками перевезення РМ. Відповідальність за дотримання ПРЗ при всіх операціях з РМ і умовах їх перевезення несуть керівники організацій, які мають відповідні повноваження.

Вимоги до структури ПРЗ

ПРЗ має бути відповідно структурованим та систематизованим документом, розробленим ліцензіатом (оператором), і містити в собі перелік заходів, що забезпечують контроль за дотриманням та виконанням норм і правил радіаційної безпеки при транспортуванні РМ з боку організацій,

котрі провадять діяльність з перевезення РМ (тобто будь-яких організацій, які займаються питаннями перевезень, в тому числі постачальників, одержувачів вантажу та перевізників).

Метою ПРЗ є:

проведення всебічного аналізу радіаційних ризиків персоналу, населення та навколишнього середовища від впливу іонізуючого випромінювання на всіх етапах перевезення РМ і розгляд адекватних їм заходів з радіаційного захисту;

досягнення впевненості, що впроваджена система радіаційного захисту адекватно виконує свої функції щодо захисту персоналу, населення та навколишнього середовища;

дотримання з боку осіб, які беруть участь у перевезенні РМ, культури безпеки;

забезпечення практичного втілення всіх задекларованих заходів з радіаційного захисту.

Положення про організацію радіаційного захисту і контролю при перевезеннях РМ, що наводяться в ПРЗ, можуть відрізнятися за своїм характером і змістом в залежності від величини та вірогідності опромінення. Наприклад, обсяг радіаційного контролю персоналу має бути безпосередньо пов'язаний з рівнями ризиків, що виникають під час перевезення РМ. Склад та зміст ПРЗ для перевезення невеликої кількості упаковок може суттєво відрізнятися від складу та змісту ПРЗ для перевезення великої кількості РМ, але в обох випадках ПРЗ повинні бути належним чином оформлені і охоплювати всі аспекти радіаційної безпеки, пов'язані з тим чи іншим видом перевезення. При цьому в кожному випадку ПРЗ містить розгляд звичайних та нормальних умов перевезення і розгляд аварійних умов перевезення.

У ПРЗ розглядаються всі аспекти того чи іншого перевезення, але головний наголос слід зробити на операціях, що супроводжуються високими ризиками опромінення. В першу чергу це ручні операції з пакування та операції з технічного обслуговування. Отже, ще до розробки ПРЗ для конкретного перевезення треба визначити найбільш радіаційно небезпечні операції з РМ, а саме операції, пов'язані або з високими рівнями індивідуальних доз опромінення, або з високою вірогідністю опромінення великої кількості осіб.

Розробка ПРЗ повинна спиратися на комплексний системний підхід до кожного перевезення, починаючи з вибору або проектування пакетів, транспортних упаковок або пакувальних комплектів, аналізу ризиків на всіх етапах перевезення, аналізу вихідних подій для аварій, включаючи дорожньо-транспортні пригоди, пожари тощо. У разі, коли перевезення відбувається за вже відпрацьованою схемою, у ПРЗ потрібно висвітлити досвід попередніх перевезень і, при можливості, запропонувати схеми подальшої оптимізації з урахуванням таких чинників, як поява нових ризиків, нових технологій, змін зовнішнього оточення тощо.

У ПРЗ необхідно відобразити такі важливі аспекти безпеки перевезень, як радіаційний захист при транзитному зберіганні, радіаційний захист при дезактивації або утилізації упаковок після розпакування, радіаційний захист під час перевантажень з одного виду транспорту на інший. ПРЗ для морських, річкових та повітряних перевезень мають враховувати їх специфіку, котра полягає у вірогідності в разі аварії повної втрати контролю над ДІВ та залежності від зовнішніх умов перевезення (метеорологічна ситуація та пора року).

У ПРЗ описуються всі заходи щодо забезпечення радіаційного захисту працівників під час перевезення РМ. Слід мати на увазі, що за своїм наповненням ці заходи можуть відрізнятися для різних перевезень залежно від величини радіаційних ризиків.

Заходи щодо забезпечення радіаційного захисту при перевезенні РМ повинні враховувати всі можливі види транспорту, за допомогою якого здійснюватиметься конкретне перевезення, його фактичний стан та специфіку.

ПРЗ для конкретного перевезення має розроблятися на основі типу, характеру та кількості РМ, виду транспортування, переліку транспортних операцій, що здійснюватимуться при транспортуванні, кількості осіб, зайнятих у транспортуванні, масштабів та вірогідності опромінення, тривалості перевезення, обсягу ручної праці і т. ін.

Основними задачами у рамках підготовки ПРЗ є такі:

встановлення обсягу та змісту ПРЗ для кожного перевезення РМ залежно від пов'язаних з ним ризиків на всіх його стадіях (пакування, завантаження, транспортування, транзитне зберігання, розвантаження, розпакування, дезактивація);

встановлення градації інтервалів дозових меж та відповідних для кожного інтервалу обсягів заходів радіаційного захисту;

встановлення розподілу обов'язків та відповідальності за дотримання ПРЗ;

проведення кваліфікованої оцінки доз на всіх етапах перевезення, особливо при виконанні немеханізованих операцій;

встановлення контрольних та адміністративних рівнів безпеки за принципом оптимізації та вимогами нормативних документів з радіаційної безпеки;

встановлення заходів щодо оптимізації радіаційного захисту, таких як розділення, екранування, зонування тощо;

планування заходів аварійного реагування;

навчання та тренінг персоналу;

розробка розділу Програми якості при організації заходів радіаційної безпеки перевезень.

Обов'язковий додаток до ПРЗ — чек-лист, що дає уяву про перелік питань, розглянутих у ПРЗ, є елементом самоперевірки і в концентрованому вигляді гарантує, що:

ПРЗ має документальне підтвердження і за своїм обсягом відповідає радіаційним ризикам, пов'язаним з конкретним перевезенням РМ;

оптимізацію радіаційного захисту виконано за принципом розумної достатності (дози поточного та потенційного опромінення настільки низькі, наскільки цього можна досягти з урахування економічних та соціальних факторів);

працівники, зайняті у перевезенні РМ, мають необхідну кваліфікацію і потрібним чином проінформовані;

існує механізм зворотного зв'язку і використання накопичення досвіду;

існує система внутрішніх перевірок дотримання правил радіаційної безпеки.

Підприємство, яке провадить діяльність з перевезення РМ, повинно розробляти, впроваджувати та своєчасно переглядати ПРЗ у випадках зміни нормативної бази, що регламентує цей вид діяльності; структури підприємства; умов ліцензування; вимог регулюючих органів; вимог замовників робіт.

Вимоги до змісту розділів ПРЗ

ПРЗ має включати такий орієнтовний перелік розділів.

"Сфера застосування". Надається інформація про мету ПРЗ та сферу її застосування; про вилучення зі складу ПРЗ деяких розділів з обґрунтуванням причин їх вилучення;

порядок затвердження, набрання чинності та перегляду ПРЗ; нормативні документи, вимоги яких були враховані при розробці ПРЗ. Наводиться перелік термінів, визначень та скорочень, які потребують їх конкретизації для даної ПРЗ, з посиланням на відповідні джерела (законодавчі та інші нормативно-правові акти).

"Загальні відомості про організацію". Наводяться юридична назва підприємства; його адреса, відомості щодо дозволів компетентних органів на проведення діяльності у сфері перевезення РМ (за їх наявності), назва та номер дозволу, ким виданий, на яку діяльність, термін дії; відомості про функціонування системи управління якістю підприємства в разі при її наявності.

"Відповідальність та повноваження". Містить інформацію про:

наведену в додатку до ПРЗ організаційну структуру підприємства і місце в цій структурі служб радіаційної безпеки;

конкретних посадовців, які несуть відповідальність за виконання ПРЗ, та структурні підрозділи, які виконують радіаційний контроль робочих місць та дозиметричний контроль персоналу;

відповідальність та повноваження персоналу за виконання правил радіаційної безпеки при перевезенні РМ (надається посилання на документи, в яких визначено відповідальність і повноваження, а саме: посадові інструкції, положення про підрозділи, накази та ін.);

забезпечення необхідної внутрішньої та зовнішньої взаємодії між усіма учасниками перевезення РМ для дотримання ПРЗ;

відповідальність за забезпечення та контроль радіаційної безпеки при перевезенні РМ.

Організаційна структура та обов'язки повинні підтверджувати повноваження осіб, відповідальних за радіаційну безпеку персоналу та населення під час перевезення РМ. У цьому розділі ПРЗ обов'язкове посилання на наказ про призначення особи, відповідальної за виконання ПРЗ. У наказі про призначення особи, відповідальної за виконання ПРЗ, визначаються його відповідальність та повноваження за:

забезпечення впровадження, підтримання та вдосконалення ПРЗ;

звітування перед вищим керівництвом про функціонування ПРЗ і про потребу її поліпшення;

взаємодію із зовнішніми сторонами стосовно питань, пов'язаних з виконання ПРЗ;

організацію та проведення внутрішніх аудитів щодо виконання ПРЗ.

Якщо певна діяльність (операція) виконується зовнішніми підприємствами, необхідно надати інформацію про відповідальність цих організацій щодо дотримання ПРЗ, із обов'язковим визначенням контролю за взаємодією та узгодженням усіх операцій і умов діяльності, пов'язаної з перевезенням РМ. Весь персонал, залучений до перевезення РМ, повинен мати чітке розуміння своїх власних обов'язків по відношенню до ПРЗ, а також бути ознайомлений з обов'язками іншого персоналу в разі необхідності.

У цьому ж розділі слід викласти загальні цілі безпеки та принципи оптимізації. Залежно від розмірів організації та широти діяльності з перевезення РМ керівництвом організації може бути створено Комітет ALARA.

У разі, коли перевезення здійснюється різними організаціями, в розділі викладаються принципи розподілу відповідальності між ними по відношенню до правил безпечного перевезення РМ, визначаються місце кожної організації в ПРЗ, відповідальні особи від кожної організації за дотримання правил радіаційної безпеки, принципи співробітництва і взаємодії з радіаційного захисту працівників. Відповідальність за дотримання правил радіаційної безпеки від організації, що відповідає за безпеку перевезень (або організацій), покладається на професійно підготовлений персонал, який має посвідчення про складання екзаменів з радіаційної безпеки комісії, відповідні права котрій делеговано належним чином.

Має бути чітко висвітлено розподіл та рівень відповідальності між різними організаціями на випадок відхилення від умов нормального перевезення або аварійних ситуацій, а саме визначено осіб, відповідальних за прийняття рішень у разі появи нештатних умов перевезення, та організації, які повинні бути залучені до ліквідації наслідків у разі суттєвих порушень (наприклад, просипання або протікання РМ, втрата контролю над джерелом тощо).

У розділі прописуються принципи та процедури, що демонструють прихильність робітників і роботодавців до виконання норм та правил радіаційної безпеки та дотримання культури безпеки (наприклад, принцип зворотного зв'язку у взаємовідносинах робітник — роботодавець — відповідальна за радіаційну безпеку особа). В основі таких процедур і принципів мають лежати службові обов'язки робітників та роботодавців. Виписки зі службових обов'язків, які демонструють прихильність учасників перевезень РМ даним принципам, мають бути представлені в ПРЗ. Так само прописуються ті обов'язки керівництва організацій, що здійснюють перевезення РМ, які демонструють, що саме керівництво несе відповідальність за дотримання норм та правил радіаційної безпеки, фізичний захист, впровадження принципу оптимізації і в тому числі за виконання даної Програми.

"Оцінка та оптимізація доз". Містить дві головні складові:

попередній (теоретичний) аналіз і оцінку доз, що включає розрахунок доз потенціального та поточного опромінення персоналу та населення для різних умов перевезення на підставі аналізу радіаційних, ядерно-фізичних та фізико-хімічних властивостей РМ, що мають бути перевезені, та захисних властивостей матеріалів пакувальних комплектів і транспортних пакетів для різних умов перевезення згідно з вимогами БПРМ-2006;

методику оцінки доз за даними радіаційного моніторингу під час перевезення з метою підтвердження його безпечності.

Проводячи попередній аналіз і оцінку доз, слід враховувати характерні для конкретного перевезення особливості: типи пакувальних комплектів; активність та радіонуклідний склад РМ; захисні властивості (герметичність, коефіцієнт поглинання радіоактивного випромінювання) пакувальних комплектів; радіоактивне забруднення поверхні пакувальних комплектів; час перевезення; умови та час транзитного зберігання; типи транспорту; транспортно-технологічні операції; обсяги ручної праці.

У ПРЗ має бути описано організацію моніторингу робочих місць як ефективний захід щодо утримання доз опромінення персоналу на найнижчому розумно досяжному рівні, зокрема:

види, обсяг та періодичність радіаційного контролю робочих місць;

контрольні та допустимі рівні на робочих місцях;

форму звітності;

методики (або відповідні посилання) проведення вимірювань та розрахунку ефективної дози персоналу за даними вимірювань;

перелік та основні характеристики обладнання для проведення вимірів (точність, енергетичний діапазон, умови застосування тощо);

документальне підтвердження про калібрування та перевірку обладнання, які здійснюватимуться вимірювання в терміни, передбачені технічними умовами експлуатації даного обладнання;

документальне підтвердження фахової відповідності персоналу, який проводить вимірювання;

інструкції до порядку проведення вимірювань;

вимоги до радіаційної безпеки персоналу, який проводить вимірювання.

Види, обсяг та періодичність радіаційного контролю робочих місць мають бути обгрунтовані в окремій Програмі моніторингу, яка розробляється для кожного перевезення. До обов'язкових видів моніторингу робочих місць належать вимірювання потужності еквівалентної або експозиційної дози на робочих місцях.

У ПРЗ описується система індивідуального дозиметричного контролю працівників, які безпосередньо беруть участь у виконанні операцій з РМ під час перевезення. Ця система має задовольняти вимогам Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПУ-2006). Цей опис включає:

контрольні та допустимі рівні зовнішнього опромінення та внутрішнього надходження радіонуклідів (якщо таке потенційно можливо);

форму звітності;

методики (або відповідні посилання) розрахунку ефективної дози за даними індивідуального дозиметричного контролю;

перелік та основні характеристики індивідуальних дозиметрів, іхню точність, енергетичний діапазон, умови застосування.

До обов'язкових видів контролю належать вимірювання ефективної дози зовнішнього опромінення. Вимірювання ефективної дози внутрішнього опромінення є винятковим заходом при втраті герметичності окремих упаковок або пакувальних комплектів. Дозиметри, що використовуються для проведення індивідуального дозиметричного контролю, мають бути облаштовані звуковою сигналізацією.

Для конкретного перевезення в ПРЗ має бути наведена методика та результати рахунків попередньої оцінки доз зовнішнього опромінення робітників. Методика повинна спиратися на такі вихідні дані:

типи, категорії та транспортний індекс упаковок, транспортних пакетів, пакувальних комплектів, що застосовуватимуться при перевезенні;

час перебування персоналу під впливом іонізуючого випромінювання в разі використання ручної праці;

відстань, на якій перебуває персонал, до упаковок, транспортних пакетів або пакувальних комплектів під час перевезення;

потужність дози на поверхні упаковок, транспортних пакетів або пакувальних комплектів та на відстані 10 та 100 см від поверхні;

характеристики біологічного захисту;

контрольні та допустимі рівні потужності дози на поверхні упаковок, транспортних пакетів або пакувальних комплектів та на відстані 10 та 100 см від поверхні.

ПРЗ при перевезенні РМ має включати в себе процедури перегляду положень щодо радіаційного контролю, якщо під час перевезення змінюється транспортний індекс упаковок, транспортних пакетів або пакувальних комплектів.

У разі, коли умови перевезення повторюються, можна використовувати поняття транспортного індексу для обгрунтування кількості упаковок, які можуть бути перевезені за умови неперевищення дози опромінення робітників 1 мЗв/рік при застосуванні ручної праці.

Для конкретного перевезення в ПРЗ наводяться методика оцінки доз зовнішнього опромінення робітників за даними індивідуального дозиметричного контролю залежно від типу та індивідуальних властивостей детекторів з урахуванням місць їх розташування на тілі робітника та методика оцінки доз внутрішнього опромінення (якщо таке може мати місце) робітників за даними індивідуального дозиметричного контролю внутрішнього надходження радіонуклідів до окремих органів шляхом вимірів на лічильнику випромінювання людини (ЛВЛ) або за допомогою аналізу вимірювання біопроб. На етапі підготовки ПРЗ має бути проведено аналіз герметичності упаковок, агрегатного стану РМ та можливості їх витоку. У випадку, коли існує потенційна можливість витоку РМ та забруднення навколишнього повітря, слід провести оцінку доз внутрішнього опромінення робітників з урахуванням таких вихідних даних: радіонуклідного складу та питомої активності повітря в зоні проведення робіт; ефективності індивідуальних засобів захисту органів дихання; часу перебування персоналу в зоні проведення робіт.

У ПРЗ слід встановити періоди оцінки доз або результатів моніторингу, що пов'язані з опрацюванням показань дозиметрів або Програмою відбору проб. Реєстраційні записи дози для окремих осіб здійснюються так, щоб дози, отримані на кожному періоді спостережень, могли бути ідентифіковані роздільно. Реєстрації повинні підлягати всі дозові навантаження, які можуть призвести, з урахування часу опромінення, до річної ефективної дози, більшої за 0,1 Зв.

Для конкретного перевезення (включаючи упаковку, завантаження та укладку, транспортування, розвантаження, розпаковку та дезактивацію) ПРЗ має містити розділ, в якому описуються конкретні процедури з оптимізації доз опромінення. Ці процедури мають бути спрямовані на зниження доз опромінення до розумно прийнятного рівня і включати в себе розгляд таких заходів:

оперативного контролю за радіаційною обстановкою в місцях проведення робіт;

обмеження доступу в місця з високим показником потужності експозиційної дози;

вибору оптимального графіку виконання робіт з упаковки, завантаження та укладки, транспортування, розвантаження, розпаковки та дезактивації;

використання механізмів для підйому та переміщення вантажів;

використання біологічного захисту;

використання засобів індивідуального захисту (респіратори, окуляри, захисні костюми, захисні комплекти);

вибору безпечних маршрутів та погодних умов для транспортування.

Перелік заходів зі зниження індивідуальних доз опромінення, їх обгрунтування та ефективність мають бути відображені в ПРЗ разом з відображенням використання принципу зворотного зв'язку як одного з ефективних заходів оптимізації на основі аналізу звітних документів попередніх перевезень, сценаріїв розвитку аварій або інцидентів, що вже мали місце.

"Радіаційний моніторинг поверхневого радіоактивного забруднення упаковок, транспортних пакетів, пакувальних комплектів". Подається Програма радіаційного моніторингу

радіоактивного забруднення поверхонь упаковок, транспортних пакетів, пакувальних комплектів, яка містить:

схему транспортування та розподіл відповідальності за проведення радіаційного моніторингу між організаціями, що беруть участь у перевезенні відповідно до схеми транспортування;

види, обсяг та періодичність радіаційного контролю та їх обгрунтування виходячи з специфіки конкретного перевезення з урахуванням радіаційної обстановки в місцях пакування та завантаження;

контрольні та допустимі рівні радіоактивного забруднення поверхонь;

форму звітності;

методики проведення вимірювань;

перелік та основні характеристики обладнання для проведення вимірювань (точність, енергетичний діапазон, умови застосування тощо);

документальне підтвердження про калібровку та перевірку обладнання в терміни, передбачені технічними умовами експлуатації;

документальне підтвердження фахової відповідності персоналу, що проводить вимірювання;

інструкції до проведення вимірювань;

вимоги до радіаційної безпеки персоналу, який проводить вимірювання.

До обов'язкових належать такі види радіаційного моніторингу:

вимірювання потужності еквівалентної або експозиційної дози від відкритої поверхні упаковок та (або) транспортних пакетів;

вимірювання щільності потоку β - або α -частинок від відкритої поверхні упаковок та (або) транспортних пакетів в залежності від типу РМ;

вимірювання поверхневого нефіксованого забруднення від відкритої поверхні упаковок та (або) транспортних пакетів (мають проводитися у випадку, якщо РМ перевозяться у газоподібній або рідкій формі).

Кількість точок контролю по кожному з параметрів для кожного з видів контролю визначається виходячи з таких факторів, як розмір відкритої поверхні упаковок або транспортних пакетів; сумарна похибка вимірювань; величина контрольного та допустимого рівня.

Періодичність контролю має враховувати кількість організацій, відповідальних за безпеку перевезення. Нові вимірювання мають відбуватися при кожній зміні організації, яка несе відповідальність за безпеку перевезення.

"Розділення та інші захисні заходи". Мають бути визначені мінімальні відстані між об'єктами, що знаходяться в стані перевезення або транзитного зберігання, та місцями перебування персоналу або населення. При консервативних модельних параметрах річна доза опромінення персоналу не повинна перевищувати для категорії А 5 мЗв, для категорії Б — 2 мЗв, а річна доза опромінення населення — 1 мЗв. При визначені мінімальної відстані слід враховувати такі фактори:

максимально можливий час перебування персоналу або населення на мінімальній відстані від об'єктів, що знаходяться в стані перевезення або транзитного зберігання;

потужність дози на мінімальній відстані від об'єктів, що знаходяться в стані перевезення або транзитного зберігання;

поверхневе забруднення об'єктів, що знаходяться в стані перевезення або транзитного зберігання;

інтенсивність витоку або розсіяння радіоактивних матеріалів за межі упаковок чи транспортних пакетів;

метеорологічні чинники, такі як швидкість вітру та значення параметру атмосферної стабільності.

У розділі наводяться застереження та рекомендації щодо уникнення невиправданого опромінення за рахунок скорочення часу перебування персоналу або осіб з категорії В, які перебувають у безпосередній близькості від точок розташування РМ під час їхнього перевезення або транзитного зберігання. Ці застереження в основному мають стосуватися тих дій або робіт, які можна виконати на віддалі від місць розташування РМ під час перевезення або транзитного зберігання або за їхньої відсутності (наприклад, оформлення записів, обслуговування платформ, залізничних колій, заправка автомобілів).

Коли потужність дози на робочих місцях наближається до допустимих рівнів, у ПРЗ слід включити такі захисні заходи, як використання додаткового біологічного захисту та укриття (наприклад, додатковий біологічний захист водія автотранспорту або спеціальне облаштування місць відпочинку персоналу).

У разі виникнення необхідності транзитного зберігання РМ при перевезеннях, слід навести додаткові заходи фізичного захисту РМ, які б гарантували неможливість проникнення сторонніх осіб в місця транзитного зберігання.

Для кожного перевезення мають бути визначені зони спостереження та контрольована зона. До контрольованої зони відносяться або приміщення на транспортних засобах з РМ тимчасового зберігання, або території навколо об'єктів, що знаходяться в стані перевезення, або самі транспортні засоби, для яких вимагаються або можуть вимагатися конкретні заходи захисту чи безпеки для організації обов'язкового індивідуального дозиметричного контролю, запобігання або обмеження масштабів потенційного опромінення. Контрольовані зони визначаються на фізичному рівні за допомогою попереджувальних знаків. Вхід до контрольованої зони (в разі необхідності) має бути забезпечений відповідним засобами індивідуального захисту, а вихід — обладнанням для моніторингу радіаційного забруднення поверхні шкіри та одягу.

Для кожного перевезення визначаються такі зони спостереження, як територія навколо РМ, що знаходяться в стані перевезення, в якій доза опромінення персоналу та населення за звичайних умов перевезення РМ не перевищуватиме 1 мЗв на рік (але доза потенційного опромінення може перевищити 1 мЗв на рік). У зоні спостереження має відбуватися періодичний моніторинг радіаційної обстановки. У ПРЗ слід навести Програму моніторингу зон спостереження.

"Аварійне реагування". Наводяться аварійний план та інформація, що підтверджує аварійну готовність організацій, задіяних у перевезенні, до аварій під час перевезення РМ, у тому числі:

відповідальність та повноваження учасників перевезень РМ по відношенню до аварійних умов перевезення;

процедури оповіщення відповідальних осіб та організацій і їх перелік;

засоби оповіщення населення;

рівні втручання та дій при аваріях під час перевезення;

система критеріїв прийняття рішень з визначення виду та класу аварії за масштабом;

сценарії розвитку та вихідні події найбільш вірогідних аварій, таких як пожежа при транспортуванні та транзитному зберіганні, зіткнення транспортних засобів, падіння контейнерів, втрата РМ;

система критеріїв з прийняття рішень щодо визначення невідкладних контрзаходів та рівнів втручання згідно з НРБУ-97;

перелік засобів радіаційного захисту, адекватний ризикам, пов'язаним з аварійними умовами перевезення;

процедури підключення медичних служб при виникненні безпосередньої загрози для життя та здоров'я населення або персоналу.

"Навчання". Містить інформацію про організацію навчань персоналу, який бере участь у перевезеннях по трьох напрямках: загальні питання радіаційної безпеки; питання радіаційної безпеки при перевезеннях; реагування на аварії при перевезеннях РМ. У рамках ПРЗ мають бути розроблені Програма навчань початкового рівня та Програма курсів по підвищенню кваліфікації.

Курс навчань по загальних питаннях радіаційної безпеки містить такі розділи, як: природа іонізуючого випромінювання; ризики, пов'язані з іонізуючим випромінюванням; захист від іонізуючого випромінювання; основні принципи радіаційного захисту; прилади радіаційного контролю; норми та правила.

Курс навчань по спеціальних питаннях радіаційної безпеки при перевезеннях має розкривати специфічні питання, пов'язані із забезпеченням радіаційного захисту персоналу та населення під час перевезень у звичайних умовах, і може бути орієнтованим на перевезення конкретних упаковок, транспортних пакетів або пакувальних комплектів.

Курс навчань з аварійного реагування при перевезеннях РМ має охоплювати такі аспекти: рівні втручання та дій при аваріях під час перевезення; аварійне опромінення персоналу та населення; огляд сценаріїв розвитку та вихідних подій найвірогідніших аварій (пожежа при транспортуванні та транзитному РМ; вивчення системи критеріїв з прийняття рішень щодо визначення невідкладних контрзаходів та рівнів втручання згідно з НРБУ-97; огляд переліку індивідуальних засобів радіаційного захисту у випадку аварій; медичні аспекти аварійного опромінення та заходи щодо надання термінової допомоги).

"Програма забезпечення якості організації радіаційного захисту". Цей розділ є складовою ПРЗ і має задовольняти "Вимогам до Програм забезпечення якості при перевезенні радіоактивних матеріалів" (наказ Державного комітету ядерного регулювання України від 25.07.2006 № 110) та п. 3.6 Правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБПРМ-2006).

Склад та обсяг Програми забезпечення якості щодо питань радіаційного захисту залежить від величини та вірогідності потенційного опромінення персоналу та населення при конкретних перевезеннях і має передбачати:

планові систематичні дії із забезпечення достатньої впевненості в тому, що конкретно указані проектні та експлуатаційні вимоги по відношенню до радіаційного захисту та радіаційної безпеки з урахуванням експлуатаційного досвіду виконуються;

існування інфраструктури для аналізу задач, розробки методології встановлення норм та правил і визначення необхідної кваліфікації для проектування, виготовлення, випробувань, розробки документації, обслуговування, інспекцій щодо кожного перевезення;

перевірку проектів та існування і використання матеріалів з необхідними властивостями, методів виробництва (пакувальних комплектів, транспортних засобів і т. ін.), інспекцій та іспитів, експлуатаційних та інших процедур;

відповідальність керівництва за розробку, реалізацію та забезпечення ПРЗ, укомплектованість персоналом для виконання робіт, пов'язаних з перевезенням РМ, виявлення елементів обладнання транспортних засобів, служб і процесів, що не відповідають встановленим критеріям, та негайне виправлення недоліків; підготовку, редагування, затвердження, випуск, розповсюдження, дозвіл та у відповідних випадках перегляд документів, необхідних для відтворення ПРЗ; створення системи управління документацією, яка забезпечує ідентифікацію, каталогізацію, надійне збереження, ведіння, керування реєстраційними записами та їх видачі; створення системи закупівель, що забезпечує відповідність закуплених матеріалів встановленим критеріям та виконанню відповідних функцій; визначення категорії радіаційно небезпечних робіт, що підпадають під вимоги ОСПУ-2005.

Висновки

Матеріали дослідження можуть бути застосовані при розробці програм радіаційного захисту при перевезенні радіоактивних матеріалів, а також увійти до складу нормативного документу з цього питання.

Список літератури

1. *Правила* ядерной и радиационной безопасности при перевозке радиоактивных материалов ПБПРМ. (НП 306.6.124-2006). — 2006.

2. Закон України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" // Ядерне законодавство. — Т.1. — К.: Видавничий двір, 1999.

3. Закон України "Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання" // Ядерне законодавство. — Т.1. — К.: Видавничий двір, 1999.

4. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97) // Державні гігієнічні нормативи, ДГН 6.6.1.-6.5.001-98.

5. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України. Державні санітарні правила, 6.177-2005-09-02. — 2005.

6. Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Material, Edition Safety Standards Series № TS-G-1.3. IAEA, 2007.

7. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Edition Safety Standards Series No. TS-R-1, IAEA, 2005.

8 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Edition Safety Standards Series No. TS-G-1.1 (ST-2), IAEA, 2002.

9. Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents Involving Radioactive Material, Safety Standards Series No. TS-G-1.2 (ST-3), IAEA, 2002.

Надійшла до редакції 16.01.2009.

УДК621.039.586:004.942+532

Али Калванд, И. В. Казачков

Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт»

Проблема охлаждения расплава кориума в контейнменте в пассивных системах защиты от тяжелых аварий. Часть 2

Рассмотрено несколько пассивных систем защиты от тяжелых аварий, находящихся в разной степени завершенности, дан анализ теплогидравлических проблем и методы их решения для усовершенствования существующих систем или создания новых, более эффективных. Разработанные математические модели и проведенный анализ могут быть полезными при конструировании пассивных систем удержания расплава кориума в контейнменте после его выхода из разрушенного корпуса реактора. Часть 1 статьи опубликована в выпуске № 1 журнала «Ядерна та радіаційна безпека» за 2009 г.

Алі Калванд, І. В. Казачков

Проблема охолодження розплава коріуму в контейнменті в пасивних системах захисту від тяжких аварій. Частина 2

Розглянуто декілька пасивних систем захисту від тяжких аварій, що знаходяться в різних фазах завершеності, надано аналіз теплогідравлічних проблем і методи їхнього розв'язання для вдосконалення існуючих систем або створення нових, більш ефективних. Розроблені математичні моделі та проведений аналіз можуть бути корисними при конструюванні пасивних систем утримання розплава коріуму в контейнменті після його виходу з реактора. Частину 1 статті опубліковано у випуску № 1 журналу «Ядерна та радіаційна безпека »за 2009 р.

Оценки различных авторов показали, что наиболее вероятен разрыв корпуса реактора размером порядка нескольких сантиметров с увеличением его за счет воздействия высокотемпературного агрессивного кориума до 10—20 см. Большинство ученых сошлись во мнении, что множественные разрывы корпуса маловероятны, как и резкий выход всех топливных масс сразу через большой разрыв. После разрыва корпуса в каком-то месте условия для появления новых разрывов не возникают, поскольку разгрузка через образовавшийся разрыв снижает давление по мере выхода расплава из корпуса реактора. Анализу особенностей проникновения струй расплава кориума в бассейн с водой, их фрагментации, образования и деления капель, охлаждения капель и фрагментов топлива, образования слоев частиц топлива и их дальнейшего контролируемого охлаждения посвящены многие работы [40—47]. Концепция простая и эффективная: при проникновении струй расплава кориума в подреакторный бассейн с водой расплав диспергируется и эффективно охлаждается, поэтому данная концепция рассматривается в качестве одного из успешных вариантов ПСЗ реакторов от тяжелых аварий на АЭС.

Интенсивное испарение воды за счет радиационного теплообмена и прямого контакта топлива с охладителем, постоянное изменение физических параметров сред (диаметра струй, состава и температуры кориума), образование газов и пара, появление застывших частиц и т. п. требуют глубокого изучения для успешного применения таких систем. Моделирование этих явлений в их взаимодействии пока не представляется возможным из-за отсутствия адекватных уравнений для их описания, хотя уже имеется несколько компьютерных кодов для решения части этих проблем. Исследовались явления проникновения струй в бассейн, устойчивость и фрагментация струй вследствие развития неустойчивости. Определены основные особенности проникновения струй для двух предельных случаев — тонких (порядка 1 см в диаметре) и толстых (порядка 10 см в диаметре) — в бассейн с водой и установлен, например, такой важный параметр, как глубина проникновения в бассейн неразрушенной (сплошной) части струи [40—47].

Моделирующие жидкости для экспериментального исследования охлаждения расплава кориума водой

Рассмотренные явления взаимодействия расплава кориума с охладителем и другими материалами свидетельствуют о сложной картине происходящих гидродинамических и тепловых процессов. Многие из них относятся к малоизученным классам динамики многофазных многокомпонентных сред. Однако поскольку эти процессы определяют особенности протекания аварий в контейнменте АЭС и, следовательно, предопределяют специфику функционирования ПСЗ, их детальное моделирование для различных гипотетических аварийных сценариев — важнейший этап разработки ПСЗ. К сожалению, для многих из этих явлений и систем, представляющих собой многофазные многокомпонентные системы с интенсивными фазовыми превращениями в условиях высокотемпературного тепло- и массопереноса, подходы к моделированию пока четко не проработаны. В настоящее время имеются лишь отдельные апробированные модели многофазных систем, но они имеют узкое применение, поскольку замыкающие соотношения

по локальному взаимодействию фаз (интенсивности фазового перехода и массообмена, силы взаимодействия фаз, локальные тепловые потоки между фазами) получены только в отдельных случаях — для каких-то определенных упрощенных ситуаций.

В отделе ядерной безопасности Королевского технологического института (NPS/RIT, Стокгольм, Швеция) в проекте DECOBI проведены работы по моделированию взаимодействия расплава кориума с водой, подаваемой в слой расплава снизу через систему отверстий в основании [31—35, 39 из части 1 статьи], в связи с обоснованием концепции COMET. В экспериментах использовали моделирующие жидкости, представленные в табл. 1 и 2.

Таблица 1. Физические свойства жидкостей, моделирующих бассейн кориума

Параметр	Вода	Кориум	КБ оксид	Парафин	Соль
ρ, кг/м^3	1000	8000	7000	880	1900
ν, м/с^2	10^{-6}	$0{,}6\times10^{-6}$	$5{,}7\times10^{-4}$	$0{,}74\times10^{-4}$	$0{,}2\times10^{-5}$
λ, Вт/(м·К)	0,6	3	1,5	0,2	0,4

Таблица 2. Физические свойства жидкостей, моделирующих охладитель

Жидкость	ρ, кг/м^3	μ, Па·с	c_p, Дж/(кг·К)	$T_и$, К	λ, Дж/кг
Вода	0,6	10^{-3}	4200	373	2×10^6
Пентан	2,1	$2{,}4\times10^{-4}$	2300	309	$0{,}36\times10^6$
Азот	1,1	$1{,}8\times10^{-4}$	1820	77	$0{,}2\times10^6$

Примечание. В табл. 1 и 2 ρ —плотность, ν — кинематический коэффициент вязкости, λ — коэффициент теплопроводности, μ — динамический коэффициент вязкости, c_p — удельная теплоемкость, $T_и$ — температура испарения, λ — удельная теплота парообразования.

Таблица 3. Физические свойства расплавов кориума и моделирующих расплавов

Свойства расплава	Кориум (UO_2 – ZrO_2) (80 – 20 %)	CaO – B_2O_3 (30 – 70 %)	MnO – TiO_2 (78 – 22 %)	CaO – WO_3 (5 – 95 %)	Al_2O_3
Точка плавления, К	2900	1300	1650	1525	2300
Плотность, кг/м^3	8000	2500	4500	6500	2500
Вязкость, Па·с	0,005	0,1–0,3	—	—	0,004
Теплопроводность, Вт/(м·К)	10	3,0	—		8
Поверхностное натяжение, Н/(м·К)	1,0	0,15	—	—	0,5
Теплоемкость, Дж/(кг·К)	540	2200	900	500	775
Теплота плавления, кДж/кг	360	460	—	70	1000

Физические свойства расплава кориума и расплавов, использованных в экспериментах для моделирования кориума, приведены в табл. 3, где процентное содержание компонент весовое. Для изучения влияния свойств жидкостей на закономерности их перемешивания при охлаждении расплава проведены серии экспериментов с моделирующими жидкостями низкой, а также средней и высокой температур плавления [32—35, 37—39 из части 1]. Так, в экспериментах с жидкостями средней и высокой температуры плавления взяты свинец и бинарный оксид, содержащий, соответственно, 30 весовых частей CaO и 70 весовых частей B_2O_3.

Экспериментальная установка

Схема лабораторной установки дана на рис. 5 [32, 33, 37 из части 1].

Наборы термопар регистрировали динамику распределения температур смешивающихся компонентов в области охлаждаемого расплава. Показания снимались системой ЛабВью, имеющей удобные средства обработки, отображения и передачи данных. Скоростная фото- и видеосъемка процессов перемешивания расплавов с охладителем совместно с регистрацией распределения температур в объеме позволили изучить основные особенности явлений. Примеры измерений и фотографии процессов представлены на рис. 6—8 для высокотемпературных моделирующих жидкостей [34, 35, 39 из части 1]. Пять с половиной литров расплава окислов кальция и ванадия ($CaO+WO_3$) пролили в установке для охлаждения расплава водой. Начальная температура расплава была равна 1250 °С. Охладитель (вода) подавался через 5 сопел в днище емкости с расплавом. Полученный пористый материал застывшего расплава показан на рис. 6. Сразу после заполнения емкости расплавом через верхний металлопровод, сопла на днище емкости открывались за счет расплавления свинцово-висмутовых пробок (температура плавления 130 °С). Максимум давления инжекции охладителя (рис. 7) составлял 0,6 бар

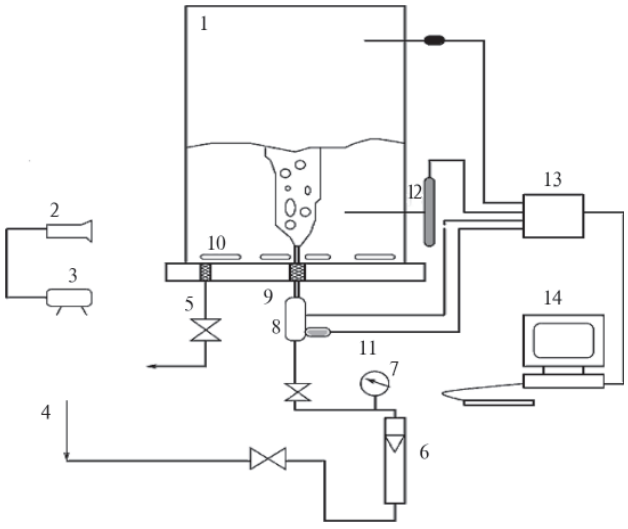


Рис. 5. Схема установки охлаждения расплава струями снизу:
1 — бак с охлаждаемой жидкостью;
2 — регистрирующая фото(видео)камера; *3* — штатив;
4 — система подачи охладителя; *5* — дренажное устройство;
6 — расходомер; *7* — манометр; *8* — система подачи воды; *9* — сопло;
10 — электронагреватели; *11* — нагнетатель; *12* — регистрирующие термопары;
13 — система регистрации; *14* — ПЭВМ

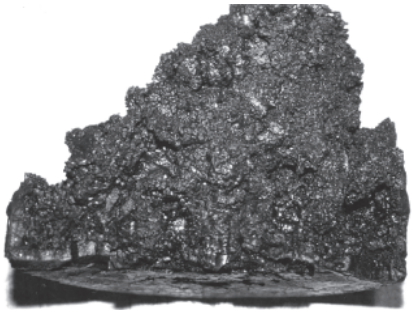


Рис. 6. Пористый материал $CaO+WO_3$, полученный при охлаждении водой

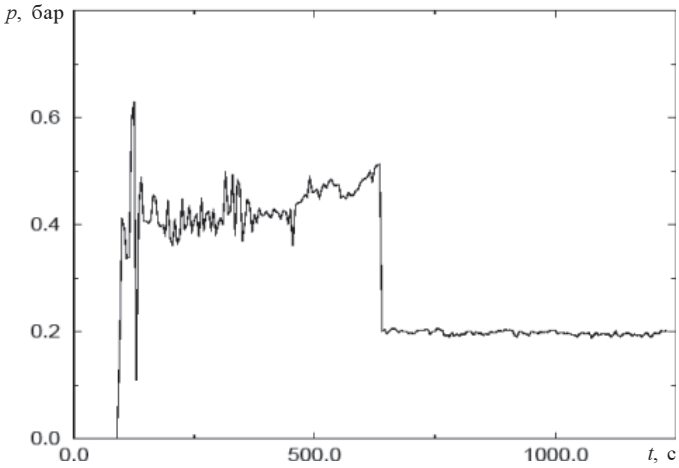


Рис. 7. Изменение давления охладителя во времени

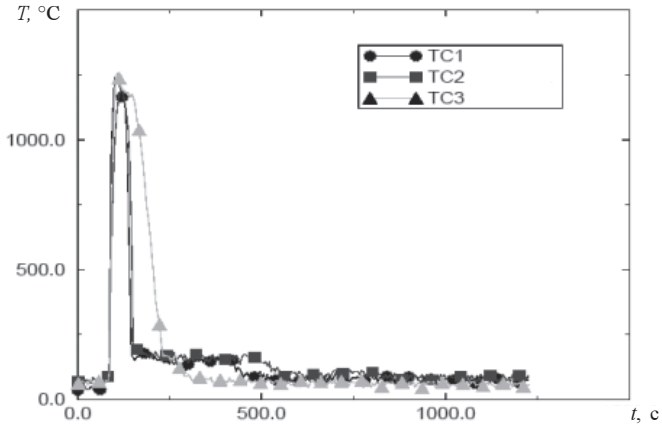


Рис. 8. Изменение температуры расплава в трех точках области во времени

и колебался в районе 0,4 бар. Полученный материал имеет высокую пористость (порядка 38 %), равномерно распределенную по объему. Все 5 сопел сработали успешно.

Термопары в трех точках объема показали резкое охлаждение и застывание расплава примерно за 40 с (рис. 8).

Охлаждение и застывание расплава в концепции COMET

Можно утверждать, что охлаждение и застывание расплава происходит быстро. При этом давление в нижней части порядка 0,15 бар. По замыслу авторов концепции COMET, урансодержащий слой тяжелых оксидов должен изменить свою плотность (8 кг/л) с помощью соединений относительно легких элементов и «всплыть» над слоем металлического расплава с плотностью около 6 кг/л, предотвратив весьма опасные для локализации кориума явления. Главное — не допустить скопления тяжелой тепловыделяющей урансодержащей части расплава в донной области, где тепло плохо отводится и кориум может проплавлять материалы под ним: теплоизоляцию, металлоконструкции и затем бетон фундамента с выходом из-под контейнмента в грунт. Именно поэтому разработчики Сименса решили добиться изменения состава тяжелой фракции путем «растворения» в ней относительно легкой керамики. Этим обеспечивается перемещение основной зоны тепловыделения в верхнюю часть, где тепло отводится лучеиспусканием, а после завершения всей инверсии фракций — к орошающей воде из баков запаса теплоносителя.

До завершения процесса инверсии и опускания металлической фракции вниз недопустимо подавать воду на расплавленный металл, так как при этих условиях вода, взаимодействуя с металлом, образует большое количество водорода. С учетом бурного парообразования эта реакция носит взрывной характер. Инверсия слоев расплавленного кориума — необходимое условие работы данной ловушки. Вопрос выбора жертвенных материалов пока однозначно не решен [18, 19 из части 1]. Одна из основных причин — невозможность обосновать свойства и поведение системы UO_2—ZrO_2—«жертвенный материал» (ЖМ) ввиду отсутствия данных по таким тройным системам. На данной стадии разработки ловушки EPR в выборе ЖМ остановились на смеси оксидов железа Fe_2O_3 и кремния SiO_2. Эти трудности концепции вызывают сомнение в том, что ее удастся полностью обосновать.

Интенсивный теплосъем при охлаждении кориума расплавлением блоков с высокой теплоемкостью

В настоящее время ведется строительство двух энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000/428 в Китае. Проект адаптирован для условий Таньваньской АЭС. Выполнен ряд анализов и обоснований безопасности. В проекте внедрены модернизации и усовершенствования на основе опыта эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000/320. Впервые в мире на АЭС с легководным теплоносителем разработано и реализуется устройство локализации расплава (УЛР) активной зоны (ловушка расплава) для защиты фундаментной плиты

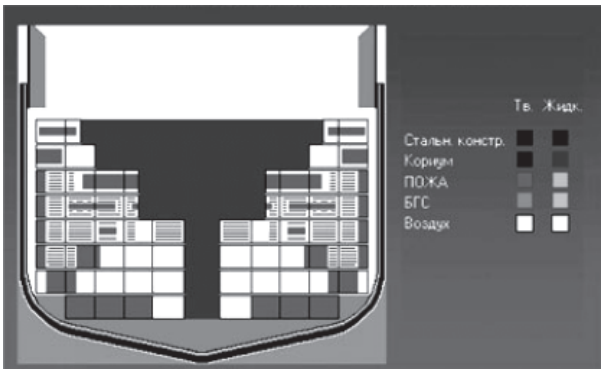


Рис. 9. Расчет физико-химических взаимодействий в ловушке расплава

реактора от проплавления [48—50]. В проекте исключены физические явления, связанные с тяжелыми авариями, способные угрожать целостности контейнмента (обосновано в отчете по безопасности): паровой взрыв в корпусе реактора и взрывы водорода; повторная критичность активной зоны или расплава; паровые взрывы вне корпуса реактора и прямой нагрев контейнмента; воздействие расплава на пол и стены подреакторного помещения; летящие предметы; долговременное повышение давления на поздних стадиях тяжелой аварии (НИР по возможности отказа от системы фильтруемого сброса среды из защитной оболочки). Система использует пассивные принципы функционирования.

Запас охлаждающей воды рассчитан на 24 ч работы без внешнего энергопитания и подачи охладителя. Проект прошел международные экспертизы и получил одобрение. Заказчик и международные эксперты проявили большой интерес к решению проблемы тяжелых аварий, поскольку на реакторе EPR работы ведутся с 1993 г., затрачено примерно 780 млн DM, однако полного обоснования конструкции пока нет. Обоснование характеристик защитной оболочки ВВЭР-1000 выполнено СПбАЭП, координирующим НИОКР по обоснованию безопасности АЭС с ВВЭР [51, 52]. Расчет физических процессов в ловушке по коду DINCOR [53, 54] представлен на рис. 9.

Захолаживание расплава в ловушке обеспечивается отводом тепла к воде в теплообменниках. Кроме того, в ловушке размещен жертвенный материал (смесь легких оксидов Fe_2O_3 и Al_2O_3), взаимодействие расплава с которым обеспечивает снижение температуры и плотности кориума, уменьшение тепловых потоков на стенке теплообменника и гарантированную подкритичность расплава, а также минимизирует выход из ловушки водорода и радиоактивных продуктов деления.

Моделирование тяжелых аварий для обоснования пассивных систем защиты

Проведенный анализ пассивных систем защиты от тяжелых аварий и методов их моделирования свидетельствует об актуальности проблемы и большой сложности высокотемпературных теплогидравлических процессов в многокомпонентных многофазных системах. Для нескольких вышерассмотренных ПСЗ определяющими являются процессы распространения расплава кориума в подреакторном пространстве с водой. Закономерности малоизученных случаев движения струй кориума в воде включают неустойчивость и фрагментацию струй, влияние интенсивного парообразования при взаимодействии воды с расплавом на дробление струй и капель, размеры образуюшихся частиц кориума после застывания в бассейне, максимальную глубину проникновентя струи в бассейн и т. д. Особенно интенсивно работы в этом направлении проводились в последние два десятилетия во всем мире, глубоко и систематически данные явления исследовались как теоретически, так и экспериментально в Швеции, Королевский технологический институт, отдел ядерной безопасности (проф. Б. Р. Сегал, Т. Н. Динх, И. В. Казачков, д-р Б. В. Ань, Т. Окконен, Р. Р. Нургалиев, О. Х. Харальдссон [1, 2 из части 1, 40, 41, 43]); в США, Центр исследований риска при Калифорнийском университете в Санта-Барбаре (проф. Т. Теофанус с сотрудниками); в Японии (проф. Ю. Маруяма, Дж. Сугимото, д-р Хьюн Сан Парк [40]) и др.

И. В. Казачков с сотрудниками [1—4 из части 1, 40] установил формулы для глубины проникновения тонких и толстых струй в бассейн с водой в виде функций чисел Фруда и отношения плотностей кориума и воды в бассейне, которые хорошо коррелируются с известными экспериментальными данными, в частности хорошо подтвержденной формулой Сайто для глубины проникновения струи в бассейн. Т. Н. Динх с сотрудниками [38 из части 1] экспериментально и расчетами на ЭВМ исследовал влияние диапазонов разброса основных физических свойств кориума и обосновал ПСЗ от тяжелых аварий на основе применения бассейна с водой в подреакторном пространстве.

Что касается вышеупомянутой системы КОМЕТ, предложенной в Исследовательском центре Карлсруе (ИЦК), которая пока до конца не обоснована, то по ней выполнено много основательных теоретических и экспериментальных работ. Эксперименты, включая установку больших масштабов с реальным расплавом ядерного топлива, проводились в ИЦК. Получены результаты, на основе которых концепция получила развитие и дальнейшее обоснование. Лабораторные установки, работающие на различных модельных сплавах, создали и успешно применили для исследований в отделе ядерной безопасности Королевского технологического института, где также были проведены многочисленные теоретические исследования взаимодействия высокотемпературного расплава с охладителем: (Дж. Грин, Т. Н. Динх, Р. Р. Нургалиев, И. В. Казачков, Д. Палладино, А. Тертан, Х. С. Парк и др. [16, 32—35 из части 1]). В частности, были установлены особенности турбулентного смешения расплава с охладителем при разных физических свойствах расплава и охладителя, а также особенности застывания расплава. Например, при высокой вязкости расплава получаются отдельные каналы в застывшем расплаве, при средней — разветвленные каналы типа дерева с ветками, при малой — хорошо развитая объемная пористость. Картина сложная и зависит от соотношения физических свойств: теплопроводности, теплоотдачи, теплоемкости, теплоты фазового перехода, поверхностного натяжения и т. д.

Для дальнейшего контроля теплового состояния застывшего кориума пригодна только высокопористая однородная структура, иначе обеспечить равномерное охлаждение кориума невозможно: вследствие постоянной внутренней генерации тепла радиоактивным материалом возможно повторное расплавление части кориума. Это — одна из причин, по которым данная концепция пока до конца не обоснована несмотря на огромные затраченные средства и усилия. Исследовались и другие варианты ПСЗ: охлаждение частиц кориума подаваемой в слой снизу, сверху, сверху и снизу водой (Т. Н. Динх и И. В. Казачков, М. Ю. Коновалихин и др.). Получены закономерности высокоинтенсивного охлаждения частиц и найдено явление локального аномального разогрева в области за счет нелинейного коэффициента теплопроводности пара [26, 27 из части 1]. Последнее может хаотизировать процесс охлаждения расплава, поэтому данное явление необходимо исследовать и учитывать в расчетах.

При моделировании растекания расплава по основанию контейнмента установили, что расплав останавливается примерно в том месте, где он потерял половину энтальпии. Причиной является резкое повышение вязкости такой смеси вследствие значительного объемного содержания застывших фрагментов. Хотя теплогидравлические процессы отличаются сложностью и плохо поддаются какому-либо моделированию, такая простая оценка очень ценна для решения вопроса о размерах занимаемой расплавом кориума области основания контейнмента, где его можно локализовать и поддерживать в контролируемом состоянии.

Выводы

На основе проведенного анализа проблемы моделирования тяжелых аварий на АЭС и построения пассивных систем защиты от аварий поставлены и обоснованы задачи исследований, связанные с охлаждением расплава кориума в контейнменте. В качестве таких задач ставятся:

1. Изучение особенностей плавления блоков в среде высокотемпературного расплава кориума.

2. Исследование особенностей теплогидравлических процессов при взаимодействии расплава кориума с охладителем для разного количества расплавляемых блоков.

3. Определение влияния неопределенности физических свойств кориума на поведение системы.

4. Установление закономерностей взаимовлияния различных свойств кориума на его поведение в системе пассивной защиты от тяжелых аварий.

5. Получение практически полезных выводов для конструирования и работы пассивных систем защиты АЭС от тяжелых аварий.

При внедрении струй в воду возникает множество сложных физических явлений, которые являются малоизученными: интенсивное испарение воды за счет радиационного теплообмена и прямого контакта топлива с охладителем, постоянное изменение физических параметров и свойств сред (диаметра струй, состава и температуры кориума и т. д.), образование газов и пара, появление застывших частиц и т. п. Моделирование всей совокупности этих явлений в их динамическом взаимодействии пока не представляется возможным ввиду отсутствия адекватных замкнутых систем уравнений для их описания, хотя к настоящему времени уже имеются компьютерные коды, моделирующие многофазные многокомпонентные системы.

Наиболее перспективные системы пассивной защиты от тяжелых аварий свидетельствует о важности работ по моделированию удержания расплава кориума внутри контейнмента для успешного решения проблемы обоснования безопасности станций. Хотя достигнуты заметные успехи, проблема остается актуальной и требует дальнейших исследований. Основные концепции, принятые к внедрению в системах пассивной защиты от тяжелых аварий, — это бассейн с водой в подреакторном пространстве и несколько западных версий концепции COMET, а также устройство локализации расплава российской разработки, успешно прошедшие модельные испытания, расчетное обоснование и внедряющиеся на существующих и строящихся реакторах. Многочисленные перспективные разработки реакторов третьего и четвертого поколений находятся в разной стадии готовности и требуют детальных испытаний и проверки, особенно концепции реакторов четвертого поколения ввиду резкого роста удельных энергоемкостей и соответствующего усугубления всех отмеченных проблем безопасности реакторов. Ведутся также разработки принципиально новых реакторов четвертого поколения.

На основе проведенного анализа ПСЗ от тяжелых аварий поставлены и обоснованы задачи моделирования теплогидравлических процессов при охлаждении и застывании топлива, а также его управляемом поддержании в контролируемом состоянии в течение требуемого времени.

Список литературы

40. *Park H. S., Kazachkov I. V., Sehgal B. R., Maruyama Y. and Sugimoto J.* Analysis of plunging jet penetration into liquid pool with various densities// Abstr. 3rd Int. Conf. Adv. in Fluid Mechanics 2000, 24–26 May, Montreal, Canada. — P. 56—59.

41. *Kazachkov I. V., Dinh T. N., Haraldsson H. O. and Sehgal B. R.* Non-linear mathematical model of a thick jet penetration into liquid pool. Report NPS Div., Royal Inst. of Technol. Sthlm. — 1999. — 23 p.

42. *Spindler B., Brayer C., De Cecco L. and Pineau D.* Assessment of thema code against spreading experiments/ OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability. — Karlsruhe, Germany. — November, 1999. — P. 176.

43. *Okkonen T.* Melt-Water Interactions in a reactor containment: from integrated assessment to phenomenological studies // Ph.D. thesis. — RIT/NPS. — Stockholm. — 1998. — 85 p.

44. *Bradley D .R.* Modeling of heat transfer between core debris and concrete // Proc. 25th National Heat Transfer Conf. — Huston, TX. — 1988. — P. 132–135.

45. *Levy S.* Heat transfer during molten corium-concrete interactions // Int. J. Nuclear Engineering and Design. — 1994. — 151. — P. 235–246.

46. *Takada Shoji.* Research and development on passive cooling system // Nuclear Engineering and Design. — 2004. — 233. — P. 185–195.

47. *Burgazzi L.* Evaluation of uncertainties related to passive systems performance // Nuclear Engineering and Design. — 2004. — 230. — P. 93–106.

48. *Асмолов В. Г.* Концепция управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР // Сб. трудов научно-практического семинара «Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР. Исследования процессов при запроектных авариях с разрушением активной зоны» (С.-Петербург, 12—14 сентября 2000 г.). — Т. 1. — С. 1–21.

49. *Асмолов В. Г., Кухтевич И. В., Безлепкин В. В. и др*. Концепция локализации расплава кориума на внекорпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000. — Там же, с. 23–35.

50. *Асмолов В. Г., Загрязкин В. Н., Вишневский В. Ю., Дьяков Е. К.* Выбор жертвенного материала ловушки расплава для реактора ВВЭР-1000. — Там же, с. 141–160.

51. *Игнатьев А. И., Киселёв А. Е., Семенов В. Н. и др*. ГЕФЕСТ: численное моделирование процессов в нижней части реактора ВВЭР при тяжёлой аварии: Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2003-13. — М., 2003. — 31 с.

52. *Удалов Ю. П., Морозов Ю. Г., Гусаров В. В. и др*. Расчётное и экспериментальное исследование взаимодействия расплава кориума с жертвенным материалом // Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР // Тр. научно-практического семинара, Санкт-Петербург, 12—14 сентября 2000 г. — С. 161.

53. *Ефанов А .Д., Кумаев В. Я., Лебезов А. А., Астахов В. К.* Разработка кода DINCOR-DGR для численного моделирования динамики плавления элементов и корпуса реактора ВВЭР-1000 кориумом в процессе тяжелой аварии // Тезисы докладов отраслевой конф. «Теплофизические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)». — Обнинск, 29–31 мая 2001 г. — С. 227–229.

54. *Кумаев В. Я., Лебезов А. А., Астахов В. К.* Разработка кода DINCOR-DGR для численного моделирования динамики плавления элементов и корпуса реактора ВВЭР-1000 кориумом в процессе тяжелой аварии // Доклады 2-й Всероссийской научно-техн. конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 19–23 ноября 2001 г. — С. 111–112.

Надійшла до редакції 29.12.2008.

УДК621.039

А. В. Носовский[1], В. Н. Васильченко[1], А. А. Ключников[2]

[1]*Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности*
[2]*Институт проблем безопасности атомных станций НАН Украины*

Управление ядерными знаниями — необходимое условие реализации энергетической стратегии Украины

Рассмотрены актуальные проблемы сохранения ядерных знаний, показана необходимость создания национальной системы управления ядерными знаниями в Украине, основанная на рекомендациях МАГАТЭ и практическом опыте других стран. Приведены общие организационные и методические рекомендации по созданию такой системы.

А. В. Носовський, В. М. Васильченко, О. О. Ключников

Керування ядерними знаннями — необхідна умова реалізації енергетичної стратегії України

Розглянуто актуальні проблеми збереження ядерних знань, показано необхідність створення національної системи керування ядерними знаннями в Україні, заснованої на рекомендаціях МАГАТЕ та практичному досвіді інших країн. Наведено загальні організаційні та методичні рекомендації зі створення такої системи.

Стратегией развития топливно-энергетического комплекса Украины до 2030 г. предусматривается увеличение производства электроэнергии атомными электростанциями путем строительства новых энергоблоков и продления сроков эксплуатации имеющихся. Перед отраслью стоят важные задачи, такие как повышение безопасности действующих энергоблоков АЭС; снятие с эксплуатации энергоблоков АЭС, выработавших свой ресурс; развитие элементов ядерного топливного цикла, уранодобывающей отрасли, циркониевого производства; обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, а также окончательное захоронение РАО.

При этом достаточно проблематично представить, что все эти задачи могут быть решены только силами ныне имеющихся в Украине специалистов. Одним из ограничений является высокий средний возраст специалистов-ядерщиков. Поэтому крайне важной становится задача подготовки нового поколения молодых специалистов, а также сохранения и передачи знаний от стареющих кадров молодому поколению, пришедшему им на смену. Управление знаниями как самостоятельное направление появилось именно в ядерной отрасли, когда то поколение, которое проектировало, строило, вводило в эксплуатацию АЭС во всем мире, достигло пенсионного возраста [1].

Для реализации стратегических задач ядерной отрасли необходимы квалифицированные кадры, способные не только эксплуатировать ядерные установки, но и заниматься вопросами их проектирования, строительства, наладки, ремонта и снятия с эксплуатации, а также обеспечивать качественное регулирование ядерной и радиационной безопасности. В настоящее время в Украине, как впрочем, и во многих других странах, ощущается нехватка квалифицированных специалистов. Задача сбора, сохранения и передачи ядерных знаний в Украине актуальна не только для отраслевых структур, занимающихся вопросами развития ядерных технологий, но и для многих других ведомств и организаций, связанных с этой тематикой, в том числе и высших учебных заведений, ведущих подготовку специалистов-ядерщиков.

Управление ядерными знаниями

Понимая актуальность и значимость этой проблемы, Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) подготовило программу по управлению и сохранению ядерных знаний. Программа состоит из таких элементов, как разработка регулирующих и методических документов; образование и подготовка персонала в ядерной науке и смежных областях; выполнение специальных проектов в области управления ядерными знаниями и поддержка внутренних информационных ресурсов и порталов. Основной целью программы является создание культуры управления ядерными знаниями [2].

В 2006 г. МАГАТЭ опубликовало технический отчет «Управление знаниями для эксплуатирующих организаций ядерной индустрии (TECDOC-1510)», в котором управление знаниями определено как интегрированный, систематический подход к процессам получения, преобразования, распространения, использования, передачи и сохранения знаний, направленных на достижение определенных целей.

Управление знаниями представляет собой целостный подход, ориентированный на управление как техническими,

так и человеческими ресурсами. Эффективное управление знаниями требует внимания и концентрации корпоративных знаний, а не просто знаний, имеющихся у конкретного индивидуума. МАГАТЭ рекомендовало для достижения эффективной эксплуатации и поддержания высокого уровня безопасности ядерных объектов использовать подход, включающий активное управление знаниями как стратегическим ресурсом.

В МАГАТЭ создана международная информационная система по ядерной энергетике (INIS), в которой имеется специализированная справочная база данных более чем из 2,8 миллиона записей о мирных направлениях использования ядерных технологий [3]. Система INIS охватывает широкий спектр информации — от фундаментальных исследований, инжиниринга, технологий, охраны здоровья и окружающей среды до социально-экономических и политических аспектов ядерной энергетики.

В 2002 г. бельгийский центр ядерных исследований SCK CEN начал разработку собственного практического подхода к управлению ядерными знаниями. Это решение было вызвано старением кадрового состава как в атомной промышленности в целом, так и в самой организации в частности. Накопленные SCK CEN знания отражают более чем 50-летний опыт работы центра в области ядерных исследований, которые охватывают концепции ядерных реакторов, вопросы воздействия излучений на материалы и живые организмы, знания в области взаимодействия и распространения радиоактивных веществ в биосфере, геосфере, организме человека и пищевых цепочках [4]. Специалисты центра работают над сохранением и распространением этих важных знаний и опыта с целью развития инноваций как для роста собственно центра, так и для долгосрочного сохранения результатов межотраслевых исследований и обеспечения доступа к ним для различных заинтересованных организаций, государственных структур и ученых. Программа управления знаниями используется для поддержания роста научного потенциала центра: проводятся обучающие курсы в различных областях ядерной науки и техники, что помогает сохранить имеющиеся знания и практический опыт, обеспечить эффективную ротацию кадров и, соответственно, качественное решение оперативных научно-технических задач.

Все эти примеры особо важны для Украины, поскольку в нашей стране до сих пор отсутствует национальная программа сохранения и управления ядерными знаниями. Как правильно утверждает Я. Янев — руководитель программы МАГАТЭ по управлению и сохранению ядерных знаний, — «даже если в государстве не вводятся новые ядерные энергоблоки, правительство не имеет права уходить от ответственности за безопасное обращение с уже существующими объектами и должно вывести их из эксплуатации. При этом потребность в ядерных знаниях и соответствующих специалистах будет существовать еще столетия» [5]. В условиях провозглашенной стратегии развития ядерной энергетики в Украине такая программа обязательно должна быть разработана и активно поддерживаться.

Создание системы управления ядерными знаниями в Украине

Управление знаниями представляет собой процесс создания интеллектуальных ценностей на основе имеющейся на предприятиях информации и знаний. Так или иначе, но на большинстве украинских предприятий такая работа проводится. Например, в Государственном научно-техническом центре по ядерной и радиационной безопасности (ГНТЦ ЯРБ), находящемся в ведении Государственного комитета ядерного регулирования Украины, работа по сохранению и распространению ядерных знаний на системной основе началась с 1994 г. Были созданы и поддерживаются в актуальном состоянии компьютерные базы данных практически по всем направлениям деятельности ГНТЦ ЯРБ. Совместно с Институтом проблем безопасности атомных станций Национальной академии наук Украины зарегистрирована книжная серия научных и учебных изданий «Безопасность АЭС». В этой серии на сегодняшний день издано семь монографий и учебных пособий для высших учебных заведений, в которых обобщены современные знания в области ядерных технологий. Эти книги распространяются по предприятиям отрасли и высшим учебным заведениям Украины.

Знания, созданные в прошлом и формирующиеся в настоящее время, представляют собой огромную ценность для будущих научных исследований, технических экспертных работ, разработок новых нормативных документов в сфере ядерной и радиационной безопасности, поскольку в их создание вложены огромные научные, человеческие и финансовые ресурсы. Система управления качеством ГНТЦ ЯРБ обеспечивает отслеживание явных и неявных знаний и научно-технической информации, подтверждение ее правильности, поддерживает общий уровень профессионализма. Вся научная продукция фиксируется и оценивается в соответствии с процедурами качества. Научные сотрудники ГНТЦ ЯРБ обмениваются своими знаниями посредством публикаций в журнале «Ядерна та радіаційна безпека» и других периодических научных изданиях, а также докладывают свои результаты на научных форумах и конференциях.

Однако системный подход к управлению знаниями требует эффективного использования и распространения имеющихся знаний с помощью современных компьютерных технологий. Поэтому в настоящее время в Харьковском филиале ГНТЦ ЯРБ выполняется пилотный проект по созданию одного из модулей системы управления ядерными знаниями по направлению «Информационные и управляющие системы АЭС».

Органы государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности — Государственный комитет ядерной безопасности, Министерство здравоохранения Украины и другие — имеют непосредственный интерес к созданию системы управления ядерными знаниями. Так, знания в области безопасности, лежащие в основе проектирования ядерных установок, представляют собой знания, имеющие существенное значение для процесса лицензирования, а также выполнения государственных экспертиз, связанных с рассмотрением изменений в проектной и эксплуатационной документации при модернизации ядерной установки или ее систем безопасности. Информация о дозах облучения персонала и населения как при нормальной эксплуатации установки, так и в аварийных ситуациях необходима для регулирования безопасности. Данные об эксплуатационном опыте, а также опыте ликвидации последствий нарушений в работе ядерной установки, и в особенности радиационных аварий [6], также являются важной составляющей системы подготовки кадров для отраслевых структур и органов регулирования безопасности.

Поэтому Государственный комитет ядерного регулирования Украины инициировал масштабный проект

с Европейским Союзом, который, как нам кажется, будет способствовать созданию в органе государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности Украины системы управления ядерными знаниями, основанной на опыте европейских государств.

Конечно, в первую очередь система управления ядерными знаниями необходима органу государственного управления атомной энергетикой — Министерству топлива и энергетики Украины, а также эксплуатирующей организации — Национальной энергогенерирующей компании «Энергоатом», включая ее обособленные подразделения — атомные станции. К этой же группе необходимо отнести Национальную академию наук Украины с ее научными организациями.

Информацию и знания, важные для эксплуатации ядерных объектов, необходимо сохранять начиная с исследований и разработок НИОКР, проектирования, строительства, эксплуатации, модернизации, ремонта и технического обслуживания и заканчивая снятием их с эксплуатации.

Накопление знаний, полученных из опыта эксплуатации ядерной установки, имеет важное значение для проведения ее модернизации и обучения персонала, а информация о величинах радиоактивного загрязнения оборудования и материалов во время эксплуатации ядерной установки необходима для планирования последующих работ по снятию ее с эксплуатации.

В состав системы ядерных знаний на АЭС могут входить следующие элементы:

документы системы управления качеством;

процедуры по ядерной, радиационной, пожарной, санитарной и общетехнической безопасности;

административные процедуры;

эксплуатационные процедуры и инструкции;

противоаварийные планы;

проектная и техническая документация;

отчеты по анализу безопасности;

данные об индивидуальных и коллективных дозах облучения, уровнях радиоактивного загрязнения поверхностей оборудования и материалов;

информация об уровнях радиационного и экологического воздействия на окружающую природную среду;

документы по управлению изменениями и модернизацией;

документы по обучению и проверке знаний персонала, учебные программы, программы инструктажей;

отчеты по анализу внутренних и внешних событий, отчеты о нарушениях;

корректирующие мероприятия и отчеты об их выполнении;

документы по управлению человеческими ресурсами, включая планы по набору персонала и результаты периодической аттестации, и т. п.

На всех АЭС существуют процедуры по получению, хранению и использованию значительной части перечисленной выше информации. Внедрение программы управления ядерными знаниями заключается только в повышении эффективности имеющихся процедур с использованием следующих мероприятий:

выявления эксплуатационных и связанных с безопасностью рисков, вызванных пробелами в знаниях (риск утраты знаний, критически важных для АЭС);

повышения ценности имеющихся знаний при помощи механизмов облегчения извлечения информации с любого рабочего места, а также через интегрированные системы и банки данных;

превращения неявных знаний в документированные;

повышения эффективности эксплуатации и уровня безопасности путем создания новых знаний и улучшения доступа к существующим;

постоянного извлечения уроков из опыта эксплуатации с применением методов долговременного усвоения знаний;

передачи знаний молодым специалистам.

При внедрении процесса управления ядерными знаниями необходимо понимание, что знание — фундаментальный ресурс развития отрасли. Создавать такое понимание надо на национальном и отраслевом уровнях. Чтобы достичь высокого уровня безопасной эксплуатации, нужно сделать процесс управления ядерными знаниями неотъемлемой частью культуры безопасности. Эффективное использование знаний способно принести организации экономические выгоды. Для предприятий атомной отрасли этот процесс напрямую связан и с обеспечением безопасности; следовательно, сохранение и управление знаниями в атомной отрасли — процесс важный, требующий серьезного системного подхода.

Еще один орган государственного управления — Министерство по чрезвычайным ситуациям — крайне заинтересован в создании системы управления ядерными знаниями в части, касающейся вопросов ликвидации аварийных ситуаций, обращения с радиоактивными отходами, снятия с эксплуатации энергоблоков Чернобыльской АЭС и преобразования объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему.

Конечно, пользователями такой системы должны быть и высшие учебные заведения, готовящие специалистов ядерного профиля. Несмотря на постоянно проводимые реформы системы высшего образования, до настоящего времени вузам, готовящим специалистов для АЭС, удается обеспечивать приемлемый уровень подготовки квалифицированных инженеров. Тем не менее, вопрос может стать крайне острым уже в самое ближайшее время, что связано с проблемами, которые обусловлены моральным старением и даже полным разрушением лабораторной базы, а также старением профессорско-преподавательского состава высших учебных заведений [7].

Подготовка специалистов, способных работать в такой сложной и потенциально опасной отрасли, как атомная энергетика и промышленность, требует, помимо общей технической грамотности, большого объема практических навыков. В первую очередь речь идет об умении работать с ядерными технологиями, источниками ионизирующих излучений. Именно в лабораториях высшего учебного заведения закладывается фундамент практических навыков, которые студенты должны использовать в будущей производственной деятельности. Но большинство отечественных вузовских лабораторий уже не отвечают современным требованиям: старое оборудование давно пришло в негодность, а новое современное, которое используется на АЭС, вообще отсутствует. Сюда же необходимо добавить недостаточность, а порой и полное отсутствие современной учебной литературы и методического обеспечения.

Для специалистов, готовящихся к работе в ядерной отрасли, ограничивать всю специальную подготовку только общим курсом ядерной физики и очень небольшими обзорными, а потому в основном теоретическими специальными курсами в рамках учебного процесса явно недостаточно и, более того, просто опасно с точки зрения практической работы такого выпускника в ядерной отрасли. Компенсировать недостаток практических навыков и теоретической

подготовки в ходе дальнейшего обучения молодого специалиста на рабочем месте оператора ядерной установки будет достаточно сложно.

В условиях интенсивного роста объемов научной и научно-технической информации, быстрого обновления научных знаний, внедрения в практическую деятельность рекомендаций международных организаций, выпуска новых нормативно-правовых актов в области ядерной и радиационной безопасности, возникает потребность в качественно новой теоретической подготовке квалифицированных специалистов. Суть ядерного образования состоит не только в подготовке специалистов определенной области знаний, но и в обретении студентами практических навыков по анализу процессов и явлений с точки зрения их влияния на безопасность ядерных установок.

Для того чтобы создавать новые реакторы, необходимы не только проектанты, строители и операторы, но и преподаватели, которые готовят специалистов ядерного профиля. Падение престижа образования и науки, низкая оплата труда отталкивают молодежь от педагогической и научной работы [8]. Так, в настоящее время в Чехии, Германии, Швеции профессоров в области ядерной энергетики не осталось вообще, а в России и Украине средний возраст профессоров-ядерщиков уже превысил среднюю продолжительность жизни в этих странах [9]. Старение и сокращение численности специалистов, педагогов и ученых ядерного профиля непосредственно связано с тенденциями динамики рынка труда. Основным фактором стал добровольный переход квалифицированных и сравнительно молодых специалистов в сферу бизнеса. Открывшиеся возможности сферы бизнеса позволили относительно легко найти высокооплачиваемую, перспективную работу.

Заработная плата молодого преподавателя намного меньше зарплаты молодых специалистов, занятых на предприятиях ядерной отрасли. Низкая заработная плата в системе образования является основной причиной снижения притока молодых педагогических кадров. Молодой преподаватель-ассистент, обладая достаточными знаниями и трудолюбием, может не ранее чем через 10—15 лет получить должность профессора и претендовать при этом на зарплату, сопоставимую с окладом водителя трамвая. Поэтому в настоящее время процент молодых преподавателей, нацеленных на многолетнюю работу в вузах, крайне мал и совершенно недостаточен для обеспечения преемственности поколений и полноценного кадрового замещения.

В связи с тем, что система управления ядерными знаниями необходима в первую очередь структурам и организациям ядерной энергетической отрасли, представляется целесообразным под руководством Министерства топлива и энергетики Украины создать рабочую группу с участием всех заинтересованных сторон, которая должна рассмотреть актуальность задачи и определить организацию, на которую будет возложена ответственность по созданию национальной системы управления ядерными знаниями в Украине. Эта организация должна разработать стратегическую программу по управлению ядерными знаниями, создать набор необходимых типовых документов и требований, которые впоследствии будут интегрированы во все организации и предприятия ядерного профиля.

Для создания системы управления ядерными знаниями необходимо проанализировать существующий доступ к внутренним и внешним источникам информации; оценить существующую систему и эффективность используемой информации, знания и опыта; определить необходимые для выполнения стратегических задач данные, информацию и знания; обеспечить надлежащую безопасность и конфиденциальность используемых знаний; определить потребность в информационных технологиях; обеспечить условия для сбора и хранения неявных знаний.

Сбор и систематизация знаний предполагают работу со значительным количеством документов, поэтому создание программы управления знаниями должно начинаться с разработки или совершенствования системы управления информацией. Структурирование, стандартизация и создание соответствующих каталогов имеющейся информации обеспечивают более простой поиск и использование необходимых документов.

Система управления ядерными знаниями предполагает выбор соответствующей инфраструктуры, предоставляющей любому пользователю удобный инструмент для размещения и извлечения информации с учетом возможности ее долговременного хранения. Система управления ядерными знаниями на конкретном предприятии между его структурными подразделениями (отделами, филиалами) может быть организована при помощи интернет-порталов, построенных на открытом программном обеспечении за счет внутренних каналов обмена информацией.

Выводы

Развитие ядерной энергетики является важной государственной задачей, но для успешного ее решения требуется глубокое понимание всех условий, учет всех факторов, способных повлиять на реализацию отечественной ядерной стратегии, и правильное установление приоритетов. Реализация программы развития ядерной энергетики потребует квалифицированных кадров как для предприятий ядерной отрасли, регулирующих органов, так и для системы высшего образования.

Развитие имеющейся системы ядерного образования станет возможным только при условии обеспечения прочных и взаимовыгодных связей между вузами и структурами ядерной энергетической отрасли. Установление таких связей и определяет будущее кадрового обеспечения отрасли, а следовательно, и ее развитие. Отрасль при реализации заявленной стратегии должна работать в тесной кооперации с научными организациями и высшими учебными заведениями Украины, в которых имеются соответствующие научные школы и возможности по подготовке квалифицированных специалистов.

Чтобы выполнять основные стратегические цели, стоящие перед отраслью, уже сейчас необходимо решать комплекс задач, направленных на сохранение всего того лучшего, что было накоплено ранее в системе ядерных знаний и образования, но уже в новых современных условиях. Необходимо восстановить специальные учебные лаборатории, оснастить их современным оборудованием, приборами, переработать учебные программы, разработать под эти программы учебные пособия и методические указания, соответствующие современному уровню развития ядерной науки и техники. Следует принять срочные меры по омоложению профессорско-преподавательского состава, для чего поднять на более высокую отметку престиж педагогической и научной деятельности, а значит, в первую очередь, — заработную плату. И здесь никак не обойтись без помощи ядерной отрасли. Если отрасль действительно

желает реализовать свою стратегическую программу, она обязана сделать все необходимое, чтобы в ней появились грамотные специалисты, способные воплотить в жизнь стратегические планы. Науку и образование невозможно развивать без отраслевой поддержки. Игнорирование данного факта приведет не просто к временному снижению темпов, но и к необратимым утратам научных школ.

У вузов должна появиться возможность привлечения за счет отрасли дополнительного финансирования, остро необходимого для решения многочисленных проблем — от повышения заработной платы преподавателей до приобретения современного учебного и научного оборудования. А это, в свою очередь, является неотъемлемой частью системы управления знаниями.

Управление знаниями является долгосрочной задачей, решение которой позволит выполнить стратегический план развития топливно-энергетического комплекса Украины до 2030 г., поэтому заинтересованные ведомства и организации должны изыскать материальные и финансовые ресурсы с целью создания национальной системы управления ядерными знаниями.

И последнее. В рассматриваемом вопросе необходима тесная кооперация с Россией, где имеются те же самые проблемы, что и в Украине: дублирование вузов, плохая лабораторная база, нехватка преподавательского состава, внедрение двухуровневой системы подготовки кадров (бакалавр и магистр) и др. Россия ведет крупномасштабные работы по развитию своей национальной ядерной отрасли под названием «Атомный проект-2». Понимая важность управления знаниями, в России принято решение о создании ядерного университета, структура которого практически повторяет систему подготовки кадров Минсредмаша при реализации первого атомного проекта. Этот ядерный университет, создаваемый на базе МИФИ, объединит усилия по подготовке кадров для ядерной отрасли шести высших учебных заведений, готовящих кадры для ядерной отрасли, пяти профессионально-технических училищ и 13 средних школ, расположенных в разных регионах страны, под непосредственным руководством и финансированием Росатома, обеспечивая мобильность в том смысле, что преподаватели могут читать свои лекции во всех вузах в рамках ядерного университета. Росатом обеспечивает гарантированный заказ специалистов необходимого профиля, трудоустраивает выпускников и привлекает ведущих специалистов отрасли для ведения учебного процесса. Опыт российских коллег необходимо внедрить в Украине, а для этого нужно желание нашей ядерной энергетической отрасли.

Список литературы

1. *Дурхэм Л., Косилов А., Мазур Т., Янев Я.* Управление знаниями на предприятии ядерной отрасли // Безопасность окружающей среды. — 2007. — № 2. — С. 72—76.

2. *Стулова Е. Н., Мурогов В. М.* Спасти ядерные знания. В России впервые состоялся семинар, посвященный проблеме сохранения знаний // Независимая Газета. — 09.10.2007.

3. *Негери Б., Толстенков А., Ридер С.* INIS: разработка пакета информационных ресурсов по Чернобыльской катастрофе и ее последствиям // Информация и инновации. — 2007. — № 1. — С. 27—33.

4. *Ризен М .Л., Фернандес А. Ф.* Центр SCK CEN: связь между прошлым и будущим // Безопасность окружающей среды. — 2007. — № 2. — С. 86—89.

5. *Янев Я.* Мы содействуем созданию национальных систем управления знаниями // Безопасность окружающей среды. — 2007. — № 2. — С. 42—46.

6. *Носовский А. В., Васильченко В. Н., Ключников А. А., Пристер Б. С.* Авария на Чернобыльской АЭС: опыт преодоления, извлеченные уроки / Под ред. А. В. Носовского. — К.: Техніка, 2006. — 264 с.+ цв.вкл. на 32 с. — (Серия «Безопасность атомных станций»).

7. *Носовский А. В.* Наука и образование — основа развития ядерной энергетики Украины // Вестник Укр. ядерного общества. — 2007. — № 1—2 (61-62). — С. 12—15.

8. *Барьяхтар В. Г., Ключников А. А., Носовский А. В.* О необходимости реформирования науки в Украине и создания научно-исследовательского института атомной энергетики // Проблеми Чорнобиля. — 2003. — Вып. 12. — С. 6—16.

9. *Мурогов В. М.* Проблема не в студентах, а в профессорах // Независимый атомный информ.-аналит. сайт AtomInfo.Ru, 20.05.2008. — http://www.atominfo.ru.

Надійшла до редакції 02.03.2009.

Summaries

E. Nikulina, V. Severin

Multicriterion synthesis of reactor facility control systems through minimization of integral quadratic estimations

The mathematical modeling of automatic control systems of WWER-1000 reactor with various regulator types is considered. The linear models of WWER-1000 nuclear reactor thermal power control systems are developed. The results of multicriterion synthesis of thermal power control systems of WWER-1000 nuclear reactor through minimization of the improved integral quadratic estimations has been presented. The linear models of productivity control systems of steam generator SGW-1000 are designed. The identification and multicriterion optimization of productivity control systems of steam generator SGW-1000 with various regulator types are executed.

M. Maksimov, S. Pelykh, O. Maslov, V. Baskakov

Influence of initial data uncertainty upon estimation of the fuel element cladding durability at a variable operation mode

An analysis of the fuel element cladding durability estimation sensitivity to the main regime and design initial core data uncertainty, for a WWER-1000 nuclear reactor operating in a variable loading mode, has been performed.

O. Shugaylo, S. Kostenko, Ol-dr Shugaylo, V. Krytskyy, D. Ryzhov, L. Khamrovska

Concerning reassignment of permissible numbers of mechanical equipment loading cycles

Some issues concerning exhaust of NPP mechanical equipment loading cycles have been considered and the main statements of the methodology for reassignment of the permissible numbers of loading cycles and equipment technical state evaluation in cyclical loads have been presented.

S. Azarov, G. Sorokin

Calculation of temperature processes in NPP containment occurred in air crash

The problem on nuclear reactor containment behavior after intensive temperature impact resulted from air crash is considered. The task urgency is to solve the problem of minimizing the devastating effects of a random crash or acts of terrorism. The developed models allow simulating the effects of other impacts: the explosive and dynamic loads, industrial accidents, etc. Numerical solutions of these problems provide with quantitative assessments of heat safety barriers of a nuclear reactor.

V. Shevel, Yu. Lobach, Yu. Nesteruk, I. Khomich

Assurance of WWR-M research reactor radiation safety monitoring

Both description and operational experience of the WWR-M research reactor radiation protection and monitoring system are presented. The list of radiation factors at the reactor normal operation is given and the main activities on radiation safety assurance are established. Statistical information on staff exposure and radioactive aerosol releases is shown. Tasks and the structure of the emergency response system are described. The set of technical solutions aimed at modernization of the radiation protection system is presented.

A. Korolyov

Use of the injector in the ECCS system to improve its functional reliability

The design decision has been proposed to improve the emergency core cooling system (ECCS) operational reliability. The calculations have been carried out demonstrating the efficiency of using a water-watered injector to heat water supplied to the reactor and increase its pressure.

S. Gabelkov, R. Tarasov, N. Poltavtsev, J. Kurilo, E. Ledovskaya, F. Belkin

Phase composition evolution in heat treatment of co-precipitation of zirconium, yttrium and europium hydroxide

The results of phase composition change in co-precipitated hydroxides of zirconium, yttrium and europium in heat treatment are presented. The scheme of phase evolution is provided from complex amorphous hydroxide to amorphous oxide with the subsequent crystallisation of the only and nanosized phase of cubic zirconium. All the europium oxide constituted amorphous zirconium at 400 °C. It creates objective prerequisites for including americium oxides into a matrix of zirconium oxide at the temperature 300 °C lower than in traditionally known formation of a cubic solid solution.

V. Bogorad, T. Lytvyns'ka, A. Nosovsky, O. Trofimova

General approaches to develop radiation protection program in transport of radioactive materials

There are presented the scientific and technical effort results performed by experts of the State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety upon the request of the State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine. The structure and the main requirements for developing a radiation protection program in transport of radioactive materials are considered on the basis of the Ukrainian regulations and IAEA recommendations.

Ali Kalvand, I. Kazachkov

Problem of corium melt cooldown in the containment in passive severe accidents protection systems. Part 2

This paper in two parts is devoted to an analysis of the problem of corium melt interaction with water and low-melting temperature blocks in the passive protection systems against severe accidents at the NPP, which is of high importance for substantiation of the nuclear power safety, for building and successful operating of the passive protection systems. In the third-generation reactors the passive protection systems against severe accidents at the NPP are mandatory, therefore this paper is of importance for the nuclear power safety. A few such systems have been considered, which are in different stage of completeness. An analysis of the unsolved thermal hydraulic problems, which solution might help to improvement of the current systems or development of the new, more effective ones has been provided. The ways for solution of the stated problems and the methods for their successful elaboration were discussed. The mathematical models developed and the analysis performed in the paper might be helpful for design of the passive systems of the corium melt retention inside the containment after a corium melt eruption from the failed reactor vessel. Part 1 of this article was published in No. 1/2009 of this journal.

A. Nosovsky, V. Vasylchenko, A. Klyuchnikov

Management of nuclear knowledge — necessary condition to implement the energy strategy in Ukraine

The actual problems concerning retention of nuclear knowledge have been considered, the necessity to create a national nuclear knowledge management system in Ukraine based on IAEA recommendations and the practice of other countries has been demonstrated. General organizational and methodological recommendations on creating such a system have been provided.

Правила для авторів

1. Рукопис статті журналу подається у вигляді твердої копії з підписами всіх авторів на останній сторінці, а також електронної версії (на електронному носії або електронною поштою).

2. Стаття має містити УДК. Українською, російською та англійською мовами наводяться анотація, назва статті, прізвище, ім'я та по батькові автора, назва організації, де працює автор.

3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більш як 30 рядків та до 60 знаків (з урахуванням розділових знаків і проміжків між словами) у кожному рядку. Розмір шрифту підготовленого на комп'ютері матеріалу — 14; міжрядковий інтервал — 1,5. Розміри полів, мм: зліва — 30, справа —10, зверху — 20, знизу — 25.

4. Текст набирається шрифтом Times New Roman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (чорно-білий) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300–600 dpi. Ілюстрації подаються окремо від тексту.

5. Статті, які є результатами робіт, проведених в організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій.

6. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів.

7. До авторського оригіналу статті на окремому аркуші додаються: прізвище, ім'я, по батькові (повністю) автора, організація, в якій він працює, вчений ступінь, звання, мобільний, службовий і домашній номери телефону, службова та домашня адреси.

8. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті.

9. Зміст наукових статей будується за такою структурою:

коротка анотація – стислі відомості про статтю (до 10 рядків);

вступ – постановка наукової проблеми, її актуальність, зв'язок з державними науковими та практичними програмами, значення вирішення проблеми;

основні дослідження і публікації – аналітичний огляд останніх досліджень і публікацій з даної проблеми, виокремлення не розв'язаних раніше питань;

формування мети статті – опис головної ідеї даної публікації, чим вона відрізняється, доповнює та поглиблює вже відомі підходи, які нові факти, закономірності висвітлює (до 15 рядків);

викладення основного змісту проведеного дослідження – головна частина статті, де висвітлюються основні положення дослідження, програма і методика експерименту, отримані результати та їх обгрунтування, виявлені закономірності, аналіз результатів, особистий внесок автора;

висновки – основні підсумки, рекомендації, значення для теорії й практики, перспективи подальших досліджень;

список літератури – перелік літературних джерел, на які є посилання в тексті статті; вказати автора та назву твору, місце публікації (для книжки – місто та видавництво, для статті – назву збірника чи журналу, його номер або випуск), дату публікації, кількість сторінок у книжці або сторінки, на яких вміщено статтю.

10. Матеріали, які неохайно оформлені і не відповідають зазначеним вимогам, редакцією не розглядаються.

11. Для скорочення витрат на видання журналу виплата авторського гонорару не передбачається.

12. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

Розповсюдження журналу "Ядерна та радіаційна безпека" в 2009 році

У 2009 р. планується видання чотирьох номерів журналу. Розповсюдження журналу здійснюється по замовленнях зацікавлених організацій. Для одержання журналу слід перерахувати на рахунок ДНТЦ ЯРБ вартість потрібної кількості примірників з позначкою "Журнал ЯРБ" та наведенням номера (номерів) журналу. Можлива оплата на підставі надісланого редакцією рахунку-фактури. Вартість одного примірника журналу "ЯРБ" на 2009 р. становить 79 грн 50 коп. з урахуванням поштових витрат на пересилання журналу в межах України. Вартість річного комплекту з чотирьох номерів складає 318 гривень.

Вартість одного примірника журналу "ЯРБ" для зарубіжних передплатників становить еквівалент 79 грн 50 коп. у доларах США за поточним курсом та вартість поштових витрат на пересилання журналу бандеролю (залежно від країни призначення).

Редакція журналу приймає до друку наукові й аналітичні статті відповідної профілю видання тематики, надає рекламні послуги. Більш детальну інформацію можна отримати за телефоном (044) 422-49-72 або електронною адресою: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua.

Сподіваємося бачити Вас і Ваших колег серед постійних читачів і авторів журналу.



За результатами діяльності у 2008 році Державне підприємство

«Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки»

визначено одним з лідерів Національного бізнес-рейтингу за Класифікатором виду економічної діяльності

«Дослідження і розробки в галузі технічних наук»

з наданням Національного сертифікату та присвоєнням нагороди

«Лідер галузі 2008»