

Запобігання та ліквідація надзвичайних ситуацій

УДК 621.311.25:519.816

П.Ф. Буданов, К.Ю. Бровко, Н.Я. Волгіна

Українська інженерно-педагогічна академія, Харків

МОДЕЛЮВАННЯ АКТИВНОЇ ЗОНИ РЕАКТОРІВ У ТРЕНАЖЕРАХ АЕС ТА СИСТЕМА РОЗРОБКИ І ЕКСПЛУАТАЦІЇ МОДЕЛЮЮЧИХ ПРОГРАМНИХ КОМПЛЕКСІВ АСУ ТП

Розроблено ефективний алгоритм моделювання нестационарних випадкових фізичних процесів в активній зоні реактора в режимі реального часу, заснований на методі просторового синтезу який дозволяє розробити цілий ряд повномасштабних і аналітичних тренажерів для Українських АЕС. Розроблені рекомендації з діагностики і контролю фізичних моделей для їх достатньої точності і використанні у складі повномасштабних і аналітичних тренажерів АЕС.

Ключові слова: фізична модель реактора, модель і алгоритм тренажера, активна зона реактора, оперативний персонал.

Вступ

Постановка проблеми і аналіз публікацій.

Основою благополучного розвитку ядерної енергетики, на тлі визнання суспільством її заслуг і перспектив, є безпечна експлуатація існуючих енергоблоків. Це надзвичайно велике завдання, що має безліч аспектів, від вдосконалення (модернізації) технологічних систем, у тому числі систем контролю і управління, до підготовки персоналу. Відомо, що в аварії на Чорнобильській АЕС вирішальна роль належить діям і помилкам оперативного персоналу в нештатних ситуаціях [1].

Тому враховуючи надзвичайну складність технологічного процесу на АЕС і найвищі вимоги до кваліфікації персоналу, останніми роками сформувалася тенденція автоматизації управління технологічними процесами на АЕС. Проте автоматизація управління не знижує вимоги до кваліфікації персоналу, швидше, навпаки. Якість персоналу, що управляє технологічними процесами, завжди буде ключовим чинником в забезпеченні безпечної експлуатації АЕС, оскільки випадкова або викликана нестачею кваліфікації помилка оператора може звести нанівець будь-які зусилля із збільшення надійності устаткування і вдосконалення технології.

Після Чорнобильської аварії були переглянуті підходи до проблеми безпеки діючих АЕС. Прийняті технічні заходи на існуючих блоках реакторів радикально змінили контроль фізичних властивостей активної зони і органів управління. Система управління піддалася модернізації, був переглянутий регламент експлуатації. Підготовка

оперативного персоналу стала базуватися на застосуванні повномасштабних тренажерів і інших технічних засобів навчання.

Як показав аналіз науково – технічної і спеціальної літератури [1 – 7], в Україні був відсутній і досвід розробки повномасштабних моделей енергоблока і відповідних систем програмування.

Для вирішення цієї проблеми в Україні з 2000 р. почата і до теперішнього часу ученими і фахівцями проводиться розробка і реалізація апаратно – програмних засобів для оснащення всіх українських АЕС тренажерами, як повномасштабними, для детального відробітку оперативним персоналом навичок управління, так і різними іншими. Розробка тренажерів потребує розвитку ефективних методів фізичного розрахунку, оскільки моделювання фізичного процесу в активних зонах реакторів в режимі реального часу є новим і непростим завданням [7].

Метою статті є дослідження і моделювання фізичних процесів в активній зоні реакторів для створення повномасштабних і аналітичних тренажерів на основі автоматизованих систем управління технологічним процесом.

Основний матеріал

З розвитком автоматизованих систем управління технологічних процесів нині з'явилася можливість використання в тренажерах фізичних моделей (тривимірних, з двома і більше групами) з масивними обчислювальними ресурсами.

З одного боку, це полегшує завдання моделювання, з іншої – стимулює розробку складніших моделей фізичного процесу реактора. Потрібно особ-

ливо відмітити, що, всі тренажери, що розробляються для АЕС, повинні задовольняти стандартам тренажеробудування і можливості їх удосконалення [3]. Тестування програмного забезпечення тренажерів завжди було непростим завданням: не дивлячись на те, що формальна процедура тестування тренажера була вироблена, мінімізувати суб'єктивізм експертних оцінок досі не вдається, особливо це стосується ситуації, коли тренажер розробляється для ще не побудованого блоку. Досі не існує загальновищаної методики верифікації програмного забезпечення тренажерів. В той же час вимоги до якості моделей не стояли на місці: системи контролю і управління змінилися (ускладнилися) навіть на вже побудованих АЕС (що вимагало іноді дуже значної модернізації існуючих тренажерів), а для блоків, що будуються, впровадження цифрових систем контролю і управління з розвиненими засобами відображення інформації про технологічний процес робить необхідним підвищення точності моделювання. Таке положення вимагає підвищеної уваги до методологічних питань тестування і верифікації математичного забезпечення тренажерів [5].

В міру накопичення досвіду розробки і експлуатації повномасштабних тренажерів стало ясно, що комплексні моделі можуть використовуватися не лише для навчання оперативного персоналу, але і для вирішення цілого ряду важливих для безпеки завдань. До їх числа входять: розробка і модернізація АСУ ТП АЕС з використанням моделюючого комплексу у складі багатфункціональних тренажерів; дослідження важких аварій; рішення різних проблем, пов'язаних із забезпеченням стійкої роботи енергоблоку при динамічній зміні технологічних параметрів [2].

Аналіз проведений авторами показав [1 – 3], що на сьогодні не існує єдиного підходу до моделювання нестационарних процесів в активній зоні реактора в режимі реального часу в тренажерах енергоблоків з параметрами, що динамічно міняються, в реакторі. У роботі [5] розглянутий "класичний" підхід у вигляді кінцево-різницевого поканального тривимірного розрахунку нейтронного поля в режимі реального часу, для якого був запропонований спеціальний синтетичний алгоритм, що об'єднує рішення загальної і локальних завдань перенесення нейтронів в областях біля висотних датчиків системи фізичного контролю енерговиділення (СФКРЕ).

Проте, завдання моделювання перенесення нейтронів в активній зоні реакторів в режимі реального часу при цьому підході має ряд недоліків, пов'язаних з високими вимогами до ефективності розрахункових методів і якості константного забезпечення, що є віддзеркаленням компромісу між точністю моделювання і потребою в обчислювальних ресурсах.

Алгоритм розрахунку тривимірного нейтронного поля в реальному часі є просторовим синтезом нейтронного поля і включає двовимірне поканальне завдання і 12 одновимірних 7-шарових завдань навколо висотних датчиків, що пов'язано з необхідністю моделювати їх свідчень (рис. 1).

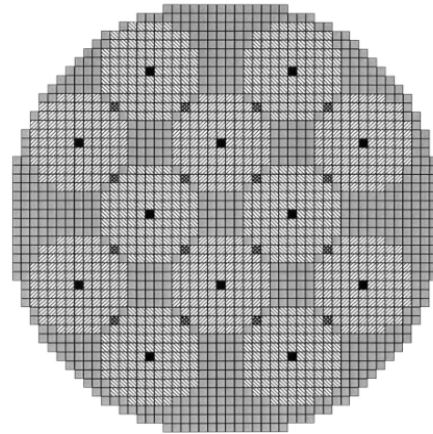


Рис. 1. Розташування розрахункових областей в задачі однорупового синтезу:

- – канали с датчиками контролю параметрів;
- ▨ ▧ – канали, які належать до одного з розрахункових параметрів;
- ▩ – канали, які належать до двох розрахункових параметрів

Оскільки геометрична область одновимірних завдань близька за формою до циліндрів, і складається з 101 каналу з висотним датчиком в центрі, авторами пропонується для точнішого моделювання фізичних процесів активної зони реактора застосувати метод кластерного аналізу, що дозволить точніше описати тривимірний простір активної зони реактора.

Крім того ці циліндри частково перетинаються (одним каналом), в той же час не включають увесь об'єм активної зони реактора, тобто існує деяка незаповнена область простору, яка зважаючи на неоднорідність, має специфічні так звані фрактальні властивості і визначається якісною величиною, фрактальною розмірністю d_f , яку необхідно враховувати в формулах (1) – (3) в степеневій залежності. Тому при визначенні об'єму і поверхні циліндра необхідно враховувати степеневу залежність фрактальну розмірність d_f (рис. 2).

Як показав аналіз характеристик сучасних засобів обчислювальної техніки (комп'ютерів, робочих станцій, серверів і так далі) що входять до складу АСУ ТП АЕС дозволяє реалізувати тривимірну двохрупову модель реального часу для перенесення нейтронів в активній зоні реактора [5].

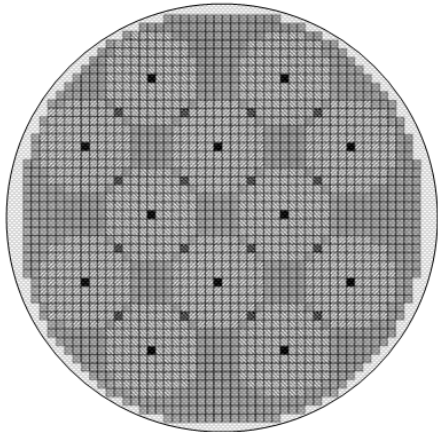
Для розрахунку нестационарного поля нейтронів так само, як і в синтетичній моделі, викори-

стовувалося адіабатичне наближення, тобто рішення системи нестационарних рівнянь представляється як (1):

$$\Phi(\vec{r}, E, t) = T(t)\varphi(\vec{r}, E, t), \quad (1)$$

де $T(t)$ – амплітудна функція;

$\varphi(\vec{r}, E, t)$ – форм-функція потоку нейтронів, що слабо міняється з часом.



■ – геометрична область

Рис. 2. Розташування розрахункових областей в завданні одногрупового синтезу

Двохгрупова форм-функція знаходиться з рішення системи рівнянь

$$\begin{cases} -\nabla D^1 \nabla \Phi^1(\vec{r}) + (\sum_a^1 + \sum^{1 \rightarrow 2}) = \\ = \frac{1}{K_{ef}} (v^1 \sum_f^1 \Phi^1(\vec{r}) + v^2 \sum_f^2 \Phi^2(\vec{r})); \\ -\nabla D^2 \nabla \Phi^2(\vec{r}) + \sum_a^2 \Phi^2(\vec{r}) = \sum^{1 \rightarrow 2} \Phi^1(\vec{r}), \end{cases} \quad (2)$$

кінцево-різницева форма яких має вигляд:

$$\begin{cases} \sum_{m=1}^6 X_{mi}^{(1)} \Phi_{mi}^{(1)} + (\sum_{ai}^{(1)} + \sum_i^{(1 \rightarrow 2)}) \Phi_i^{(1)} = \\ = \frac{1}{k_{ef}} (v \sum_{fi}^{(1)} \Phi_i^{(1)} + v \sum_{fi}^{(2)} \Phi_i^{(2)}); \\ \sum_{m=1}^6 X_{mi}^{(2)} \Phi_{mi}^{(2)} + \sum_{ai}^{(2)} \Phi_i^{(2)} = \sum_i^{(1 \rightarrow 2)} \Phi_i^{(1)}, \end{cases} \quad (3)$$

де $\Phi_i^{(k)}$ – щільність потоку нейтронів k -ої групи в i -тій розрахунковій зоні; m – індекс сусідніх ячілок,

$$X_{mi}^{(k)} = \frac{2}{\Delta r_{mi}} \frac{D_m^{(k)} D_i^{(k)}}{D_m^{(k)} + D_i^{(k)}}.$$

Продуктивність процесора Intel Pentium IV з частотою 2 ГГц дозволяє проводити до 100 ітерацій 2-групового джерела нейтронів в секунду для 8-слойної поканальній геометричній моделі. Цього вистачає для нестационарних процесів, що моделюються в тренажерах, при наявних вимогах до точності моделювання.

Так само, як і для одногрупової моделі, проводилася корекція перерізів ділення. Для цього вибирався близький до номінального, стаціонарний стан блоку, за допомогою комп'ютерної програми [6] розраховувався тривимірний розподіл енерговиділення. Права частина першого рівняння системи (2) доповнювалася множниками η_i (таким чином, поправки для першої і другої груп нейтронів були загальними).

Аналогічно одногруповій моделі, фіксувалося набуте значення k_{ef} , відповідного стаціонарному стану (як k_{ef}^0), і далі, при розрахунку динамічних процесів для розрахунку амплітуди нейтронного поля в якості k_{ef} - використовувалося відношення розрахованого ефективного коефіцієнта розмноження k'_{ef} і k_{ef}^0 , тобто $k_{ef} = k'_{ef} / k_{ef}^0$.

Для практичного застосування результатів теоретичних досліджень в роботі для моделювання фізичних процесів у в активній зоні були прийняті наступні допущення:

1) Стаціонарні стани в режимі досягала 100% і 50% номінальної потужності.

2) Аварійні режими: режим аварійного захисту по відключенню одного головного циркуляційного насоса; режим аварійного захисту від кнопки, розриви контура багатократної примусової циркуляції, паропроводу і трубопроводу технічної води: розрив опускного трубопроводу; розрив напірного колектора; розрив роздавального групового колектора; розрив пароводяних комунікацій; розрив нижніх водяних комунікацій; розрив технологічного каналу; розрив паропроводу; розрив трубопроводу технічної води.

На рис. 3 представлені графіки потужності енерговиділення і щільності потоку нейтронів в розрахунковому шарі тепловідляючої збірки.

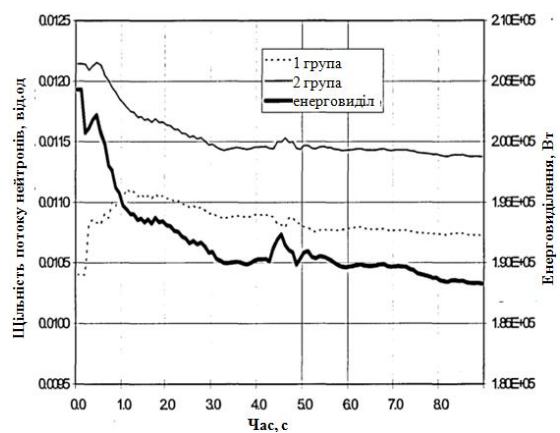


Рис. 3. Динаміка зміни фізичних процесів в ядерному реакторі

Швидка втрата теплоносія в трьох десятках каналів з тепловідляючої збірки призводить до появи

позитивної реактивності і зростання повної потужності реактора майже на 20 МВт за перші півтори секунди процесу. В той же час, хоча щільність потоку нейтронів першої групи зростає, падіння щільності потоку теплових нейтронів зменшує енерговиділення в зневоднених каналах приблизно на 5%.

Зниження потужності в цих каналах обумовлене роботою системи локального автоматичного регулювальника по бічних іонізаційних камерах, повноуючої повну потужність реактора. Зниженню енерговиділення в зневоднених каналах сприяє також значне зростання температури палива, що починається з моменту розриву і триває в різних каналах аварійного роздавального групового колектора в течію до 10 с. після початку аварії. Було показано, що в аварійному роздавальному груповому колекторі, по-перше, максимум температур оболонок всіх твєлів реалізується не в технологічному каналі з максимальною потужністю, а, по-друге, чисельне значення цього максимуму може істотно перевершувати максимальну температуру оболонок твєл в технологічному каналі максимальної потужності.

Авторами показано, що при аналізі безпеки реакторних установок потрібне моделювання енерговиділення і течії теплоносія в усіх каналах реактора, тобто використання повномасштабної математичної моделі.

Результати моделювання детально зіставлялися з наявними цими АЕС. На початок роботи над тренажерами не було створено загальноновизнаної вичерпної методики тестування динамічних нейтронно-фізичних моделей реального часу. Якщо для програм стаціонарного розрахунку нейтронних полів існують методики тестування, засновані на великій кількості тестів, підтриманих експериментальними вимірами і прецизійними розрахунками, то тестування динамічної нейтронно-фізичної моделі, тим більше включеної в тренажерний комплекс, де вона взаємодіє з теплогідрравлічною моделлю, з моделлю системи контролю і управління, і, опосередковано через них з іншими моделями технологічних систем енергоблоку, надзвичайно складно. Таким чином, кажучи про тестування тренажерної моделі, необхідно мати на увазі ряд проблем, пов'язаних із специфікою її використання (рис. 4).

Широкий діапазон режимів роботи блоку. Нейтронна модель і система констант повинні точно і зв'язано працювати в таких перехідних режимах, як пуск і зупинка реактора, що затрудняє зіставлення результатів цих випробувань з розрахунками на детальних моделях реактора, зокрема, тому, що розрахунок режимів потрібної тривалості вимагає занадто великих обчислювальних витрат, та і на самому тренажері проведення таких випробувань виявляється дуже трудомістким і в усякому разі не може бути багатократним.

Великий інтерфейс нейтронно-фізичної моделі з теплогідрравлічною моделлю, системою управління і моделями допоміжних систем. Результати спостереження за тривалими перехідними процесами на тренажері складні для оцінки, оскільки на них впливають "суміжні" частини (модель автоматики СУЗІ, термогідрравлики теплоносія, контуру циркуляції теплоносія зі своєю автоматикою і тому подібне), а також дії операторів тренажера.

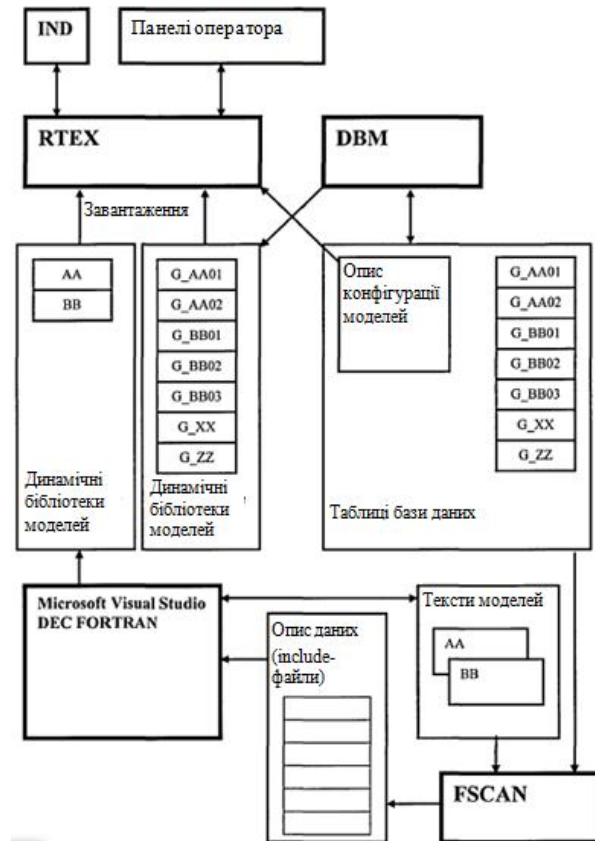


Рис. 4. Структурна схема апаратно-програмних засобів

В силу відносно нетривалого часу існування таких комплексних моделей енергоблоку слід чекати, мабуть, що тільки у міру накопичення досвіду їх експлуатації складатиметься і методика їх верифікації. Зараз з цією метою стосовно нейтронно-фізичної моделі використовується ряд природних підходів [6]:

а) "квазідинамічні" виміри в автономному режимі моделювання: розрахунок коефіцієнтів реактивності в широкому діапазоні теплофізичних параметрів (у тих або інших припущеннях про їх розподіл), розрахунок ефективності органів управління, ефектів і динаміки отруєння і тому подібне;

б) порівняння якісних і кількісних показників перехідних процесів, що моделюються на тренажері, у тому числі аварій; ця робота зазвичай проводиться у рамках комплексної відладки тренажера і базується на експертних оцінках досвідченого оперативного персоналу.

Необхідно підкреслити, що комплексна відладка тренажера – надзвичайно складний і тривалий процес. Після того, як усі моделі тренажера пройшли автономну відладку, цей етап для повномасштабних тренажерів триває декілька місяців, крім того, за результатами перших місяців експлуатації моделі технологічних систем, що входять до складу тренажера, піддаються модифікації і додатковій відладці, яка потім повторюється у міру накопичення зауважень експлуатуючого персоналу. Через декілька років експлуатації тренажери модернізуються та проводиться модернізація системи контролю і управління.

Результати проведених випробувань показали відповідність вимірних параметрів нейтронно-фізичній моделі і розглянутих режимів її функціонування характеристикам блоку-прототипу; зауваження, зроблені в ході випробувань, не носили принципового характеру; нейтронно-фізична модель тренажера адекватно описувала поведінку реактора в розглянутих режимах.

Таким чином, не дивлячись на те, що детальна верифікація описаного програмного комплексу не проводилася, можна стверджувати, на підставі великого досвіду експлуатації, що розроблена модель дозволяє проводити аналіз режимів роботи реактора.

ВИСНОВКИ

1. Розроблений ефективний алгоритм моделювання нестационарних нейтронно-фізичних процесів в активній зоні реактора в режимі реального часу, заснований на методі просторового синтезу.

2. Розроблені рекомендації по тестуванню нейтронно-фізичних моделей для їх достатньої точності і використанні у складі повномасштабних і аналітичних тренажерів АЕС

Список літератури

1. Буданов П.Ф. Анализ современного состояния и перспективы развития автоматизированных систем по подготовке оперативного персонала АЭС / П.Ф. Буданов, К.Ю. Бровко, М.Ю. Сахно // Системы обработки информации. – X.: ХУПС, 2012. – № 9(107). – С. 263-269.
2. Буданов П.Ф. Синергетический подход к разработке модели принятия решения оперативным персоналом АЭС в нештатных ситуациях / П.Ф. Буданов, К.Ю. Бровко // Системы обработки информации. – X.: ХУПС, 2013. – № 1(108). – С. 256-262.
3. Буданов П.Ф. Метод кластерного анализа для обработки информационного пространства в автоматизированных тренажерах по подготовке оперативного персонала АЭС / П.Ф. Буданов, К.Ю. Бровко // Системы обработки информации. – X.: ХУПС, 2013. – № 2(109). – С. 106-111.
4. Ляшенко О.В. Алгоритм формирования оперативных знаний оператора системы перегрузки ядерного топлива / О.В. Ляшенко // Трубы ОДУ. – 2004. – Вып. 1(21). – С. 3-7.
5. Тарарыкин С.В. ИГЭУ: Подготовка кадров для АЭС / С.В. Тарарыкин // Безопасность окружающей среды. – 2010. – № 2. – С. 70-74.
6. Попов А.Н. К вопросу о подготовке инженерно-технических кадров в электроэнергетике / А.Н. Попов, Д.С. Апарин, В.А. Серяков // Ползуновский вестник. – 2009. – № 4. – С. 86-91.
7. Турбаевский В.В. Системы поддержки принятия решения при радиационных авариях на АЭС: состояние и пути совершенствования / В.В. Турбаевский // Ядерная радиационная безопасность. – 2011. – № 2 (50). – С. 24-28.

Надійшла до редколегії 24.04.2014

Рецензент: д-р техн. наук Г.І. Канюк, Українська інженерно-педагогічна академія, Харків.

МОДЕЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ В ТРЕНАЖЕРАХ АЭС И СИСТЕМА РАЗРАБОТКИ И ЭКСПЛУАТАЦИИ МОДЕЛИРУЮЩИХ ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ АСУ ТП

П.Ф. Буданов, К.Ю. Бровко, Н.Я. Волгина

Разработан эффективный алгоритм моделирования нестационарных случайных физических процессов в активной зоне реактора в режиме реального времени, основанный на методе пространственного синтеза который позволяет разработать целый ряд полномасштабных и аналитических тренажеров для Украинских АЭС. Разработанные рекомендации по диагностике и контролю физических моделей для их достаточной точности и использовании в составе полномасштабных и аналитических тренажеров АЭС.

Ключевые слова: физическая модель реактора, модель и алгоритм тренажера, активная зона реактора, оперативный персонал.

DESIGN OF ACTIVE AREA OF REACTORS IN TRAINERS OF AES AND SYSTEM OF DEVELOPMENT AND EXPLOITATION OF DESIGNINGS PROGRAMMATIC COMPLEXES TO ACS TP

P.F. Budanov, K.Yu. Brovko, N.Ya. Volgina

The effective algorithm of design of casual physical transients is worked out in the active area of reactor real-time, based on the method of spatial synthesis which allows to work out a number of full-scale and analytical training-simulator for Ukrainian nuclear power plants. Worked out recommendations on diagnostics and control of physical models for their sufficient exactness and the use in composition the full-scale and analytical training-simulator of nuclear power plants.

Keywords: physical model of reactor, model and algorithm of trainer, active area of reactor, operative personnel.