

621.039.5

В74

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:
Физика
ядерных реакторов

ВЫПУСК

1

1997

621.039.5
B74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1973 г.

ВЫПУСК 1

ДИНАМИКА ЯДЕРНЫХ
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

МОСКВА — 1997

ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
им. И. В. Курчатова
БИБЛИОТЕКА

обл 46778

Выпуски «Динамика ядерных энергетических установок»
подготавливаются НИИ механики при Нижегородском государственном университете
603600, Нижний Новгород, ГСП-1000, проспект Гагарина, 23, к. 6

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов,
С.Д. Малкин, В.П. Спассков, Т.П. Федосеева (отв. секретарь)

Редакционная коллегия выпуска:

А.М. Афанасьев, В.П. Горбунов, М.Х. Дорри, В.Н. Ефимов,
А.И. Колесников, А.Е. Крошили, Э.С. Куропатенко,
М.П. Леончук, С.Д. Малкин (гл. редактор),
Б.И. Моторов, А.В. Певницкий, В.И. Плютинский, Л.Н. Подлазов,
В.В. Пчелин, Е.Ф. Сабасев, Л.В. Смирнов (зам. гл. редактора),
В.П. Спассков, Г.С. Таранов, К.И. Яковлев

В выпусках «Динамика ядерных энергетических установок» публикуются материалы по следующим вопросам:

- математическое моделирование динамических процессов в ЯЭУ и их элементах;
- результаты экспериментов по устойчивости стационарных процессов и обоснованию математических моделей динамики ЯЭУ;
- расчетные исследования переходных и аварийных процессов;
- расчетные исследования устойчивости стационарных режимов ЯЭУ;
- диагностика ЯЭУ;
- описания и аннотации программ расчетов динамики и экспериментальных исследований.

Issues of «Dynamics of nuclear power plants» contain the following information:

- mathematical simulation of dynamic processes in NPP and their components;
- experimental results on the stability of stationary processes and the definition of mathematical models of the NPP dynamics;
- design analysis of transient and emergency operation;
- design analysis of the stationary mode stability;
- NPP diagnostics;
- code descriptions and summaries for the dynamics designs and experimental studies.

ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

УДК 621.039.5

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ И ПРОГРАММЫ ДЛЯ КОРРЕКТНОГО УЧЕТА ПОКАЗАНИЙ ДКЭ(В) КНИ-7 В ЗАДАЧЕ КОНТРОЛЯ ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЯ РБМК-1000

А.В. Филатов, Н.В. Щукин, С.Д. Романин,
МИФИ, 115409, Москва, Каширское шоссе, 31

Дано описание алгоритма и представлены результаты расчетов всплеска потока тепловых нейтронов в области соединения топливных сборок в ТВК РБМК-1000. С использованием результатов расчетов разработана и представлена эффективная методика адаптации программ восстановления энергораспределения к введению в эксплуатацию новых высотных датчиков контроля энерговыделения (КНИ-7), помещаемых в сборку 49.

DEVELOPMENT OF PROCEDURE AND PROGRAM FOR CORRECT USING NEW GENERATION AXIAL DETECTOR SIGNALS AS A PART OF 3-D POWER DISTRIBUTION CALCULATION IN RBMK REACTOR. A.V. FILATOV, N.V. SCHUKIN, S.D. ROMANIN. This paper deals with the problem caused by thermal neutron flux peak in the connection place of RBMK fuel assembly sections. According to an update methodic of incore measurements an axial detector of new generation is placed in the fuel assembly central tube. Central section of this axial detector «senses» increasing of the thermal neutron flux in the gap between the two halves of the fuel assembly. The procedure of correct using of the KNI-7 central section signal from the new axial sensors in computer codes like KRATER, VETER, TROYKA is presented.

В системе матобеспечения ядерного реактора важным звеном является восстановление трехмерного распределения поля энерговыделения в объеме активной зоны реактора. Для энергетического реактора больших размеров, каким является РБМК-1000, применяются комплексные расчетно-экспериментальные методики [1], реализованные в таких программах, как КРАТЕР, STEPAN, BARS/COTT, ТРОЙКА, POLARIS и др.

Существующая система физического контроля распределения энерговыделения (СФКРЭ) РБМК-1000 содержит датчики двух типов: детекторы радиального контроля — ДКЭ(р) и детекторы высотного контроля — ДКЭ(в). Показания детекторов являются интегральными величинами, зависящими от конструктивных особенностей датчиков и активной зоны. В частности, тепловыделяющая кассета (ТВК) РБМК-1000 высотой 7 м состоит из двух одинаковых тепловыделяющих сборок (ТВС), закрепленных на одной оси. В центральной части такой кассеты между двумя ТВС имеется водяной зазор, в области которого наблюдается всплеск потока тепловых нейтронов.

Качественное объяснение происхождения всплеска нейтронного поля в рамках диффузионного двухгруппового приближения выглядит следующим образом [2]. Рассмотрим уравнение, описывающее перенос нейтронов тепловой группы:

$$\nabla D(r) \nabla \Phi_2(r) - \Sigma_2(r) \Phi_2(r) + \Sigma_{12}(r) = 0,$$

где плотность потока надтепловых нейтронов принята равной единице. Переписывая член утечки с помощью эффективного баклинга ($B_{эф}^2$), получим выражение для $\Phi_2(r)$:

$$\Phi_2(r) = \frac{\Sigma_{12}(r)}{\Sigma_2(r) + B_{эф}^2 D(r)}.$$

Пренебрегая перетечками нейтронов, имеем:

$$\Phi_2(r) \approx \frac{\Sigma_{12}(r)}{\Sigma_2(r)}.$$

При переходе из топливной зоны в зону теплоносителя сечение $\Sigma_{12}(r)$ скачком возрастает, а $\Sigma_2(r)$ уменьшается. Таким образом, $\Phi_2(r)$ в этом месте резко возрастает.

В рамках моделей, положенных в основу современных программ нейтронно-физического расчета реактора РБМК-1000, не учитывается наличие этого зазора, т.е. алгоритм расчета работает в приближении сплошной ТВК.

До недавнего времени в СФКРЭ(в) реактора РБМК-1000 использовались 12 сексекционных ДКЭ(в), расположенных в специальных каналах равномерно по активной зоне. Центральная секция такого детектора, расположенная на высоте водяного промежутка, не вносила существенного искажения в экспериментальный аксиальный профиль, так как всплеск потока тепловых нейтронов в ближайших ТВК значительно ослабляется слоем графита, отделяющим канал с ДКЭ(в). Находящаяся в таких условиях сборка ДКЭ(в) фактически измеряет аксиальное распределение, близкое к профилю нейтронного поля в сплошной по высоте ТВК. Однако, аксиальные распределения и спектр нейтронного поля в ближайших каналах с ДКЭ(в) и в рассматриваемой ТВК могут заметно различаться.

По этим причинам возникла необходимость более достоверного контроля высотного распределения потока нейтронов. В качестве решения этой проблемы было предложено использовать ДКЭ(в), которые можно было бы помещать в центральную трубку сборки 49, что позволяет, во-первых, перейти к измерению нейтронного поля непосредственно в ТВК, во-вторых, освободить 12 каналов для дополнительных органов СУЗ. Кроме того, таких детекторов можно было бы разместить не 12 штук на всю активную зону, а в количестве, достаточном для качественного контроля высотного поля. Такие детекторы были созданы (КНИ-7) и находятся в опытной эксплуатации на некоторых блоках ЛАЭС, КуАЭС и ЧАЭС. ДКЭ(в) КНИ-7 состоит из семи секций длиной по 30 см, расстояние между центрами которых 1 м. Материалом эмиттера служит ^{103}Rh . Центральная секция КНИ-7 разделена на две полусекции, расстояние между которыми 10 см. Это сделано для того, чтобы при симметричной установке этих полусекций относительно водяного зазора наибольший всплеск потока тепловых нейтронов пришелся бы на область разрыва центральной секции КНИ-7.

Однако, данные измерений, полученные после установки ДКЭ(в) КНИ-7 на первом блоке ЛАЭС и на втором блоке КуАЭС, показывают, что сигналы центральных секций существенно завышены и не вписываются в наблюдаемый по сигналам остальных шести секций аксиальный профиль. Было выяснено, что в процессе установки сборки ДКЭ(в) КНИ-7 оказались на 100 мм ниже заданного положения и центральные полусекции оказались расположенными не симметрично относительно водяного зазора. Одна из полусекций попала в область с наибольшим всплеском потока тепловых нейтронов, в результате чего сигнал всей центральной секции оказался существенно выше ожидаемого.

Следовательно, возникли трудности с использованием показаний новых ДКЭ(в) в программах восстановления энергораспределения в реакторе (например, КРАТЕР [3], ВЕТЕР [4], ТРОЙКА [5] и др.). В процессе восстановления аксиального распределения нейтронного поля так или иначе используются нормированные показания ДКЭ(в). Это приводит к тому, что из-за завышенных показаний центральных секций происходит относительное занижение показаний других секций, т.е. линейная тепловая нагрузка, рассчитываемая в результате восстановления, завышается в центральном слое и занижается в других слоях. В случае деформации высотного распределения в какой-либо ТВС, например, вследствие перемещения органов регулирования, максимальная линейная нагрузка может реализоваться не в центре активной зоны, а сместиться в нижнюю или в верхнюю часть. Тогда в результате восстановления аксиаль-

ного поля с использованием показаний КНИ-7 можно получить заниженную оценку линейной нагрузки в наиболее энергонапряженном месте, что недопустимо с точки зрения безопасной эксплуатации реактора.

С целью решения этой проблемы было предложено использовать вместо сигнала центральной секции КНИ-7 результат гармонической или кубической интерполяции по сигналам остальных секций. Такой подход позволяет рассчитывать аксиальное распределение нейтронного поля с меньшей погрешностью по сравнению с прямым использованием сигнала центральной секции, «чувствующей» всплеск потока тепловых нейтронов. В этом случае показание центральной секции ДКЭ(в) фактически отбрасывается и, таким образом, теряется важная информация в условиях и без того далекого от насыщения количества ДКЭ(в) (неиспользование одного сигнала из семи означает потерю 15% информации). Кроме того, в случаях сильно деформированных полей результат интерполяции может давать неверную оценку, что также негативно сказывается на точности результатов восстановления энергораспределения.

В рамках настоящей работы предложена методика корректного учета показаний центральной секции ДКЭ(в) КНИ-7 путем выделения в измеряемом сигнале составляющей, обусловленной только всплеском потока тепловых нейтронов, и составляющей, характеризующей глобальное аксиальное распределение нейтронного поля. Для реализации этого подхода необходима информация о детальном трехмерном пространственно-энергетическом распределении (ПЭР) плотности потока нейтронов в области соединения топливных сборок, рассчитанном в достаточно высоком кинетическом приближении. Кроме того, требуется правильно учесть окружение выделенного фрагмента, т.е. корректно задавать граничные условия на боковых и торцевых гранях.

Достижение поставленной цели предполагает использование сложных и неэкономичных программных средств, реализующих реальную трехмерную или (r, z) -геометрию. В настоящей работе разработана и реализована приближенная комбинированная методика решения этой задачи с помощью полиячеечной программы GETERA [6]. Метод вероятностей первых соударений (ВПС), применяемый в программе GETERA для расчета ПЭР нейтронов в полиячейке, является обобщением метода ВПС для одномерной ячейки Вигнера—Зейтца на случай двумерной ячейки [7]. Сущность приближения, заложенного в этой методике, состоит в следующем. Рассматриваемая полиячейка разбивается на фрагменты, в пределах которых поток нейтронов приближенно рассчитывается в одномерном приближении. Такой подход сильно упрощает задачу, поскольку позволяет рассчитывать поля нейтронов в двумерных полиячейках, используя вероятности первых столкновений, рассчитанные для одномерных ячеек.

Расчетная область, применительно к поставленной задаче, выбрана так, чтобы свести к минимуму влияние граничных условий на нейтронный поток и энерговыделение в интересующих нас зонах ячейки. В радиальном плане в качестве расчетной области взята ячейка РБМК-1000. Влияние других каналов учитывалось включением в расчетный объем восьми соседних топливных ячеек, а боковые граничные условия ставились на границе выделенной таким образом полиячейки. Считалось, что полиячейка является составной частью критического реактора и на границе полиячейки ставилось условие зеркального отражения. В аксиальном плане расчетная область включала в себя водяной зазор, слой циркониевых заглушек твэлов и, наконец, топливосодержащий слой, толщина которого выбиралась так, чтобы на границе расчетной области плотность потока нейтронов выходила на асимптотическое «плато».

Предлагаемая процедура расчета условно разбивается на два основных этапа. На первом этапе готовились макроконстанты полиячейки с учетом радиальной гетерогенности решетки РБМК и определялись радиальные профили нейтронного поля на нескольких уровнях по высоте ТВК в той ее части, которая содержит водяной зазор. На втором этапе с использованием подготовленных макроконстант определялось некоторое среднее аксиальное распределение нейтронного поля. Сочетание результатов

первого и второго этапов расчета дает трехмерное в приближении условного разделения переменных распределение плотности потока нейтронов.

Так как программа GETERA не предназначена, а следовательно, и не приспособлена для расчетов по заданным макроконстантам, была создана дополнительная программа ZAZOR [8]. В штатном режиме работы программа GETERA оперирует восемью различными полями данных, одно из которых (общее поле данных) служит для обмена информацией между независимыми друг от друга модулями программы. Благодаря этим особенностям строения программы GETERA стало возможным построение такой управляющей программы, которая оперирует полями данных программы GETERA и обеспечивает обмен и преобразование информации на разных стадиях расчета.

Вариантные расчеты показали, что для достаточно детального представления нейтронного спектра в интересующей нас области можно ограничиться шестью энергетическими группами (табл. 1). Результаты расчета аксиального профиля плотности нейтронного потока представлены в виде 6-группового распределения (табл. 2) и графиков, построенных для I, IV и VI групп (см. рисунок).

Т а б л и ц а 1. Групповое разбиение нейтронного спектра

Номер группы	I	II	III	IV	V	VI
E	10,5-0,8 МэВ	0,8-0,001 МэВ	10^4 —100 эВ	100-4,65 эВ	4,65-2,15 эВ	2,15-0 эВ

Т а б л и ц а 2. Результаты расчета аксиального профиля плотности потока нейтронов при плотности воды 0,52 г/см³, обогащении 2%, энерговыработке 0 МВт·сут/(кг·У)

X , см	Групповое распределение плотности потока нейтронов, отн.ед					
	1	2	3	4	5	6
0,125	0,2902812	0,6605113	0,5042015	0,2389601	0,04462580	0,2784492
0,375	0,2905573	0,6609479	0,5040940	0,2386514	0,04455775	0,2774863
0,625	0,2911098	0,6618207	0,5038777	0,2380329	0,04442227	0,2755650
0,875	0,2919393	0,6631286	0,5035502	0,2371022	0,04422053	0,2727074
1,100	0,2932433	0,6648491	0,5031288	0,2359200	0,04396934	0,2687851
1,250	0,2947862	0,6665012	0,5027365	0,2348420	0,04374778	0,2647677
1,350	0,2954243	0,6677266	0,5025802	0,2341715	0,04360377	0,2611775
1,550	0,2954867	0,6692250	0,5023147	0,2332830	0,04341006	0,2577478
1,850	0,2979127	0,6723143	0,5014429	0,2313374	0,04303459	0,2512425
2,100	0,3008858	0,6753215	0,5004401	0,2293536	0,04267786	0,2451326
2,300	0,3030211	0,6777657	0,4995785	0,2276855	0,04238339	0,2402466
2,550	0,3097437	0,6818464	0,4977622	0,2246255	0,04198686	0,2296073
2,850	0,3128677	0,6853763	0,4963640	0,2219554	0,04151691	0,2203855
3,500	0,3197961	0,6923323	0,4938734	0,2170491	0,04058531	0,2030184
5,000	0,3285458	0,7042193	0,4905538	0,2094875	0,03882391	0,1772258
7,000	0,3340284	0,7154748	0,4885368	0,2031033	0,03703836	0,1561846
9,000	0,3364904	0,7233337	0,4878830	0,1990494	0,03574980	0,1431437
12,500	0,3378353	0,7295293	0,4878248	0,1961608	0,03047498	0,1334164

Для выбранного группового разбиения и рабочих диапазонов значений энерговыработок, обогащений топлива и плотности теплоносителя амплитуда всплеска потока тепловых нейтронов, определяемая как отношение максимального значения плотности

потока тепловых нейтронов (в центре водяного зазора) к асимптотическому значению, составила 1,8—2,2.

Замечено, что в ТВС с обогащением 2,4% величина всплеска потока тепловых нейтронов на 4—5% выше, чем в ТВС с обогащением 2%. Кроме того, по мере выгорания топлива в ТВС амплитуда всплеска плавно увеличивается так, что в ТВС с максимальным выгоранием (20,0 МВт × сут/(кг · U) всплеск потока тепловых нейтронов на 3—5% больше, чем в свежей ТВС.

Определенная в результате расчета ширина всплеска составляет 30 мм. Сравнение рассчитанных параметров всплеска (амплитуды и ширины) с данными сканирования нейтронного поля в некоторых ТВС 1-го блока САЭС [9] показывает близость расчетных и экспериментальных результатов.

На основе рассчитанного распределения нейтронного поля в месте соединения топливных сборок стало возможным осуществить поставленную задачу расчетного выделения в сигнале центральной секции ДКЭ(в) КНИ-7 составляющей, обусловленной всплеском потока тепловых нейтронов, и определить коэффициент корректировки тока центральной секции (K_1) следующим образом:

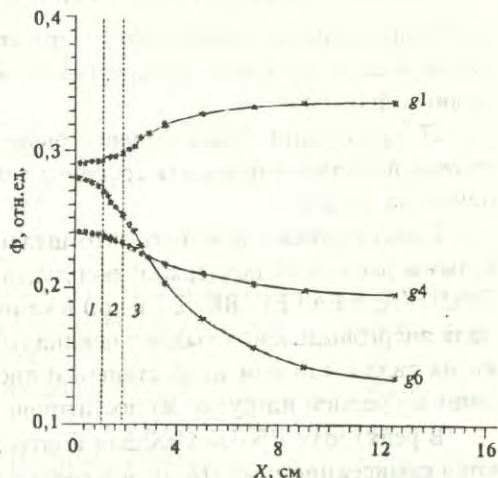
$$K_1 = \frac{I_m}{I},$$

где I_m — так называемый модельный ток, т.е. интегральный ток центральной секции ДКЭ(в), находящейся в сплошной ТВС без разрыва топлива, что соответствует расчетной модели в алгоритме восстановления аксиального профиля нейтронного поля реактора; I — истинный измеряемый ток центральной секции того же детектора, находящегося в ТВС с водяным зазором в месте соединения двух топливных сборок.

Плотность тока ДКЭ(в) пропорциональна скорости реакции захвата нейтронов материалом эмиттера датчика (в данном случае ^{103}Rh). Поэтому при известном аксиальном групповом распределении поля нейтронов в месте расположения центральной секции ДКЭ(в) искомый коэффициент вычисляется следующим образом:

$$K_1 = \frac{2H \sum_{g=1}^N \sigma_g^{\text{Rh}} \Phi_g^{\text{ac}}}{\sum_{n=1}^{M_1} \Delta h_n \sum_{g=1}^N \sigma_g^{\text{Rh}} \Phi_g^n + \sum_{n=1}^{M_2} \Delta h_n \sum_{g=1}^N \sigma_g^{\text{Rh}} \Phi_g^n},$$

где H — длина полусекции КНИ-7; N — число энергетических групп; M_1 — число расчетных зон, на которое разбивается область, в пределах которой находится нижняя полусекция центральной секции ДКЭ(в) КНИ-7; M_2 — число расчетных зон, на которое разбивается область, в пределах которой находится верхняя полусекция центральной секции ДКЭ(в) КНИ-7; Δh_n — длина участка центральной секции ДКЭ(в) КНИ-7, соответствующего зоне n ; Φ_g^n — нейтронный поток группы g в зоне n ; Φ_g^{ac} — асимптотический поток нейтронов группы g ; σ_g^{Rh} — микросечение поглощения нейтронов группы g ^{103}Rh .



Поток нейтронов Φ как функция расстояния от центра водяного зазора X : 1 — вода; 2 — циркониевая пробка; 3 — топливо; g1, g4, g6 — номера групп

Следует отметить, что выражение для K_1 представляет собой отношение скоростей реакций, таким образом, удастся при его вычислении избежать погрешности определения абсолютных величин соответствующих интегральных токов, зависящей от различных факторов.

Путем сравнительных оценок было показано, что применение предложенной методики позволило повысить среднюю точность восстановления аксиального распределения на 2—3%.

Следует также заметить, что штатные программы контроля и управления, программы расчетной поддержки эксплуатации реактора (ПРИЗМА [10], STEPAN [11], ТРОЙКА, КРАТЕР, ВЕТЕР и др.) в качестве результатов восстановления трехмерного поля энерговыделения выдают поканальное распределение линейной тепловой нагрузки на твэл с той или иной степенью дискретизации по высоте, что позволяет судить лишь о средней нагрузке на достаточно большом по высоте участке ТВК.

В реакторах РБМК-1000 для контроля высотного энергораспределения используются семисекционные ДКЭВ и в соответствии с этим во многих программах матобеспечения РБМК-1000 шаг расчетной сетки по высоте активной зоны равен 1 м (семь точек на семиметровую активную зону). При этом локальное увеличение энерговыделения в месте соединения топливных сборок не учитывается. В рамках настоящей работы предлагается уточнение процедуры обнаружения наиболее «горячих» точек без изменения алгоритмов программ расчетно-экспериментального восстановления:

1. Рассчитывается коэффициент превышения максимальной линейной нагрузки на твэл, показывающий, насколько максимальная линейная нагрузка на торце топливной части твэла вблизи водяного зазора превышает среднюю линейную нагрузку в этом слое активной зоны, определяемую без учета разрыва топлива.

2. Получаемое в результате работы программы КРАТЕР и ее аналогов значение линейной нагрузки на твэл в каждом канале в центральном слое активной зоны, включающем в себя водяной зазор, умножается на рассчитанный коэффициент и тем самым определяется локальная максимальная линейная нагрузка в этом слое. Только после этого выбираются зоны с наибольшей линейной тепловой нагрузкой на твэл.

При известном аксиальном групповом распределении нейтронов в этом месте искомый коэффициент вычисляется следующим образом:

$$K_2 = \frac{\sum_{g=1}^N \sigma_g^f \Phi_g}{\sum_{g=1}^N \sigma_g^f \Phi_g^{ac}},$$

где Φ_g — нейтронный поток группы g на торце топливной части твэла; Φ_g^{ac} — «асимптотический» поток нейтронов группы g (на удалении 15 см от центра водяного зазора); σ_g^f — микросечение деления ^{235}U нейтронами группы g .

В рабочем диапазоне значений энерговыработок, обогащений топлива и плотности теплоносителя величина коэффициента превышения максимальной линейной нагрузки на твэл в соответствии с определением составила 1,45—1,65.

Анализ зависимости увеличения линейной нагрузки на торце твэла от энерговыработки ТВК показывает, что по мере выгорания топлива всплеск энерговыделения на торце твэла вблизи водяного зазора становится больше (табл. 3). Это означает, что выгоревшая ТВК имеет большую вероятность выйти из строя за счет пережигания в торцевой части твэла.

Т а б л и ц а 3. Анализ зависимости увеличения линейной нагрузки на торце твэла от энерговыработки при плотности воды 0,52 г/см³ и обогащении 2%

B , МВт·сут/(кг·У)	0	3,5	12,5	17,5	18,5
K_2	1,587	1,583	1,587	1,611	1,639
Отклонения, %	0	-0,3	0	+1,5	+3,3

Проведенные расчеты коэффициента коррекции сигналов КНИ-7 демонстрируют возможность их использования после предварительной обработки в находящейся в эксплуатации программе КРАТЕР и ее аналогах.

Таким образом, разработанный алгоритм позволяет адаптировать существующие программные средства контроля энергораспределения к вводу в эксплуатацию детекторов нового типа без изменения алгоритмов программ. Процедура учета увеличения линейной нагрузки на торце твэла вблизи места соединения топливных сборок является составной частью задачи контроля за превышением пределов безопасной эксплуатации реакторов РБМК-1000.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Филиппчук Е.В., Потапенко В., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. — М.: Энергоиздат, 1981.
2. Лалетин Н.И., Люлька В.А. и др. Расчет распределения энерговыделения в ТВС, загружаемой в реактор. — Отчет ИАЭ, инв. № 36/257882. — М., 1982.
3. Шкурпелов А.А., Шукин Н.В., Хотылев В.А., Дадакин В.С. КРАТЕР — комплекс программ для трехмерного контроля полей энерговыделения в реакторе РБМК-1000. Алгоритм и его реализация. — Отчет МИФИ. — М., 1983.
4. Зонов И.В., Шукин Н.В., Хотылев В.А. Программа ВЕТЕР. Верификационный отчет. — Отчет МИФИ. — М., 1995.
5. Шкурпелов А.А. и др. Программа трехмерного контроля РБМК ТРОЙКА. — В кн.: Тез. докл. Всесоюзного научно-технического совещания «Совершенствование методов контроля и управления реактором РБМК-1000», Смоленская АЭС, 21—23 января 1986г. — М.: ВНИИАЭС, 1986.
6. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др. Краткое описание программы GETERA. — Отчет МИФИ. — М., 1990.
7. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др. Программа SPECTR для расчета спектра нейтронов в ячейках различной геометрии. — Отчет МИФИ. — М., 1989.
8. Филатов А.В., Шукин Н.В., Романин С.Д. Методика и программа для корректного учета всплеска потока тепловых нейтронов в показаниях ДКЭВ типа КНИ-7 в задаче контроля энергораспределения РБМК-1000. — В сб.: Тез. докл. IX семинара по проблемам физики ядерных реакторов «Проблемы безопасности ядерно-энергетических установок», Москва, 4—8 сентября 1995г. — М.: МИФИ, 1995, т. 1, с. 98—100.
9. Обработка результатов экспериментов по объемному сканированию реактора РБМК-1500 с 16.11.90 г. по 22.11.90 г. — Отчет НИКИЭТ, 1-00.05-03-02.81-1952К, инв. № 120-002-3558-29.12.90.
10. Откорректированная методика 12.46М. Алгоритмы программы «Призма». Инв. № Е12.146-13432. — Предприятие п/я А-7291, 1982.
11. Краюшкин А.В., Романенко В.С. и др. Верификация программ STEPAN для трехмерного нейтронно-теплогидравлического расчета РБМК. — Отчет РНЦ КИ, инв. № 33-08/9. — М., 1995.

Статья поступила в редакцию 20 мая 1996 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 3—9.

ОБ ОДНОМ ПРИМЕРЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НА УСТОЙЧИВОСТЬ

И.А. Бырков,

НИТИ им. А.П. Александрова, 188537, г. Сосновый Бор, Ленинградская обл.

Приводится пример стабилизации линейной стационарной системы автоматического управления, имеющей неизмеримые переменные и дрейфующие параметры, динамическим регулятором. Показывается потеря устойчивости в результате некорректных преобразований.

AN EXAMPLE OF STABILITY TEST. I.A. Byrkov. The paper presents stabilization of a linear stationary automatic control system having non-measurable variables and drifting parameters, using dynamic regulator. The loss of stability as a result of improper transform is shown.

Приведем пример, на основе которого в некоторых научных публикациях последнего времени [1—3] доказывается несостоятельность общепризнанных методов исследования на устойчивость систем автоматического регулирования, делаются выводы о большой вероятности признания неустойчивых объектов управления устойчивыми, если расчеты производились с использованием классических методов. Говорится, в частности, о «скрытых минах», заложенных в режимах управления ядерными энергетическими установками и атомными производствами.

В указанном примере рассматривается система автоматического управления [1—3]:

$$\begin{aligned}\dot{x}_1 &= -\frac{2}{m}x_1 + \frac{1}{m}x_2 + \frac{1}{m}u; \\ \dot{x}_2 &= x_3; \\ \dot{x}_3 &= -x_2 - 2x_3.\end{aligned}\quad (1)$$

Пусть расчетное значение параметра m равно единице. Обратную связь (регулятор) возьмем в виде линейной комбинации всех фазовых переменных

$$u = -k_1x_1 - k_2x_2 - k_3x_3 \quad (2)$$

и выберем $k_1 = 1$; $k_2 = 2$; $k_3 = 3$. Замкнув объект (1) регулятором (2), получим уравнения замкнутой системы

$$\begin{aligned}\dot{x}_1 &= -\frac{3}{m}x_1 - \frac{1}{m}x_2 - \frac{1}{m}x_3, \\ \dot{x}_2 &= x_3, \\ \dot{x}_3 &= -x_2 - 2x_3,\end{aligned}\quad (3)$$

имеющие характеристический полином

$$D^3 + \left(2 + \frac{3}{m}\right)D^2 + \left(1 + \frac{6}{m}\right)D + \frac{3}{m}. \quad (4)$$

Для расчетного значения $m = 1$ он примет вид

$$D^3 + 5D^2 + 7D + 3. \quad (5)$$

Проверка характеристического полинома (4) или же проверка матрицы коэффициентов замкнутой системы (3) традиционными методами показывает, что устойчивость замкнутой системы сохранится при $0 < m < \infty$.

Предположим теперь, что переменные x_2 и x_3 непосредственно не измеримы и не могут быть непосредственно использованы в канале обратной связи. Пользуясь уравнениями (1), выразим их через переменные x_1 и u . Для расчетного значения $m = 1$ имеем

$$x_2 = \dot{x}_1 + 2x_1 - u, \quad x_3 = \ddot{x}_1 + 2\dot{x}_1 - \dot{u}$$

и, подставляя в (2), (3), получаем следующие уравнения объекта управления (1):

$$(D^3 + 4D^2 + 5D + 2)x_1 = (D^2 + 2D + 1)u \quad (6)$$

и регулятора (2)

$$(D + 1)u = (D^2 + 4D + 5)x_1. \quad (7)$$

В уравнениях (6) и (7) символ D означает дифференцирование по времени. Если замкнуть регулятором (7) объект (6), то характеристический полином замкнутой системы сохранит вид (5).

Если параметр m отклонится от расчетного значения $m = 1$, то уравнение объекта (6) примет вид

$$\left[D^3 + \left(2 + \frac{2}{m} \right) D^2 + \left(1 + \frac{4}{m} \right) D + \frac{2}{m} \right] x_1 = \frac{1}{m} (D^2 + 2D + 1)u. \quad (8)$$

Теперь, замкнув прежним регулятором (7) объект (8), поскольку параметры регулятора отнюдь не обязаны изменяться синхронно с параметрами объекта, мы убедимся, что уравнение замкнутой системы примет вид

$$[(1 - m)D^4 + (4 - 3m)D^3 + (8 - 3m)D^2 + (8 - m)D + 3]x_1 = 0, \quad (9)$$

и если $m = 1 + \varepsilon$, то уже при малых $\varepsilon > 0$ система теряет устойчивость.

Чем же объясняются столь парадоксальные выводы? Прежде всего заметим, что в примере фактически решаются две задачи. Сначала линейная система стабилизируется регулятором, состоящим из линейных комбинаций фазовых переменных и не включающим в себя производные. После нахождения коэффициентов усиления, то есть решения этой задачи, делается предположение о неизмеримости части переменных. Выражая неизмеримые переменные через измеримую переменную, дифференцируется управление. Полученный регулятор уже не принадлежит классу управлений (2) в исходной постановке задачи, потому что он содержит производные du/dt .

При одновременном преобразовании объекта и регулятора (6), (7) для $m = 1$ новое управление сохраняет стабилизируемость. При этом в уравнении (9) коэффициент, относящийся к старшей производной, равен нулю. Но стоит проварьировать коэффициенты путем изменения m , как сразу может потеряться устойчивость. При этом появляется четвертое независимое фундаментальное решение замкнутой системы. Последний факт особенно удивляет. В самом деле, откуда у системы третьего порядка с управлением вида (2) в процессе преобразований объекта и регулятора появляется четвертое независимое фундаментальное решение при ее замыкании? Ведь известно, что у линейной системы дифференциальных уравнений независимых фундаментальных решений может быть ровно столько, каков ее порядок. В приведенном примере это решение доставляет нам новый класс управлений, включающий в себя помимо фазовых переменных производную du/dt и подменяющий собой (2).

Выразим явно этот класс. При $m = 1$ он должен совпадать с (2). Пусть $m \neq 1$, тогда из уравнений (1) выразим x_2, x_3 через x_1 и u :

$$x_2 = m\dot{x}_1 + 2x_1 - u; \quad x_3 = m\ddot{x}_1 + 2\dot{x}_1 - \dot{u}. \quad (10)$$

При подстановке выражений (10) в новый регулятор мы должны получить управление (7) (как это делается в примере).

Итак, сформулируем задачу найти регулятор вида

$$\alpha_1(m)\dot{x} + \alpha_2(m)u = -k_1(m)x_1 - k_2(m)x_2 - k_3(m)x_3 \quad (11)$$

с коэффициентами, удовлетворяющими условиям:

$$\alpha_1(1) = 0; \alpha_2(1) = 1; k_1(1) = 1; k_2(1) = 2; k_3(1) = 1, \quad (12)$$

после подстановки в который уравнений (10) мы получили бы регулятор (7). Заменяем в (11) x_2, x_3 на их выражения в (10) и сделаем приведение подобных слагаемых

$$\left[(k_3 - \alpha_1)D + (k_2 - \alpha_2) \right] u = \left[k_3 m D^2 + (k_2 m + 2k_3)D + k_1 + 2k_2 \right] x_1. \quad (13)$$

Приравняем коэффициенты при одинаковых степенях D для u и x_1 в уравнениях (7), (13):

$$\begin{aligned} k_3 - \alpha_1 &= 1, \\ k_2 - \alpha_2 &= 1, \\ k_3 m &= 1, \\ k_2 m + 2k_3 &= 4, \\ k_1 + 2k_2 &= 5. \end{aligned} \quad (14)$$

Из третьего уравнения образовавшейся системы найдем k_3 :

$$k_3 = \frac{1}{m}.$$

Подставляя k_3 в первое и четвертое уравнения, получим

$$\alpha_1 = \frac{1}{m} - 1; \quad k_2 = \frac{4}{m} - \frac{2}{m^2}.$$

Второе и пятое уравнения дадут нам α_2 и k_1 :

$$\alpha_2 = -1 + \frac{4}{m} - \frac{2}{m^2}; \quad k_1 = 5 - \frac{8}{m} + \frac{4}{m^2}.$$

Искомым управлением будет

$$\left(\frac{1}{m} - 1 \right) \dot{u} + \left(-1 + \frac{4}{m} - \frac{2}{m^2} \right) u = - \left(5 - \frac{8}{m} + \frac{4}{m^2} \right) x_1 - \left(\frac{4}{m} - \frac{2}{m^2} \right) x_2 - \frac{1}{m} x_3. \quad (15)$$

При $m = 1$ коэффициенты уравнения (15) удовлетворяют условиям (12).

Таким образом, дифференцируя в (6), (7) управление и варьируя затем коэффициенты системы (1) и регулятора (рассматривая его в виде (15)) путем изменения m , мы тем самым изменяем заданный класс управлений в начальной постановке задачи, включая дополнительно в него производные du/dt . При этом фактически мы имеем дело не с (2), а с регулятором вида (11). В зависимости от выбора коэффициентов в уравнении (11) замкнутая система будет стабильной или нет. Следовательно, стабилизирующие управления необходимо искать в пространстве коэффициентов уравнения (11), а не (2).

Вообще, в традиционных методах очень осторожно пользуются такими преобразованиями системы, которые могут вывести ее переменные из области их определения. Например, если в задаче стабилизации используют операцию дифференцирования, то обращают внимание на то, чтобы получающееся при этом решение было бы асимптотически устойчивым.

ВЫВОДЫ

Результаты, полученные в работах [1—3], не являются очевидными. Одновременное дифференцирование уравнений объекта и регулятора не приводит к потере

устойчивости, так как в этом случае при замыкании управлением системы высшие производные сокращаются. Однако, полученный регулятор уже не является допустимым. Порядок его производных для управления выше определенного в исходной постановке задачи и даже при малых вариациях параметров может привести к неустойчивости.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Петров Ю.П. Расчет систем управления, сохраняющих устойчивость при вариациях параметров. Мет. указания к курсу «Синтез систем управления». Сост. Ю.П. Петров. — СПбГУ, 1992.
2. Петров Ю.П. О скрытых опасностях, содержащихся в традиционных методах проверки устойчивости [Систем управления]. — Изв. вузов. Электромеханика, 1991, № 11, с. 106—108.
3. Петров Ю.П. Предотвращение аварийности в системах управления. — Там же, 1994, № 112, с. 37.

Статья поступила в редакцию 8 февраля 1996 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 10—13.

УДК 519.715

К ВОПРОСУ О КРИТИКЕ КЛАССИЧЕСКИХ МЕТОДОВ ИССЛЕДОВАНИЯ УСТОЙЧИВОСТИ

Л.В. Смирнов, А.Л. Пригоровский,

НИИ механики при ННГУ, 603600, г. Нижний Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6

Проведен анализ обоснованности критики классических методов исследования устойчивости.

ON THE CRITICISM OF SOME CLASSICAL METHODS FOR INVESTIGATING STABILITY. L.V. SMIRNOV, A.L. PRIGOROVSKY. The validity of the criticism of some classical methods for analysing stability is assessed.

Статья является дополнением работы [1]. На первый взгляд материал статьи не имеет прямого отношения к тематике данного сборника. Однако критически рассматриваемые в ней публикации профессора Санкт-Петербургского университета Ю.Н. Петрова [2—4], а также вызванные ими выступления в средствах массовой информации, касающиеся, в частности, вопросов безопасности ядерных энергетических установок, требуют, на наш взгляд, дополнительного обсуждения и более обоснованной критики, чем это сделано в работе [1]. Между тем в этих публикациях затронуты серьезные методологические проблемы, обсуждение которых представляет интерес. В первую очередь это относится к обоснованности следующих выводов автора, взятых из [3]:

1) «... существующие методы расчета устойчивости в линейном приближении, составляющие неотъемлемый этап проектирования систем управления..., не являются надежными и могут быть источником аварийности, так как допускают к реализации в металле опасные системы, содержащие в себе как бы «скрытые мины»;

2) «... есть основания полагать, что некоторые из нераскрытых аварий последних лет имели под собой эту причину, связанную с несовершенством методов расчета и проектирования. Для предотвращения аварийности необходим серьезный пересмотр и совершенствование методов расчета устойчивости и ее сохранения при вариациях параметров».

Сенсационность таких выводов привлекла внимание журналистов, о последствиях чего можно уже не говорить.

Единственным, насколько можно судить по публикациям [2—4], аргументом, приведенным во всех трех работах, является следующий пример. Рассматривается система управления, в которой уравнения объекта управления имеют вид:

$$\begin{aligned} m\dot{x}_1 &= -2x_1 + x_2 + u, \\ \dot{x}_2 &= x_3, \\ \dot{x}_3 &= -x_2 - 2x_1, \end{aligned} \quad (1)$$

а уравнение регулятора

$$u = -x_1 - 2x_2 - x_3. \quad (2)$$

Все параметры системы, описываемой уравнениями (1), (2), кроме m , фиксированы. Характеристическое уравнение имеет вид

$$(mp + 3)(p + 1)^2 = 0. \quad (3)$$

Т. е. система (при $m > 0$) устойчива, поскольку корни уравнения (3) расположены в левой полуплоскости параметра p ($p_1 = -3/m$, $p_{2,3} = -1$). Принятое в работах [2—4] значение $m = 1$ не принципиально.

Далее автор предполагает, что переменные x_2 и x_3 неизмеримы. В этом случае требуется создание регулятора, в котором эти переменные находятся из измеримых. Для этого в указанных работах эти переменные исключаются с помощью формальных преобразований, по терминологии автора — допустимых. При этом уравнения объекта и нового регулятора в операторной форме ($p = d/dt$) соответственно имеют вид

$$(p + 1)^2(m_1p + 2)x_1 = (p + 1)^2u; \quad (4)$$

$$(p + 1)u = [m_2p^2 + 2(m_2 + 1)p + 5]x_1. \quad (5)$$

Эти уравнения совпадают с использованными в [2—4], если принять $m_1 = m_2 = m$. Характеристическое уравнение системы (4), (5)

$$(p + 1)^2[(m_2 - m_1)p^2 + (2m_2 - m_1)p + 3] = 0 \quad (6)$$

в этом случае совпадает с (3).

Введение в (4), (5) и (6) двух несовпадающих параметров m_1 и m_2 вместо одного, как это сделано, связано с тем, что эти параметры относятся к разным элементам системы управления — объекту и регулятору. Эти параметры в принципе не могут быть сделаны абсолютно одинаковыми, что очень важно. Именно здесь заключена сущность парадокса, используемого автором. Получается, что система спроектирована и изготовлена так, чтобы $m_1 = m_2 = m$, когда она устойчива, а в процессе ее эксплуатации один из параметров m_i немного изменяется. В этом случае вместо характеристического уравнения (3) имеем уравнение (6), порядок которого на единицу выше, и при $m_2 < m_1$ система уже неустойчива. Таким образом, в процессе эксплуатации система теряет устойчивость. В этом автор и видит возможность существования «скрытых мин» и причину аварийности. Отметим, что система, имеющая характеристическое уравнение (6), даже при $m_1 = m_2$ не совпадает с системой, имеющей характеристическое уравнение (3), так как имеет не три, а четыре корня, один из которых уходит в бесконечность (при $m_1 - m_2 \rightarrow 0$). Об этом автор не говорит.

Случай $m_1 - m_2 = 0$ является вырожденным и соответствует негрубой системе. Таким образом, при нарушении этого равенства динамические свойства качественно меняются: устойчивые при $m_1 < m_2$ системы здесь граничат с неустойчивыми при $m_1 > m_2$, так как при этом первый коэффициент характеристического полинома в квадратных скобках (6) имеет разный знак.

Негрубые системы в природе и технике не встречаются, так как соответствующие таким системам значения параметров невозможно задать с абсолютной точностью. Рассмотрение негрубой системы, которая чувствительна к любому сколько угодно малому изменению параметров, имеет чисто теоретическое значение и делать из такого рассмотрения выводы о свойствах реальной системы неоправданно. Рассмотренный автором работ [2—4] пример не является простым, так как при этом меняется размерность фазового пространства. На такую возможность авторы понятия грубости динамической системы указывали более 50 лет назад*.

Таким образом, рассмотренный в работах [2—4] пример не дает основания для выводов о необходимости коренного пересмотра классических методов, поскольку рассматриваемая модель (1), (2) не соответствует анализируемой системе управления.

Все сказанное лишний раз напоминает очевидную истину, что использование при исследованиях и проектировании расчетов по неадекватным математическим моделям недопустимо. Именно в этом, если следовать терминологии автора работ [2—4], состоит источник появления «скрытых мин» и причин аварийности. Неизбежность упрощений и сознательное пренебрежение рядом усложняющих исследование факторов предполагает последующий анализ результатов исследования с точки зрения оценки границ справедливости упрощений и используемых методов.

Относительно необходимости совершенствования используемых при проектировании методов расчета устойчивости можно сказать следующее:

1. Анализ линейных математических моделей в некоторых случаях бывает недостаточным. Реальные при эксплуатации возмущения могут вывести систему из области притяжения устойчивого «в малом» (согласно исследованию) состояния равновесия, соответствующего проектному режиму работы. В этом случае может реализоваться не предусмотренный проектом режим работы в виде автоколебаний или другого (запроектного) стационарного режима. Может также возникнуть переходный процесс, не описываемый используемой математической моделью, даже учитывающей нелинейные эффекты. Т.е. появляется необходимость изучения поведения системы при оправданных с практической точки зрения конечных возмущениях. Такое исследование может быть проведено, например, с помощью прямого метода Ляпунова [6, 7].

2. Устойчивость системы при вариации параметров, обусловленной изготовлением и эксплуатацией, также требует исследования так называемой робастной устойчивости [8, 9].

3. Потеря устойчивости при уходе параметров системы, работающей вблизи границы устойчивости (в области параметров), может не привести к катастрофическим с технической точки зрения последствиям [10], если это граница «безопасная». При необходимости возможен анализ характера потери устойчивости известными методами [11, 12].

Некоторые из указанных методов, пока не нашедшие широкого использования в инженерной практике, являются важным дополнением к обычно используемым классическим методам, строго обоснованным и имеющим четко очерченные границы применимости.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бырков И.А. Об одном примере исследования на устойчивость. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 10—13.
2. Петров Ю.П. О скрытых опасностях, содержащихся в традиционных методах проверки устойчивости систем управления. — Изв. вузов. Электромеханика, 1991, № 11, с. 106—108.
3. Петров Ю.П. Предотвращение аварийности в системах управления. — Там же, 1994, № 1—2, с. 37—40.
4. Петров Ю.П. Устойчивость линейных систем при вариациях параметров. — Автоматика и телемеханика, 1994, № 11, с. 186—189.

*См., например, введение к монографии [5] и более ранние работы ее авторов.

5. Андронов А.А., Витт А.А., Хайкин С.Э. Теория колебаний. — М.: Физматгиз, 1959.
6. Малкин И.Г. Теория устойчивости движения. — М.: Наука, 1966.
7. Горяченко В.Д. Методы исследования устойчивости ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1977.
8. Неймарк Ю.И. Робастная устойчивость линейных систем. — ДАН СССР, 1991, т. 319, № 3, с. 578—580.
9. Любимцев Я.К. О робастной устойчивости нелинейных систем. Проблемы теории колебаний. — В кн.: Межвуз. сб. науч. трудов. — Н.Новгород: Нижегородский ун-т, 1995, с. 152—160.
10. Митенков Ф.М. Актуальные задачи динамики энергетических реакторов. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 6(19), с. 3—5.
11. Баутин Н.Н. Поведение динамических систем вблизи границ области устойчивости. — М.: Наука, 1984.
12. Горяченко В.Д., Золотарев С.Л., Колчин В.А. Исследование динамики ядерных реакторов качественными методами. — М.: Энергоатомиздат, 1988.

Статья поступила в редакцию 9 июня 1997 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 13—16

ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ ПРОЦЕССЫ

УДК 621.039.548

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ КИНЕТИКИ ВЫХОДА ГПД ИЗ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ БЫСТРЫХ РАЗОГРЕВАХ

А.С. Иванов, Д.А. Иванов,

РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова

На основе модели пористого топлива проведено исследование некоторых аномалий, наблюдавшихся в кинетике выхода продуктов деления. Показано, что немонотонная, двухпиковая структура потока продуктов деления может быть обусловлена влиянием системы открытых пор. Установлено, что взрывной рост потока при нагревании в области сравнительно высоких температур связан с сильной нелинейностью временной зависимости феноменологических параметров, описывающих выход ГПД из твердой фазы. Проведен анализ процессов, сопровождающих распад твердого раствора продуктов деления. Отмечена возможность диспергирования материала топлива в условиях быстрой реактивной аварии за счет резкого роста давления газовой фазы в системе закрытых пор.

SOME PECULIARITIES OF THE KINETICS OF FISSION PRODUCT RELEASE FROM NUCLEAR FUEL UNDER FAST HEATING. A.S. IVANOV, D.A. IVANOV. This paper presents studies of some anomalies observed in kinetics of fission products based on the model of porous fuel. A nonmonotone two-peak structure of a fission product flux is shown to be determined by the effect of the open pores' system. It has been established that on heating, an explosive growth of a flux in the region of relatively high temperatures is associated with a high nonlinearity of the time dependence of phenomenological parameters describing fission gas release from a solid phase. The analysis has been performed of the processes accompanying a decay of a fission product solid solution. The possibility of a fuel material dispersion has been noted under the conditions of a fast reactivity accident due to a sharp rise of the gas phase pressure in the system of closed pores.

Проблема выхода газообразных продуктов деления (ГПД) из ядерного топлива весьма важна с точки зрения прогнозирования безопасности реакторов по отношению к тяжелым авариям. Особый интерес эта проблема приобретает при анализе напряженно-деформированного состояния тепловыделяющих элементов в условиях быстрой реактивной аварии. Следует отметить, что экспериментально, как правило, исследуется выход ГПД из топлива в окружающее пространство непосредственно с его поверхности либо через систему открытых пор. Вместе с тем известно, что на различных этапах работы топлива в нем формируется система закрытых внутризеренных пор, концентрация которых достигает 10^{18} см^{-3} [1]. В связи с этим проблема выхода ГПД из топлива разбивается на две различные задачи. Во-первых, это выход из твердого тела в открытую пористую систему с последующим движением в окружающую среду и, во-вторых, выход в закрытые поры. Тот и другой вопросы довольно подробно обсуждались в литературе [2, 3]. Однако ряд физических явлений в кинетике процессов, особенно при больших скоростях разогрева, в частности, взрывной характер выброса ГПД при высоких температурах, не коррелирующий со скоростями переноса в твердом теле, двухпиковая структура потока и некоторые другие до настоящего времени остаются не вполне понятными. Ниже обсуждаются оба аспекта рассматриваемой проблемы.

КИНЕТИКА ВЫХОДА ГПД ИЗ ТОПЛИВА, ОБЛАДАЮЩЕГО ОТКРЫТОЙ ПОРИСТОЙ СИСТЕМОЙ

Аномальные эффекты выхода газообразных продуктов деления, наблюдавшиеся при нагревании облученного ядерного топлива, как правило, связывают с его дефектной структурой [1]. В работе [4] показано, что некоторые из них могут получить после-

довательное объяснение в рамках модели пористого топлива. Сюда, прежде всего, следует отнести резкое увеличение скорости выхода ГПД на начальной стадии разогрева топлива, существенно превышающее скорости, лимитируемые диффузионными процессами в твердом теле, а также эффект «выжигания» ГПД, заключающийся в заметном понижении выхода, если наблюдение ведется при температуре ниже температуры предыдущего отжига.

Теория, развитая в работе [4], описывает выход ГПД из пористого топлива в изотермических условиях. Однако при исследовании переходных режимов, когда значения скорости изменения температуры топлива велики, непосредственное использование ранее развитой модели становится проблематичным и необходима ее модернизация, учитывающая, с одной стороны, динамику разогрева, а с другой, выход ГПД из твердой фазы.

Система уравнений, описывающая кинетику выхода ГПД из пористого топлива, состоит из уравнения неразрывности, уравнения состояния и закона Дарси:

$$\begin{aligned}\vec{v} &= -\frac{K}{\mu} \nabla P; \\ \frac{\partial n}{\partial t} + \operatorname{div} n \vec{v} &= I(t); \\ P &= nk_B T,\end{aligned}\tag{1}$$

где $\vec{v}$ — скорость газа; k_B — постоянная Больцмана; n — число молекул газа в единице объема; K — проницаемость пористой среды; μ — вязкость газа.

В настоящей работе при анализе конкретных ситуаций принята линейная зависимость температуры T от времени t :

$$T = T_0 + \lambda t,\tag{2}$$

где λ — скорость возрастания температуры.

В правую часть уравнения неразрывности (1) введен член $I(t)$, описывающий выход газа из твердого тела в систему открытых пор. Источник продуктов деления $I(t)$ представляет собой число атомов ГПД, вышедших в единицу времени в единицу объема системы открытых пор из твердой фазы. Если ГПД распределены равномерно по объему твердой фазы и температура топлива не зависит от координат, функция источника может быть построена довольно легко. Это обусловлено быстрым перемешиванием продуктов деления в газовой фазе. Характерное время перемешивания составляет в рассматриваемом случае $\sim 10^{-6}$ с.

Построим функцию источника, опираясь на известные эмпирические соотношения, описывающие выход продуктов деления из твердой фазы в широком диапазоне температур [5]. Эти соотношения получены путем обработки значительного количества экспериментальных данных и их экспоненциальной аппроксимации:

$$\begin{aligned}U_i(t) &= U_{i0} \{1 - e^{-t/\tau}\}; \\ \tau &= \tau_0 e^{-Q/RT},\end{aligned}\tag{3}$$

где $U_i(t)$ — число атомов той же группы, вышедших из топлива к моменту t ; U_{i0} — полное число атомов продуктов деления группы i , содержащихся в единице объема твердой фазы; Q и τ — феноменологические константы; R — объединенная газовая постоянная. Все газообразные продукты деления принадлежат к одной группе, в которой $Q = 63,8$ ккал, $\tau_0 = 3,3 \cdot 10^3$ с⁻¹ [5], поэтому ниже индекс i опущен.

Число атомов газа, вышедших в единице объема топлива за время от t до $t + dt$, равно dU . Если пренебречь незначительным краевым эффектом, то все эти атомы

оказываются в объеме $1 \cdot m$ системы открытых пор (m — открытая пористость). Следовательно, изменение числа атомов газа в единице объема пористой системы в единицу времени за счет выхода ГПД из твердой фазы равно

$$I(t) = \frac{U_0}{m} e^{-\tau t} \frac{d}{dt}(\tau t). \quad (4)$$

Сведение системы (1) к дифференциальному уравнению для давления, как это было сделано ранее [4], в неизотермическом случае приводит к значительному усложнению задачи. В связи с этим рассмотрим уравнение для плотности газа n . При этом поток газа определяется соотношением:

$$\vec{J} = n\vec{v} = -\frac{K}{\mu} k_B T \nabla \frac{n^2}{2}. \quad (5)$$

Система уравнений (1) сводится к нелинейному дифференциальному уравнению второго порядка

$$\frac{\partial}{\partial t} \left(\frac{n^2}{2} \right) = \frac{K}{\mu} n k_B T \Delta \left(\frac{n^2}{2} \right) + n I(t). \quad (6)$$

Введем линеаризацию типа линеаризации Лейбензона, полагая в правой части (6) $n k_B T = P_{\text{ср}} = \text{const}$, тогда

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} \chi &= a^2 \Delta \chi + \frac{P_{\text{ср}}}{k_B T} I(t); \\ \chi &\equiv \frac{n^2}{2}; \quad a^2 \equiv \frac{K}{\mu} P_{\text{ср}}. \end{aligned} \quad (7)$$

Рассмотрим одномерную модельную задачу для слоя конечной толщины l (рис. 1). Начальное условие рассматриваемой задачи $\chi(x, 0) = \mu_0$. Сформулируем граничные условия. Положим, что внешнее давление P_0 в процессе разогрева топлива остается постоянным, а решение уравнения (7) симметрично относительно середины слоя, тогда

$$\begin{aligned} \chi|_{x=0, x=l} &= \frac{1}{2} \left(\frac{P_0}{k_B T} \right)^2 \equiv \mu(t); \\ \frac{\partial \chi}{\partial x} \Big|_{x=l/2} &= 0. \end{aligned} \quad (8)$$

Отметим, что, согласно (8), граничное условие для χ является заданной функцией времени.

Перейдем к однородным граничным условиям, полагая $\chi = \Theta + \mu(t)$:

$$\frac{\partial \Theta}{\partial t} = a^2 \frac{\partial^2}{\partial x^2} \Theta + \Phi(t);$$

$$\Theta(x, 0) = 0;$$

$$\Theta(x, t)|_{x=0, x=l} = 0;$$

$$\frac{\partial \Theta}{\partial x} \Big|_{x=l/2} = 0.$$

Функция $\Phi(t)$, играющая роль плотности источника вспомогательной задачи (9), имеет вид

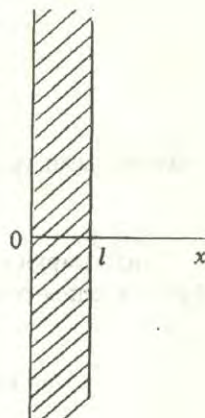


Рис. 1. Слой конечной толщины

$$\Phi(t) = -\frac{du(t)}{dt} + \frac{P_{cp}}{2mk_B T} \frac{dU}{dt}. \quad (10)$$

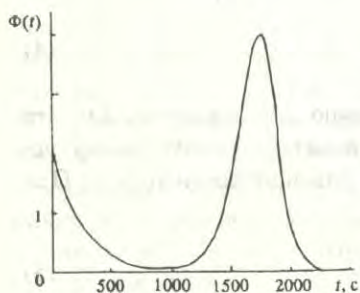


Рис. 2. Плотность источника в случае линейной зависимости температуры от времени

График $\Phi(t)$ в случае линейной зависимости температуры от времени приведен на рис. 2 в относительных единицах для скорости разогрева 1 град/с ($T_0 = 300$ K; $P_0 = 10^5$ Н·м⁻², $U_0 = 10^{25}$ м⁻³, $P_{cp} = 3,5 \cdot 10^5$ Н·м⁻², $m = 5 \cdot 10^{-2}$). Функция $\Phi(t)$ содержит два пика, соответствующих двум различным механизмам выхода ГПД. С возрастанием начальной температуры T_0 величина первого пика падает. Отметим, что весьма заметное влияние на форму рассматриваемой кривой оказывает давление окружающей среды P_0 . Однако более подробно на этом вопросе в рамках настоящей работы останавливаться не будем.

Перейдем к решению линейного неоднородного уравнения (9) с нулевыми граничными условиями. Интегрирование проведем методом Фурье, раскладывая решение по системе ортогональных функций $\{\sin \pi n x / l\}$

$$\Theta(x, t) = \sum_{n=1}^{\infty} \Theta_n(t) \sin \frac{\pi n}{l} x. \quad (11)$$

Это разложение удовлетворяет граничным условиям $\Theta(0, t) = 0$; $\Theta(l, t) = 0$. Однако условию симметрии удовлетворяют лишь члены с $n = 2p - 1$ ($p = 1, 2, \dots$), поэтому

$$\Theta(x, t) = \sum_{p=1}^{\infty} \Theta_{2p-1} \sin \frac{\pi}{l} (2p - 1) x. \quad (12)$$

Представим функцию $\Phi(t)$ в виде ряда

$$\Phi(t) = \Phi(t) \frac{4}{\pi} \sum_{p=1}^{\infty} \frac{\sin \frac{\pi}{l} (2p - 1) x}{2p - 1}. \quad (13)$$

Подставляя (12) и (13) в (10) и приравнявая к нулю коэффициенты при различных ортогональных функциях, находим уравнение для определения Θ_{2p-1} :

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} \Theta_{2p-1} + \alpha_{2p-1} \Theta_{2p-1} &= \frac{4}{\pi (2p - 1)} \Phi(t); \\ \alpha_{2p-1} &\equiv \left[\frac{\pi a}{l} (2p - 1) \right]^2 \end{aligned} \quad (14)$$

с начальными условиями

$$\Theta_{2p-1}(0) = 0. \quad (15)$$

Интегрируя уравнения (14) с условиями (15) и принимая во внимание соотношение (12), находим решение поставленной задачи

$$\Theta(x, t) = \frac{4}{\pi} \sum_{p=1}^{\infty} \frac{\sin \pi (2p - 1) \frac{x}{l}}{2p - 1} \left\{ e^{-\alpha_{2p-1} t} \int_0^t \Phi(s) e^{\alpha_{2p-1} s} ds \right\}. \quad (16)$$

Для анализа физических аномалий выхода ГПД наиболее интересным, по-видимому, является исследование потока продуктов деления через внешнюю поверхность

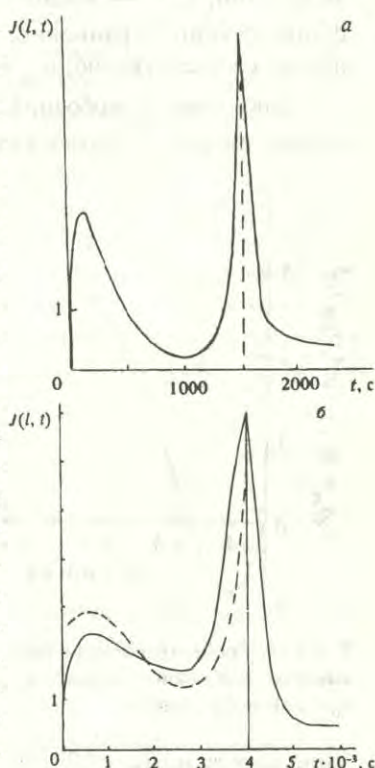
образца. В рассматриваемом случае в соответствии с соотношениями (5, 7, 16) поток через единицу площади границы образца в точке $x = l$ определяется соотношением

$$J(l, t) = \frac{4K}{\mu l} k_B T \sum_{p=1}^{\infty} e^{-\alpha_{2p-1}^2 t} \int_0^t \Phi(s) e^{\alpha_{2p-1}^2 s} ds. \quad (17)$$

В силу существенной нелинейности, вносимой временной зависимостью коэффициентов переноса, поведение потока весьма чувствительно к изменению ряда таких параметров, как пористость топлива, его проницаемость, величина давления, начальная и конечная температуры нагревания и др. Детальное исследование потока в зависимости от этих параметров может быть проведено при помощи полученного соотношения (17) с использованием известных программных средств для персональных компьютеров. В качестве иллюстрации мы приведем зависимость потока от времени для двух значений начальной и конечной температур нагревания. В расчетах принимались следующие значения параметров: $K = 10^{-17} \text{ м}^2 [4]$; $\mu = 1,8 \cdot 10^{-5} \text{ кг/мс}$; $l = 0,8 \cdot 10^{-2} \text{ м}$.

На рис. 3 приведены временные зависимости потока $J(l, t)$ при нагревании от $T_0 = 300 \text{ К}$ в течение $1,5 \cdot 10^3 \text{ с}$ со скоростью 1 град/с (а) и $T_0 = 1000 \text{ К}$ в течение $4 \cdot 10^3 \text{ с}$ со скоростью $0,13 \text{ град/с}$ (б). Согласно нашим расчетам выход ГПД носит немонотонный двухпиковый характер. Однако с ростом начальной температуры первый пик, формируемый пористой структурой, сглаживается и может вырождаться в плато. На рис. 3, б штриховая линия представляет собой экспериментальные данные, полученные в работе [6]. Несмотря на модельность рассмотренной задачи, расчетная кривая повторяет характерные особенности экспериментальной. Отметим, что положения экстремальных точек на обеих кривых близки к друг другу. Помимо немонотонного двухпикового характера выхода ГПД обращает на себя внимание резкий рост газовыделения в области высоких температур. Этот взрывной рост обусловлен сильной нелинейной зависимостью потока от температуры. Фиксация температуры в конце процесса нагревания приводит сначала к резкому падению газовыделения за счет срабатывания избыточного давления в открытых порах, а затем к медленному изменению потока, соответствующему диффузионной кинетике движения атомов ГПД в твердой матричной фазе при данной температуре.

Рассмотренная модель, по-видимому, остается работоспособной при довольно больших скоростях разогрева топлива λ . Основным лимитирующим фактором здесь является возможность использования эмпирических соотношений (3). Расчеты показывают, что с ростом λ первый пик (см. рис. 3) вырождается в плато, а второй сдвигается в сторону высоких температур. Таким образом, проявляется эффект торможения выхода ГПД системой открытых пор. При скоростях разогрева больше 10^3 град/с , характерных для быстрых реактивных аварий, ГПД практически не успевают выйти из топлива вплоть до температуры плавления, а температурная зависимость потока оказывается монотонно возрастающей функцией во всей области существования твердой фазы.



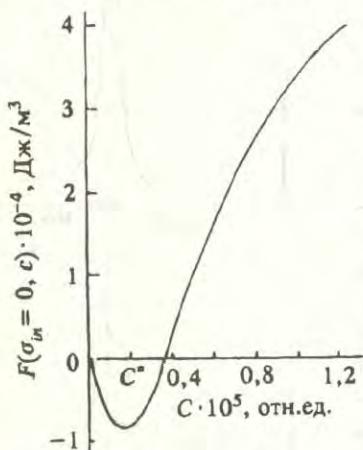
Р и с. 3. Зависимость потока ГПД от времени при нагревании от $T_0 = 300 \text{ К}$ со скоростью 1 град/с (а) и от $T_0 = 1000 \text{ К}$ со скоростью $0,13 \text{ град/с}$ (б)

Работавшее некоторое время в активной зоне реактора ядерное топливо представляет собой раствор продуктов деления в матрице UO_2 . Зависимость свободной энергии F этого раствора от концентрации продуктов деления точно не известна, однако можно предположить, что при низких температурах этот раствор находится в метастабильном состоянии или его распад кинетически подавлен. Вообще говоря, для растворов инертных газов зависимость свободной энергии от концентрации может быть описана достаточно точно, если пренебречь их химическим взаимодействием с атомами матрицы, в частности, в рамках модели раствора центров дилатации в состоянии свободного концентрационного расширения однородной системы [7]:

$$F(\sigma_{in} = 0, C) = \Omega^{-1}(e_0 + k_B T \ln C) C - 3 \frac{1-2G}{1-G} K^* \omega^2 C^2, \quad (18)$$

где C — концентрация растворенного компонента; e_0 — собственная энергия центра дилатации; Ω^{-1} — число атомов в единице объема матрицы; ω — линейный коэффициент концентрационного расширения; K^* , G — модуль сдвига и коэффициент Пуассона соответственно; σ_{in} — тензор напряжений.

Зависимость свободной энергии от концентрации растворенного компонента приведена на рис. 4. Легко видеть, что правее точки C^* кривая $F(\sigma_{in} = 0, c)$ выпукла и



Р и с. 4. Концентрационная зависимость свободной энергии при $e_0 = 2$ эВ и $T_0 = 2000$ К

раствор неустойчив по отношению к спинодальному распаду. Ход кривой и положение минимума, соответствующего пределу растворимости газа в твердой фазе, в значительной степени определяются собственной энергией центра дилатации. Величина e_0 должна быть определена в рамках какой-либо модели или из эксперимента.

В процессе разогрева изменяется свободная энергия твердого раствора, снимаются кинетические запреты и система стремится перейти в состояние, отвечающее минимуму термодинамического потенциала. При этом велика вероятность распада твердого раствора фактически без образования зародышей новой фазы, т.е. по типу спинодального распада. Дело в том, что в зернах работающего топлива в ряде случаев существует заметная концентрация малых пор ($\sim 10^{-18}$ л/см³), размеры

которых составляют $\sim (1 \div 2) \cdot 10^{-7}$ см, а среднее расстояние между ними $\sim 10^{-6}$ см [2]. Эти поры могут служить стоками ГПД при быстром разогреве топлива. При этом распад твердого раствора хотя и идет по типу спинодального распада, но контролируется диффузионными процессами.

Что касается открытой пористой системы, то для нее характерные длины диффузии сравнимы с размерами зерна и на два—три порядка превышают средние расстояния между мелкими порами. Поэтому ее вкладом в рассматриваемом случае быстрого разогрева в первом приближении можно пренебречь.

Известно [2], что образование и рост поры в процессе облучения сопровождаются переносом ряда компонентов топлива. В условиях, близких к изотермическим, давление газа в поре оказывается незначительным, так как вместе с процессами, приводящими к увеличению давления, такими, как выход в пору ГПД или иода, протекают процессы переноса, снижающие это давление за счет увеличения размера поры вследствие притока урановых и кислородных вакансий. Эти процессы идут до тех пор, пока

выигрыш в снижении упругой энергии матрицы не компенсируется проигрышем в работе по образованию новой свободной поверхности поры.

В условиях быстрого разогрева ситуация радикально меняется, так как некоторые процессы, приводящие к снижению давления, просто не успевают произойти. Приведем некоторые оценки параметров, определяющих температурные зависимости коэффициентов самодиффузии урана, кислорода и атомов ГПД в матрице UO_2 [2]. Согласно экспериментальным данным коэффициент диффузии ГПД в UO_2 при $t = 2000^\circ\text{C}$ составляет $2,3 \cdot 10^{-11} \text{ см}^2/\text{с}$. При этом характерное время диффузии на расстоянии, соответствующем половине расстояния между малыми порами, равно $\sim 10^{-2} \text{ с}$. Это время вполне сравнимо с характерными временами реактивных аварий.

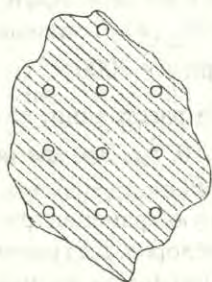
В стехиометрическом топливе атомы урана образуют кубическую гранецентрированную решетку, в тетраэдрических пустотах которой находится кислород. Для роста поры необходима диффузия как атомов урана, так и кислорода. Диффузия атомов кислорода идет со скоростью натекания в пору кислородных вакансий. Эта скорость весьма значительна в рассматриваемом интервале температур. Однако, скорость самодиффузии атомов урана заметно (на несколько порядков величины) меньше, поэтому лимитирующим процессом роста поры, по-видимому, является диффузия урановых вакансий. Давление же в поре растет благодаря натеканию ГПД, диффундирующих по подрешетке кислорода и имеющих близкую к атомам кислорода энергию активации диффузии. Вместе с тем, эксперименты свидетельствуют, что подвижность атомов ГПД существенно ниже подвижности кислородных вакансий за счет значительной разницы в предэкспоненциальных множителях в уравнениях, описывающих коэффициенты диффузии. При этом коэффициент диффузии ГПД в ряде случаев приближается к коэффициенту диффузии урановых вакансий. Казалось бы, что при таких условиях рост давления в поре может быть скомпенсирован за счет роста размеров поры. Но следует заметить, что концентрация ГПД в облученной матрице составляет $\sim (1 \div 3) \cdot 10^{19} \text{ 1/см}^3$. Что касается урановых вакансий, то их концентрация достигает такого же порядка величины только вблизи температуры плавления UO_2 , а при более низких температурах существенно меньше. Кроме этого, характерные времена диффузии урановых вакансий от источников, которыми могут служить границы зерен и другие поры, заметно больше характерного времени диффузии окружающих рассматриваемую пору атомов ГПД. Поэтому рост давления в малых внутризеренных порах при достаточно быстром разогреве весьма вероятен.

В связи с этим обратим внимание на интересную особенность, возникающую в случае, когда источниками вакансий являются окружающие рассматриваемую пору другие аналогичные поры. При этом, если поры по объему равны, процесс увеличения одной из них приведет к эквивалентному снижению давления в другой. В целом эти изменения, по-видимому, компенсируются. Однако, если поры неравны, ситуация существенно меняется. Дело в том, что относительно небольшое изменение большой поры для малой может оказаться весьма заметным, что приведет к значительному снижению давления в малой поре. Таким образом, энергетически выгодным с точки зрения понижения упругой энергии является выравнивание размеров пор.

Максимальное увеличение давления определяется отношением содержащего ГПД объема зерна, приходящегося на одну малую пору, к объему этой поры и составляет $\sim 10^3$. Т.е. при исходном давлении ГПД в поре $\sim 1 \text{ атм}$ скачок давления по порядку величины может составить $\sim 10^3 \text{ атм}$.

Для определения динамики нагружения топлива, прогнозирования уровня напряжений и возможных последствий, связанных с разрушением твэлов, необходимо решение задачи о кинетике накопления газа в малых внутризеренных порах. В соответствии с вышеизложенным и для упрощения задачи границу поры будем считать неподвижной, т.е. процессами роста поры пренебрегаем.

Рассмотрим в качестве модели топлива изотропную неоднородную неограниченную матрицу, содержащую растворенный в твердой фазе газ и распределенные в ней периодически одинаковые поры радиуса R_n , расположенные в виде трехмерной кубической решетки с периодом L . Ячейки такой среды изображены на рис. 5.



Р и с. 5. Элемент среды, содержащей систему закрытых пор

Поскольку $L \gg R_n$, задача о распаде твердого раствора может быть сведена к решению сферически-симметричной задачи о диффузионном наполнении поры газом из сферы эквивалентного объема, т.е. сферического объема, равного объему, приходящемуся на одну пору. При этом граничное условие на поверхности эквивалентной сферы следует из условий симметрии и соответствует отсутствию потока газа на поверхности этой сферы:

$$\left. \frac{\partial C}{\partial r} \right|_{r=R} = 0, \quad (19)$$

где R — радиус эквивалентной сферы: $R = L \cdot \sqrt[3]{3/4\pi}$.

Нестационарное сферически-симметричное поле концентраций в области $[R_n, R]$ описывается уравнением Фика:

$$\frac{\partial^2 C}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial C}{\partial r} = \frac{1}{D} \frac{\partial C}{\partial \tau}, \quad (20)$$

где D — коэффициент диффузии ГПД в матрице UO_2 . Коэффициент D является функцией температуры, а в задачах с нестационарным температурным полем и функцией времени. Это приводит к существенным отличиям решений (20) от стандартных диффузионных задач.

Граничное условие на внутренней поверхности поры требует детального анализа. Дело в том, что концентрация газа на поверхности, вообще говоря, может заметно отличаться от концентрации как в газовой, так и в твердой фазе за счет явлений поверхностной сегрегации или адсорбции. Представляет интерес сравнить содержание газа в поре и на поверхности. Так, при концентрации C^- число частиц в поре равно $V_n \cdot C^-$, где V_n — объем поры. Число мест на поверхности для адсорбированных атомов равно S_n / Δ , где Δ — поверхность, приходящаяся на один адсорбированный атом, S_n — поверхность поры. Полагая, что все центры адсорбции заняты, обозначим отношение числа поверхностных атомов к числу атомов газа в поре γ :

$$\gamma = \frac{3}{\Delta \cdot R_n \cdot C^-}. \quad (21)$$

Пусть $C^- = 3 \cdot 10^{19} \text{ л/см}^3$; $R_n = 10^{-7} \text{ см}$; $\Delta \approx 16 \cdot 10^{-16} \text{ см}^2$. При этом $\gamma \approx 625$.

Следовательно, адсорбция может оказать весьма существенное влияние на кинетику накопления газа в мелких порах и этот эффект необходимо принимать во внимание, если коэффициент заполнения поверхности адсорбированным газом близок к единице. При высоких температурах, как правило, коэффициент заполнения поверхности $\ll 1$ и влияние адсорбции становится не столь значительным.

Если предположить, что монослой адсорбированных молекул находится в равновесии с контактирующей с ним трехмерной газовой фазой (т.е. вместе с ростом температуры это межфазное равновесие успевает устанавливаться), то условием равновесия является равенство химических потенциалов обеих фаз. Принимая во внимание уравнение состояния идеального газа в поре $P \cdot V_n = N_n \cdot k_B \cdot T$, из условия термодинамического равновесия можно найти связь между давлением газа в поре и числом молекул монослоя, приходящихся на единицу занимаемой ими площади Θ [8]:

$$P = \Theta \frac{j}{j^*} \frac{k_B T}{\Lambda} e^{U_a/k_B T}; \Lambda = \frac{h}{\sqrt{2\pi m^* k_B T}}, \quad (22)$$

где U_a — энергия адсорбции; h — постоянная Планка; m^* — масса молекулы, j/j^* — отношение статистических сумм, соответствующих внутренним степеням свободы молекул, принадлежащих монослою и трехмерному газу соответственно.

При постоянной температуре это уравнение представляет собой линейную связь между P и Θ и называется изотермой Генри. Отметим, что в нашем случае температурная зависимость весьма существенна.

Закон Генри (22) получен в предположении идеальности двумерного газа, что справедливо лишь для малых степеней заполнения поверхности. В более точных моделях вводятся поправки на неидеальность, например, аналогично уравнению состояния Ван дер Ваальса (Фольмер) [9].

Для того чтобы замкнуть рассматриваемую задачу, необходимо добавить к уравнению баланса (20) уравнение кинетики десорбции. Это замыкание можно осуществить также путем задания стока поглощающего атомы газа на поверхности $R = R_n$.

Условием, облегчающим построение функции стока, может служить естественное предположение о том, что лимитирующей стадией процесса является диффузия газа в твердой фазе. Тогда на границе твердой фазы уравнение баланса массы может быть получено путем интегрирования уравнения неразрывности по объему поры:

$$\int_{V_n} \frac{\partial C}{\partial \tau} dV = \int_{V_n} \text{div} (D \nabla C) dV. \quad (23)$$

Обозначим C^- — число атомов газа в единице объема газовой фазы и проведем интегрирование (23):

$$\frac{R_n}{3} \frac{\partial C^-}{\partial \tau} = D \frac{\partial C^+}{\partial r} \Big|_{r=R_n+0}, \quad (24)$$

где C^+ — концентрация газа в твердой фазе. Это уравнение связывает поток атомов в пору с изменением количества атомов газа, содержащихся в ней.

К уравнениям (19), (20), (22), (24) необходимо добавить начальные условия $C^+(0, r) = C_0^+$; $C^-(0) = C_0^-$; $\Theta(0) = \Theta_0$ и закон изменения температуры от времени $T = T(t)$.

Подробный анализ построенной модели будет проведен позднее. Однако исследование полученной системы уравнений показывает, что скачок давления в малых внутризеренных порах действительно может достигать 10^3 атм. При этом тангенциальные напряжения на границах зерна и свободных поверхностях заметно превышают предел прочности материала, что может служить причиной диспергирования топлива в твердой фазе.

Помимо малых пор в зерне существуют скопления атомов ГПД, фактически являющиеся зародышами газовой фазы [3]. Резкое возрастание температуры снижает барьер образования новой фазы, и становится возможен бурный рост дополнительных малых пор — стоков ГПД. При этом из-за малости размеров вновь образованных пор давление в них может достичь еще больших величин по сравнению с приведенными выше.

В заключение отметим, что термодинамическим стимулом процесса выхода газа в пору является понижение свободной энергии твердого раствора, по-видимому, вследствие понижения ее упругого вклада. Однако рост давления в поре приводит к возрастанию упругой энергии образца, поэтому в концентрационной зависимости полной упругой энергии возможно появление минимума, соответствующего перераспределению энергии. В такой постановке задача приобретает более сложный вид, так как носит нелокальный характер и описывается системой интегродифференциальных уравнений, включающей уравнения упругого равновесия неоднородной среды.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дегальцев Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н. Поведение высокотемпературного ядерного топлива при облучении. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1984.
2. Ластман Б. Радиационные явления в двуокиси урана. — М.: Энергоатомиздат, 1978.
3. Котельников Р.Б. Высокотемпературное ядерное топливо. — М.: Атомиздат, 1978.
4. Ivanov A.S. Initial stage of the fission gas release out of fuel. — Preprint IAE-5713/3, 1994.
5. Kuhlman M.R. et al. CORSOR User's Manual. — NUREG/CR- 4173, March, 1985.
6. Osetec D.J., Hartwell J.K., Vinjamuri K., Cronenberg A.W. Fission product release measured during fuel damage tests at the power burst facility. — IAEA-TC-544/12, 1985.
7. Любов Б.Я. Диффузионные процессы в неоднородных твердых средах. — М.: Наука, 1981.
8. Протодяконов И.О., Сипаров С.В. Механика процесса адсорбции в системах газ—твердое тело. — Л.: Наука, 1985.
9. Ландау Л.Д., Лифшиц Е.М. Статистическая физика. Т. 1. — М.: Наука, 1976.

Статья поступила в редакцию 12 марта 1997 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 17—26.

УДК 621.039

ИССЛЕДОВАНИЕ ДИНАМИЧЕСКОГО ПОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРА FRM-11 В ПЕРВУЮ СЕКУНДУ ПЕРЕД ЗАГЛУШЕНИЕМ ПОСЛЕ ВВЕДЕНИЯ ПОЛОЖИТЕЛЬНОЙ РЕАКТИВНОСТИ

*К. Бенинг, К. Додерлайн, Технический университет, Германия, Мюнхен,
Е.А. Гарусов, М.М. Гиришберг, А.Н. Ерыкалов, Л.М. Котова, В.В. Кузьминов,
Ю.В. Петров, Т.И. Смирнова, ГНЦ «Петербургский институт ядерной физики»,
Россия, 188350, Ленинградская обл., Гатчина*

Изучался отклик реактора FRM-11 на быстрое появление положительной реактивности. Рассматривалось поведение реактора в течение первой секунды, пока аварийные стержни еще не успевают его остановить. Расчеты нейтроники реактора были выполнены для реалистической модели для неблагоприятного случая частично погруженного центрального регулирующего стержня. Методом Монте-Карло по программе ОМЕГА были найдены время жизни мгновенных нейтронов, эффективная доля запаздывающих β_i^* , распределение по активной зоне коэффициентов неравномерности энерговыделения $K_v(\vec{r})$ и т.д. Вычислено также пространственное распределение пустотных коэффициентов реактивности. Специально для реактора FRM-11 была разработана программа KINO-2 для расчета динамики реактора. Программа решает нестационарные уравнения теплогидравлики совместно с уравнениями точечной кинетики реактора. Учитывалась реактивность обратной связи. Наиболее жестким критерием безопасности оказался критерий, запрещающий режим пленочного кипения, ограничивающий максимальную мощность реактора на уровне 46 МВт. Расчеты по программе KINO-2 показали, что в течение 1 с реактор FRM-11 только за счет свойств внутренней безопасности способен выдержать без всякого ущерба для себя быстрое появление значительной положительной реактивности $\rho_0 = 0,59 \div 0,75\beta^*$. В настоящее время не видно причин для появления такой высокой положительной реактивности. Поэтому реактор FRM-11 следует признать внутренне безопасным.

INVESTIGATING THE DYNAMIC RESPONSE OF THE FRM-11 REACTOR DURING THE FIRST SECOND AFTER INTRODUCING POSITIVE REACTIVITY FOR SHUTTING IT DOWN. K. BENING, K. DODERLEIN, E.A. GARUSOV, M.M. CIRSHBERG, A.N. YERYKALOV, L.M. KOTOVA, V.V. KUZ'MINOV, Yu.V. PETROV, T.I. SMIRNOVA. The response of the FRM-11 reactor to the fast appearance of positive reactivity is investigated. Reactor transient during the first second is considered, when safety control rods still have no time to scram the reactor. Neutronic calculations were performed for a realistic model for unfavourable case of the partially inserted central control rod. Monte-Karlo code OMEGA was used to obtain lifetime of prompt neutrons, effective fraction of delayed ones β_i^* , distributions of non-uniformity coefficients of the power density $K_v(\vec{r})$ along the core, etc. Spatial distribution of void reactivity coefficients was also computed. Specially for the FRM-11 reactor the program KINO-2 for calculating reactor dynamics was created. The code solves non-stationary

thermohydraulic equations together with equations of point kinetics of the reactor, the reactivity of the feedback being taken into account. The criterion, forbidding the film boiling, turned out to be the most strict one, limiting the maximum reactor power to the level 46 MW. Calculations with the KINO-2 code show that during 1 s the FRM-11 reactor can stand without damage fast appearance of considerable positive reactivity $\rho_0 = 0,59 \div 0,75\beta^*$ due to its own inherent safety characteristics. At the moment there are no reasons for the appearance of such high positive reactivity. So one should consider the FRM-11 reactor to be inherently safe.

В работе рассматривается динамическое поведение исследовательского реактора FRM-11 [1—6] в первую секунду после нерегулируемого быстрого появления положительной реактивности, когда система аварийной защиты (АЗ) не успевает отреагировать. В течение этого времени (τ_{AZ}) динамические параметры реактора (мощность, тепловая нагрузка, температура твэлов) не должны превысить своих критических величин, приводящих к аварии реактора. При этом темп разгона реактора будет определяться как появившейся положительной реактивностью, так и отрицательной реактивностью его обратных связей (т.е. свойствами его внутренней безопасности). Перечень конкретных исходных событий, вызывающих появление аварийной положительной реактивности, приведен в нормах безопасности для исследовательских реакторов МАГАТЭ [7]. Независимо от конкретных причин этого появления целесообразно определить зависимость максимальной величины амплитуды вводимой реактивности ρ_0 от времени ее ввода t_0 , при которых в течение времени τ_{AZ} еще не происходит аварии реактора. Эту зависимость $\rho_0 = \rho_0(t_0, \tau_{AZ})$ принято называть «кривой внутренней безопасности» реактора [8]. Быстрый неограниченный рост мощности реактора в конечном счете приводит к его аварии и перегреву твэлов. Тот уровень мощности, при котором может наступить авария, зависит от конструкции и материального состава активной зоны, схемы теплоотвода, неравномерности энерговыделения, термодинамических параметров теплоносителя и условий теплосъема. При этом может быть превышен ряд теплогидравлических критериев безопасности. Результаты исследования этих критериев и выявления наиболее чувствительных для данного реактора приведены ниже.

Высокопоточный пучковый реактор FRM-11 в Гархинге под Мюнхеном номинальной мощностью $N_0 = 20$ МВт будет являться источником нейтронов для научных и прикладных исследований. Реактор будет иметь легководную активную зону объемом 17,6 л, погруженную в тяжеловодный отражатель, в котором расчетный максимальный невозмущенный поток тепловых нейтронов составит $8 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Топливом служит уран 93%-ного обогащения в виде силицида урана (U_3Si_2) в алюминиевой матрице. Материалом плакирующей оболочки является магниевое-алюминиевое сплав. Тепловыделяющая сборка (ТВС) FRM-11 представляет собой регулярный набор тепловыделяющих пластин, закрепленных по краям в двух коаксиальных цилиндрических алюминиевых обечайках (рис. 1). ТВС подобной конструкции используются в реакторах HFIR [9, 10], GHFR [11, 12]. Тепловыделяющие пластины изогнуты по эволюте, и поэтому зазор для теплоносителя между ними оказывается постоянным на любом радиусе. ТВС располагается в алюминиевой трубе в центре бака тяжеловодного отражателя, который установлен в шахте легководного бассейна (рис. 2). В центре ТВС находится подвижная алюминиевая вставка с нанесенным на нее слоем гафния, играющая роль регулятора-компенсатора реактивности. Она же и пять падающих в бак поглощающих стержней

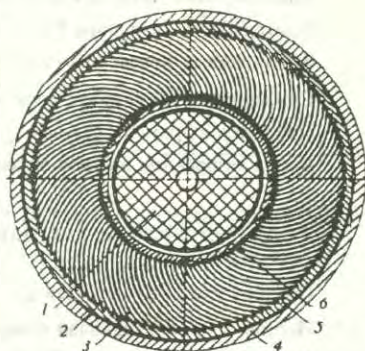
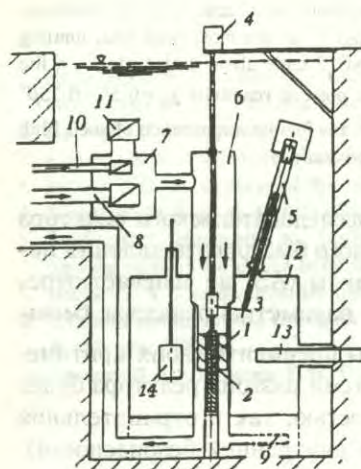


Рис. 1. Горизонтальный разрез активной зоны FRM-11 на уровне ее центральной плоскости [3]: 1 — бериллиевая подвеска; 2 — топливная пластина; 3 — зазор для прохода теплоносителя; 4 — алюминиевый канал для установки активной зоны; 5 — внешняя обечайка ТВС; 6 — внутренняя обечайка ТВС



Р и с. 2. Схематический вертикальный разрез бассейна реактора FRM-11 [4]: 1 — тепловыделяющая сборка (активная зона); 2 — центральный регулятор (с бериллиевой подвеской); 3 — электромагнитная муфта; 4 — привод регулятора; 5 — стержень аварийной защиты (5 штук); 6 — направляющая труба канала активной зоны; 7 — коллектор насосов I контура; 8 — насос I контура (2 штуки); 9 — фильтр на входе в бассейн; 10 — насос аварийного расхолаживания (3 штуки); 11 — обратный клапан для организации естественной конвекции; 12 — тяжеловодный отражатель; 13 — горизонтальный канал (11 штук); 14 — источник холодных нейтронов

выполняют функцию АЗ. Для выравнивания энергосделения предусмотрен ряд мер:

- 1) уменьшение концентрации топлива вдвое в прилегающих к отражателю частях топливных пластин;
- 2) борное кольцо под наружной обечайкой ТВС;
- 3) расположенная под центральным регулятором бериллиевая подвеска.

Приведем основные физические параметры реактора FRM-11 в номинальном режиме:

Номинальная мощность N_0	20 МВт
Полная масса ^{235}U в активной зоне M_U	7,51 кг
Объемная доля воды в активной зоне ω	0,618
Объем активной зоны V_{AZ}	17,6 л
Высота топливного слоя H	70 см
Внутренний радиус активной зоны R_1	6,75 см
Наружный радиус активной зоны R_2	11,20 см
Радиус раздела концентрации топлива R_0	10,56 см
Толщина топливного слоя δ_p	0,6 мм
Полная толщина пластины δ_m	1,36 мм
Ширина пластины b	6,94 см
Полное число пластин в ТВС n_p	113
Ширина зазора между пластинами δ_b	2,2 мм
Концентрация топлива в сердечнике во внутренней части зоны C_1	3,0 г U/см ³
Концентрация топлива в сердечнике во внешней части зоны C_2	1,5 г U/см ³
Длительность кампании T	45—50 сут
Время жизни мгновенных нейтронов l_0^*	$0,67 \cdot 10^{-3}$ с
Суммарная эффективная доля запаздывающих нейтронов β^*	$0,755 \cdot 10^{-2}$
Постоянная времени разгона τ_p	$8,9 \cdot 10^{-3}$ с
Время включения аварийной защиты τ_{AZ}	1,0 с

Теплогидравлические параметры реактора FRM-11 следующие:

Средняя удельная нагрузка $\bar{q}_v$	1,14 МВт/л
Полная теплопередающая поверхность S	11,0 м ²
Удельная теплопередающая поверхность ξ	5,62 см ² /см ³
Площадь проходного сечения F	155 см ²
Скорость воды в зазорах W	17,5 м/с
Расход теплоносителя через активную зону G_{AZ}	271 кг/с
Полный расход через I контур G_0	320 кг/с
Давление на выходе из зоны P_{out}	2,2 атм
Перепад давления на активной зоне ΔP	6,5 атм
Температура теплоносителя на входе в активную зону T_{in}	37 °С

Температура теплоносителя на выходе из активной зоны T_{out}	53 °C
Температура насыщения на выходе из активной зоны $T_{S, out}$	123,3 °C
Средний тепловой поток с пластины $\bar{q}_s$	2,03 МВт/м ²
Средний коэффициент теплоотдачи α	7,5 Вт/(см ² ·К)
Средняя длина растечки тепла вдоль пластины $\bar{l}_M$	1,1 мм
Максимальный коэффициент неравномерности K_V^{max}	2,28
Время растечки тепла по толщине пластины τ_M	$1,2 \cdot 10^{-3}$ с
Время передачи тепла теплоносителю τ_b	$21 \cdot 10^{-3}$ с
Время прохода теплоносителя через активную зону τ_H	$40 \cdot 10^{-3}$ с
Время обращения теплоносителя в I контуре τ_I	40 с
Время распространения возмущения в I контуре τ_C	$30 \cdot 10^{-3}$ с

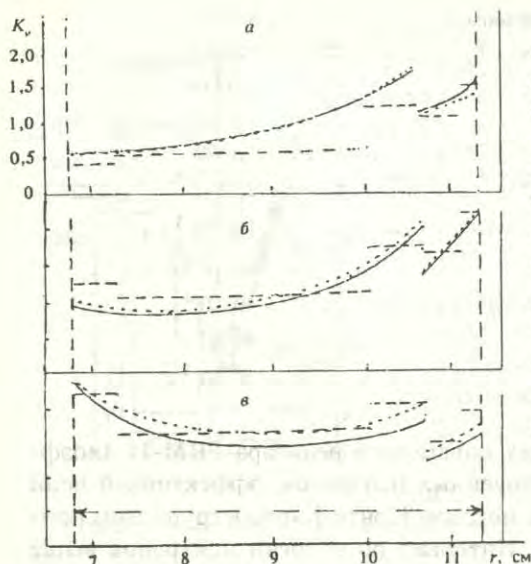
Расчеты основных нейтронно-физических параметров реактора FRM-11 (коэффициента размножения, времени жизни мгновенных нейтронов, эффективной доли запаздывающих нейтронов) были выполнены методом Монте-Карло в групповом приближении по программе OMEGA [13, 14]. Интервал по энергии нейтронов выше 0,625 эВ разбивался на 24 энергетические группы, в которых использовались подгрупповые сечения элементов из библиотеки БНАБ-78 [15, 16]. Тепловая область содержала 13 энергетических групп с константами согласно версии кода THERMOS [17]. Полученные значения величины коэффициента размножения $K_{эф}$ при различных положениях центрального регулятора-компенсатора сравнивались с расчетами, проведенными по другим программам: по двумерной диффузионной трехгрупповой программе ПОЛЕ [18] и двумерной транспортной 17-групповой программе (P_1 , S_4 , DOT-17) [19]. Трехгрупповые диффузионные константы программы ПОЛЕ находились свертыванием констант библиотеки [15, 16] по спектру нейтронов, полученному по программе OMEGA. Результаты сравнения приведены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Коэффициенты размножения реактора FRM-11 при разных положениях конца центрального регулятора h (относительно центральной плоскости активной зоны) [20]

h , см	$K_{эф}$		
	OMEGA	P_1, S_4, DOT	ПОЛЕ
40,75	$1,1966 \pm 0,0020$	1,1838	1,2017
-10,67	$1,0600 \pm 0,0015$	1,0581	1,0604
-40,75	$0,9908 \pm 0,0021$	0,9797	0,9913

Некоторая разница в значениях $K_{эф}$, приведенных в первой и второй колонках, частично объясняется небольшой разницей температур материалов активной зоны и отражателя, при которых проводились расчеты.

По мере выгорания топлива центральный поглощающий элемент извлекается наверх из активной зоны, вызывая тем самым всплеск нейтронного потока и энерговыделения в ее нижней части. Расчетным путем было установлено [19], что максимальное значение коэффициента неравномерности энерговыделения $K_V^{max} = 2,28$ имеет место в начале кампании, в положении нижнего конца регулятора на 10,67 см ниже центральной плоскости активной зоны. Радиальный ход энерговыделения, рассчитанный по разным программам, представлен на рис. 3 [20]. Значения эффективной доли запаздывающих нейтронов β^* и времени жизни мгновенных нейтронов, вычисленные по программе OMEGA для $h = -10,67$ см, приведены выше.



Р и с. 3. Зависимость коэффициента неравномерности энерговыделения K_v от радиуса активной зоны в различных плоскостях z . $z = +34,8$ см (а), $-10,4$ (б) и $-34,8$ (в). — — — расчет по программе ПОЛЕ [14]; — · — — OMEGA [14]; ... — P_i, S_4, DOT [13]

При рассмотрении теплогидравлических процессов в активной зоне FRM-11 можно пренебречь влиянием сил вязкости по сравнению с трением о стенки пластин, гидростатическим давлением по сравнению с давлением скоростного напора, переносом тепла теплопроводностью в теплоносителе, его переносом в вертикальном направлении теплопроводностью вдоль пластин, подогревом теплоносителя благодаря трению о пластины. Ход температуры по толщине пластины не учитывается. При этих предположениях система уравнений, описывающих перенос тепла в активной зоне, имеет обычный вид:

$$C_m \gamma_m \cdot \frac{\partial T}{\partial t} - \lambda_m \nabla^2 T_m + \frac{2\alpha}{\delta_m} (T_m - T_b) - q_m \gamma_m = 0; \quad (1)$$

$$C_b \gamma_b \left(\frac{\partial T_b}{\partial t} + W \frac{\partial T_b}{\partial z} \right) - \frac{2\alpha}{\delta_b} (T_m - T_b) - q_b \gamma_b = 0, \quad (2)$$

где T_m, T_b — температура топливной пластины и теплоносителя соответственно; q_m, q_b — удельное энерговыделение в материале пластины и в воде; $\gamma_m, \gamma_b, C_m, C_b, \lambda_m, \lambda_b$ — плотность, удельная теплоемкость и коэффициент теплопроводности материала пластин и воды соответственно. Обозначения остальных величин приводятся выше.

Решение этой системы проводилось при двух предельных предположениях относительно перемешивания теплоносителя в зазоре между пластинами. В одном случае зазор разбивался по ширине на некоторое количество отдельных изолированных нодов, перемешивание теплоносителя между которыми и теплообмен по нему отсутствовали. При этом отдельно выделялись крайние ноды на концах пластин, не имеющие топлива, энергия в которые поступала лишь в результате поглощения гамма-квантов и перетечки от более нагретых частей пластины. Во втором предельном случае предполагалось полное мгновенное перемешивание теплоносителя по ширине зазора в каждой плоскости z на высоте шага Δz . Начальным условием служило стационарное поле температур пластин и теплоносителя при мощности 20 МВт. Следует, однако, заметить, что при высокой скорости теплоносителя возможность его перемешивания крайне мала и поэтому результаты, полученные при втором предположении, являются, скорее всего, гипотетическим пределом. В результате появления всплеска энерговыделения в сочетании с относительно малым давлением теплоносителя в нижней части активной зоны запас до начала возможного его подкипания на поверхности пластин в горячих точках является небольшим ($15-20^\circ\text{C}$) даже при номинальной мощности. Эта величина получена с учетом растечки тепла вдоль пластин, уменьшающей локальные тепловые нагрузки на их поверхности. Поэтому даже небольшие выбеги мощности приведут к возникновению поверхностного кипения на некоторой площади пластин. Это, в свою очередь, вызывает рост коэффициента теплоотдачи от поверхности к теплоносителю $\alpha = \lambda_b \text{Nu} / d_r$ (d_r — гидравлический диаметр канала, Nu — критерий Нуссельта). Для определения локальной величины коэффициента теплоотдачи в данной работе использовалась представленная в критериальной форме [20] корреляция Чена [21], обеспе-

чивающая плавную зависимость α при возникновении поверхностного кипения. Зависимости α от температуры теплоносителя и поверхности пластин показаны на рис. 4.

Рост мощности реактора приводит к изменению термодинамических параметров теплоносителя, температуры пластин, а также локальных и глобальных условий теплосъема. Дальнейший рост мощности ведет в конечном счете к резкому повышению температуры и пережогу твэлов. Безопасный предел на величину мощности ограничивается различными критериями, зависящими от конкретных условий эксплуатации и организации теплосъема. Одним из критериев безопасности является ограничение на локальный тепловой поток: $q_S^{\max}(\vec{r}) \leq q_S^{\text{cr}}(\vec{r})$. В данном случае зависимость величины критического теплового потока от условий охлаждения, найденная экспериментально, может быть представлена в виде [20, 22]:

$$q_S^{\text{cr}} = q_0 \left(1 + \frac{W}{W_0}\right) \left(1 + \frac{P}{P_0}\right) \left(1 + \frac{T_S - T_b}{T_0}\right), \quad (3)$$

где $q_0 = 151 \text{ Вт/см}^2$; $W_0 = 8,35 \text{ м/с}$; $P_0 = 5,38 \text{ атм.}$; $T_0 = 109,4 \text{ К}$. Появление первых пузырей на поверхности топливных пластин вызывает изменение гидравлического сопротивления и может привести к возникновению как локальной, так и интегральной неустойчивости течения теплоносителя. В качестве локального критерия неустойчивости в работе принят критерий Bowring [23]:

$$\eta = \frac{W(T_S - T_0)}{\alpha(T_m - T_0)} < \eta^{\text{cr}}, \quad (4)$$

где $\eta^{\text{cr}} = (36,5 + 0,77W)10^{-6} \text{ м}^3 \cdot \text{К/Дж}$. Возможность появления гидравлической неустойчивости течения в канале между пластинами оценивалась по критерию Forgan—Whittle [24]:

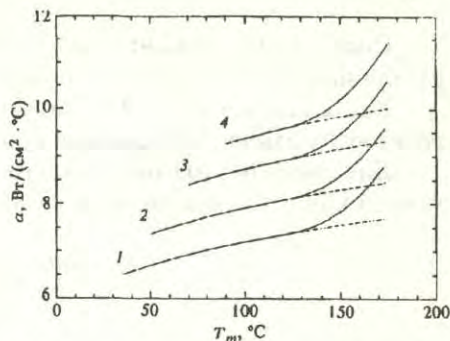
$$R = \frac{T_{\text{out}} - T_{\text{in}}}{T_{S, \text{out}} - T_{\text{in}}} < R^{\text{cr}}, \quad (5)$$

где $R^{\text{cr}} = 0,697 + 6,3 \cdot 10^{-4}(H/d_r)$.

В табл. 2 приведены значения допустимой мощности реактора $N^{\max}$ и соответствующие ей величины максимальных тепловых нагрузок $q_S^{\max}$ и минимальных температур недогрева, удовлетворяющих перечисленным теплотехническим критериям безопасности.

Т а б л и ц а 2. Сравнение теплотехнических критериев безопасности

Критерий безопасности	$N^{\max}$, МВт	$q_S^{\max}$, Вт/см ²	$T_S - T_b^{\max}$, °С
$q_S < q_S^{\text{cr}}$	46	840	31
$\eta < \eta^{\text{cr}}$	49	900	26
$R < R^{\text{cr}}$	56	1020	18
$T_b < T_S$	70	1290	0



Р и с. 4. Зависимость коэффициента теплоотдачи α от температуры поверхности топливных пластин T_m и температуры охлаждающей воды T_b : $T_b = 50 \text{ °C}$ (1), 70 °C (2), 90 °C (3), 120 °C (4); — α с учетом поверхностного кипения [14]; - - - без учета увеличения α в результате поверхностного кипения

Следует заметить, что температура пластин в любом случае ($\sim 200 \div 250^\circ\text{C}$) гораздо ниже температуры потери ими механической прочности ($\sim 520 \div 550^\circ\text{C}$) [25].

Как видно из табл. 2, самым жестким ограничением на безопасную мощность реактора оказывается величина критического теплового потока.

Для описания разгона реактора использовались хорошо известные уравнения точечной кинетики для полного числа нейтронов n_0 :

$$\frac{\partial n_0}{\partial t} = \frac{\rho - \beta^*}{l^*} n_0 + \sum_{i=1}^6 C_i \lambda_i \quad (6)$$

и количества предшественников для каждой из шести групп запаздывающих нейтронов:

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = \lambda_i C_i + \frac{\beta_i^*}{l^*} n_0, \quad \sum_{i=1}^6 \beta_i^* = \beta^*, \quad i = 1, \dots, 6. \quad (7)$$

Величина полной реактивности $\rho(t)$ складывается из вводимой за время t_0 (в предположении линейно) положительной реактивности $\rho_0(t)$ и отрицательной реактивности внутренних обратных связей $\rho_{fb}(t)$:

$$\rho(t) = \rho_0(t) + \rho_{fb}(t),$$

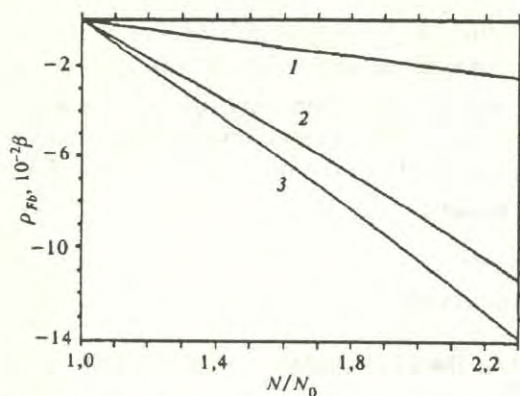
где

$$\rho_0(t) = \rho_0 \begin{cases} t/t_0 & \text{при } t \leq t_0, \\ 1 & \text{при } t \geq t_0. \end{cases}$$

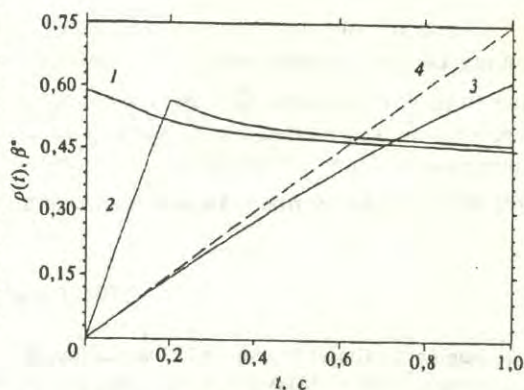
При этом предполагается, что система аварийной защиты способна мгновенно заглушить реактор через время $\tau_{\text{АЗ}}$ (конкретно через 1 с) после начала ввода положительной реактивности.

Увеличение мощности реактора и сопутствующие этому дополнительный нагрев и расширение воды и твэлов в активной зоне приводят к вытеснению воды из нее, что является основной причиной появления отрицательной реактивности. Именно этот эффект температурного расширения воды и твэлов вносит главный вклад в величину отрицательной реактивности обратных связей $\rho_{fb}(t)$. Как показывают оценки, вклад в эту величину других эффектов, связанных с ростом мощности (образование пара, эффект Доплера, нагрев тяжеловодного отражателя и бериллиевой подвески), является малым ($|\Delta\rho| \leq 10^{-4}$) и ими можно пренебречь.

Для определения пустотного коэффициента реактивности весь внутренний объем ТВС делился на 42 части (шесть — по высоте и семь — по радиусу), для каждой из которых по программам OMEGA и ПОЛЕ вычислялся пустотный коэффициент. Линейная зависимость пустотных коэффициентов реактивности отдельных частей ТВС FRM-11 от относительного изменения плотности теплоносителя вводилась в программу KINO-2 (Kinetic Nodes-2), предназначенную для совместного решения систем стационарных уравнений нейтроники (6) — (7) и термгидравлики реактора (1) — (2) [26]. Включенная в нее подпрограмма производит вычисление термодинамических констант воды и материалов активной зоны и осреднение их по соответствующим расчетным нодам. Программа автоматически находит такую пару величин ρ_0 и t_0 , при задании которых через 1 с после ввода соответствующей реактивности один из теплотехнических критериев безопасности достигает своего критического значения в какой-либо точке активной зоны. Программа выдает временное изменение температур, плотностей, тепловых потоков в любой точке активной зоны, а также изменение полной реактивности и ее отдельных составляющих. Зависимость полной реактивности отри-



Р и с. 5. Зависимость реактивности отрицательной обратной связи ρ_{Fb} и ее отдельных компонент от относительной мощности реактора N/N_0 ($N_0 = 20$ МВт): 1 — реактивность, обусловленная расширением материала топливных пластин; 2 — реактивность, обусловленная уменьшением плотности воды; 3 — суммарная отрицательная реактивность



Р и с. 6. Зависимость полной реактивности реактора $\rho(t) = \rho_0(t, t_0) + \rho_{Fb}(t)$ в течение первой секунды после начала ввода положительной реактивности $\rho_0(t, t_0)$ от времени ввода t_0 (при отсутствии радиального перемешивания теплоносителя): 1 — $t_0 = 10^{-3}$ с; $\rho_0(1 \text{ с}, t_0) = 0,589\beta^*$; 2 — $t_0 = 0,2$ с, $\rho_0(1 \text{ с}, t_0) = 0,600\beta^*$; 3 — $t_0 = 1$ с; $\rho_0(1 \text{ с}, t_0) = 0,749\beta^*$; 4 — вводимая реактивность $\rho_0(t, 1 \text{ с})$

цательных обратных связей от относительной мощности реактора приведена на рис. 5. На рис. 6 показана зависимость полной реактивности в течение одной секунды после начала ввода положительной реактивности от времени ввода. На рис. 7 приведена кривая внутренней безопасности реактора FRM-11. Набор значений ρ_0 и t_0 на плоскости, ограниченной этой кривой сверху и абсциссой $\tau_{AZ} = 1$ с, отвечает требованиям безаварийного функционирования реактора до вмешательства аварийной защиты. Как видно из рис. 7, за время $t_0 = (10^{-3} \div 1)$ с в реактор может быть введена положительная реактивность $\rho_0 = (0,59 \div 0,75) \beta^*$. Безопасный выход за эту область должен предусматривать возможность вмешательства системы управления и АЗ реактора.

В заключение полезно рассмотреть, как будет изменяться область безопасности в зависимости от времени срабатывания аварийной защиты τ_{AZ} . Результаты этого рассмотрения представлены в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Зависимость максимальной амплитуды безопасной положительной реактивности ρ_0 , вводимой в реактор FRM-11, от времени срабатывания аварийной защиты τ_{AZ}

$\tau_{AZ}, \text{ с}$	Максимальная величина амплитуды ρ_0, β^*	
	Скачкообразный ввод, 10^{-3} с	Линейный ввод
0,50	0,657	0,923
0,80	0,610	0,792
1,00	0,589	0,749
1,50	0,548	0,682
2,00	0,518	0,642



Р и с. 7. Зависимость предельной величины амплитуды вводимой положительной реактивности ρ_0 от времени ее ввода t_0 , при которой следующий за этим рост мощности реактора не приводит к его аварии в течение 1 с: — — — в отсутствие радиального перемешивания теплоносителя; — — — в предположении его полного перемешивания

Естественно, принятое здесь предположение о мгновенном заглушении реактора является идеализированным. Поэтому приведенные величины ρ_0 следует считать асимптотической оценкой. Однако исходя из нее можно сформулировать предварительные требования как на физико-технические параметры, так и на регламент работы системы аварийной защиты. Уточнение величины ρ_0 с учетом функционирования системы СУЗ FRM-11 является продолжением настоящей работы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Böning K., Gläser W., Meier J., Rau G., Röhrmoser A., Zhang L. Upgrading of the Munich reactor with a compact core. — IAEA-CN-46/53, 1985, p. 165—170.
2. Böning K., Hardt P.V.D. Physics and safety of advanced research reactors. — Nucl. Instr. Methods, 1987, vol. A260, p. 239.
3. Böning K., Gläser W., Röhrmoser A. Physics and status of Munich compact core reactor project. — In: Proc. Int. Reactor Physics Conf. — USA: Wyoming, 1988, p. 1—11.
4. Böning K. The project of the new research reactor FRM-11 at Munich. — In: Proc. 1st Meeting IGORR-I. — USA: Knoxville, 1990, p. 3—10.
5. Böning K. Status report on the FRM-11 Project. — In: Proc. 2nd Meeting IGORR-II. — France: CEA, Saclay, 1992, p. 1—9.
6. Böning K. Status of the FRM-11 Project. — In: Proc. 3rd Meeting IGORR-III. — Naka, Ibaraki, Japan: Japan Atomic Energy Research Institute, 1993, p. 137—143.
7. Нормы безопасности. Своды положений по безопасности ядерных исследовательских реакторов: проектирование. — Vienna: IAEA, 1952, № 35-S1. — 54 с.
8. Дик Г.Р., Петров Ю.В., Шустов В.А. Некоторые вопросы ядерной безопасности исследовательских реакторов. — В кн.: Физика и техника реакторов. — Л.: ЛИЯФ, 1989, с. 53—75.
9. Winters C.E. — Nucl. Sci. Eng., 1963, vol. 17, p. 443.
10. Binfort F.T., Cramer E.N. The HFIR: a functional description. — ORNL-3672, 1964.
11. Grenoble high flux reactor. Directory of nuclear reactors. — Vienna: IAEA, 1976, vol. 10, p. 335.
12. Ageron P. — BIST, 1972, vol. 166, p. 6.
13. Seifert E. The Monte-Karlo criticality code OMEGA. — Report ZFK-369, 1978.
14. Kuz'minov V.V., Seifert E.A. Fortran version of the Monte-Karlo criticality code OMEGA-KV: Preprint PNPI-1830. — L., 1992. — 33 p.
15. Николаев М.Н. и др. — Атомная энергия, 1970, вып. 29(11).
16. Николаев М.Н. и др. — Там же, 1971, вып. 30(2).
17. Nelkin M.S. — Phys. Rev., 1960, vol. 119, p. 741.
18. Болотов П.А., Шишков Л.К. Программа расчета двумерного реактора в диффузионно-групповом приближении. — Бюллетень центра данных ЛИЯФ, 1981, вып. 9, с. 3—39.
19. Röhrmoser A. Neutronenphysikalische optimierung und auslegung eines forschungs-reactors mittlerer leistung mit zielrichtung auf einen hohen fluss für strahlrohrexperimente. — TUM E-21, 1991. — 150 p.
20. Böning K., Döderlein C., Erykalov A.N. et al. The first second inherent response of the reactor FRM-11 to a postulated overcriticality before shutdown: Preprint PNPI-2061. — Gatchina, 1995. — 64 p.
21. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 296 с.
22. Döderlein C. Untersuchungen zur kühlfähigkeit eines kompakten reaktorkerns mit evolventenförmigen brennstoffplatten. — TUM E-21, 1989. — 43 p.
23. Bowring R. Physical model, based on bubble detachment and calculation of voidage in sub-cooled region of a heated channel. — HPR, 1962, vol. 10.
24. Whittle R.H., Forgan R. A Correlation for the minimum in the pressure drop versus flow-rate curves for sub-cooled water flowing in narrow heated channels. — Nucl. Eng. Des., 1967, vol. 6, p. 89—99.
25. Махова В.А., Раевский И.И. Разработка низкообогащенного топлива для исследовательских реакторов. — Атомная техника за рубежом, 1994, т. 2, с. 3—13.
26. Гиршберг М.М., Смирнова Т.И. Программа KINO-2 для оценки внутренней безопасности реактора: Препринт ПИЯФ-2099. — Гатчина, 1996.

Статья поступила в редакцию 20 мая 1996 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 26—34.

О ДЕФЕКТНОЙ СТРУКТУРЕ РАБОТАЮЩЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

И.А. Белов, А.С. Иванов, РНЦ «Курчатовский институт»,
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

Проведен анализ некоторых процессов, сопровождающих образование и релаксацию дефектов в двуокиси урана в работающем реакторе. Обсуждается эффект накопления дефектов. Отмечена возможность влияния запасенной энергии на величину эффективной теплоемкости топлива в условиях быстрой реактивной аварии.

ON THE DEFECT STRUCTURE OF OPERATIONAL NUCLEAR FUEL. I.A. BELOV, S.A. IVANOV. Some processes accompanying denaturation and relaxation of defects in uranium dioxide in an operating reactor are analyzed. The effect of defects' accumulation is discussed. The opportunity is pointed out of stored energy influence over the value of fuel effective heat capacity under conditions of a fast reactivity accident.

В последнее время усилился интерес к процессам, происходящим в ядерном топливе при быстрых (за время $< 10^{-1}$ с) разогревах от рабочей температуры до температуры плавления. Это связано прежде всего с исследованием поведения топлива в быстрых реактивных авариях и анализом процессов, как способствующих разгону реактора, так и замедляющих скорость тепловыделения. Одним из важных аспектов проблемы является состояние и поведение дефектной структуры ядерного топлива. Известны по крайней мере три возможных механизма влияния дефектной структуры топливной матрицы на кинетику процесса, которые необходимо проанализировать. Во-первых, это процессы в треках осколков деления, приводящие к кратковременным, но значительным отклонениям от стационарного состояния топлива. Во-вторых, это возможные химические и фазовые явления в топливной матрице, сопровождаемые значительным поглощением тепла. И в-третьих, это отжиг дефектов, приводящий к понижению эффективной теплоемкости топлива. Если первые два механизма, по-видимому, могут играть ту или иную роль и для необлученного топлива, то третий имеет место только в топливе, содержащем значительное количество дефектов.

Цель данной работы — анализ основных процессов, происходящих в треках осколков деления, и оценка возможной величины эффекта снижения теплоемкости.

Более 90% энергии, выделяющейся в топливе, приходится на осколки деления. Образующиеся тяжелый и легкий осколки обладают энергией 63 и 92 МэВ соответственно. Основным источником термализации осколка на начальном этапе является ионизация атомов кристаллической решетки топлива. Пробег тяжелого осколка деления в двуокиси урана составляет ~ 6 мкм, а легкого ~ 9 мкм [1]. При этом количество смещенных атомов под действием осколков деления ^{235}U для легкого осколка равно 18 500, а для тяжелого — 42 000 [2]. Неупругая деформация материала вокруг трека охватывает цилиндрическую область диаметром 100—150 Å. Треки могут быть декорированы за счет сегрегации атомов примеси, образуя концентрационные трубки диаметром ~ 50 Å. Эти же результаты подтверждаются при химическом травлении шлифов по скорости травления. Аномально высокие скорости травления наблюдаются вблизи оси трека на расстоянии ~ 50 Å. По результатам травления можно оценить энергию, накопленную на единицу длины трека. Если полная потеря энергии осколком $\sim (0,5 \div 1) 10^5$ МэВ/см, то доля энергии, запасенная в треке, составляет примерно 10^3 МэВ/см. При нагревании материала, содержащего треки деления, происходит частичный или полный отжиг трека. Время полного отжига трека экспоненциально зависит от температуры. Температура полного отжига трека составляет, как правило, около $0,6 T_{\text{пл}}$ ($T_{\text{пл}}$ — температура плавления) [3, 4].

Существует ряд моделей, описывающих передачу энергии кристаллу осколком деления. В модели теплового электронного пика предполагается, что потеря энергии осколком за счет ионизации приводит к появлению каскадов электронов. При этом

объем участка кристаллической решетки, в котором повышается температура, и величина этой температуры зависят прежде всего от длины пробега электронов [5].

Время релаксации трека может быть оценено в рамках модели термических пиков [2]:

$$T - T_0 = \frac{Q}{4\pi C_p d} \cdot \frac{1}{\gamma t} \exp\{-\rho^2/4\gamma t\}, \quad (1)$$

где T — температура тела на расстоянии ρ от оси трека спустя t секунд после прохождения осколка; T_0 — начальная температура; Q — энергия, выделяющаяся на единицу длины трека; C_p — теплоемкость; d — плотность; γ — коэффициент температуропроводности материала.

Согласно этой формуле в двуокиси урана осколок с энергией ~ 100 МэВ и длиной пробега 9 мкм вызывает нагрев на расстоянии 100 Å от оси трека до температуры 1400 К через 10^{-11} с. Однако через 10^{-6} с с момента пролета осколка разница температур между точками на оси трека и вдали от нее составляет лишь $\sim 0,18$ К. Таким образом, неоднородность температурного поля по объему топлива сглаживается достаточно быстро.

Интересная информация о структуре и типах радиационных дефектов в кристаллах была получена в результате исследования каскадных процессов при ионной имплантации [6]. Установлено, что каскадные процессы атомных смещений в кристаллах сопровождаются образованием разупорядоченных и аморфных областей (РО). В основе реальной модели структуры РО и процесса ее формирования лежит принцип пространственного разделения вакансий и междоузельных атомов, что предопределяется самим характером каскадного дефектообразования [7]. Выделено несколько стадий при образовании РО: каскад смещений, развитие которого происходит за $\sim 10^{-13}$ с; термализация возбужденной области с формированием вакансионного ядра РО и выходом междоузельных атомов на периферию ($\sim 10^{-10}$ с); стабилизация в результате диффузии элементарных точечных дефектов, частичной их аннигиляции, образования устойчивых междоузельных и вакансионных кластеров. Важные результаты были получены в экспериментах по имплантации ионов с энергией до 200 кэВ при 100 и 300 К непосредственно в колонне электронного микроскопа [8]. Было обнаружено, что треки ионов эволюционируют за несколько десятков секунд после формирования. При этом влияния температуры образца на образование треков и их эволюцию не наблюдалось. Необходимо отметить, что картина явлений, связанных с процессами накопления дефектов, в значительной мере зависит от того, легким или тяжелым является налетающий ион по отношению к атомам матрицы. Поэтому непосредственное перенесение результатов, полученных на модельных однокомпонентных кристаллах, на рассматриваемую нами ситуацию дефектообразования в двуокиси урана весьма затруднительно: по отношению к атомам кислорода осколки являются тяжелыми, а по отношению к атомам урана — легкими частицами.

Одной из наиболее известных моделей, описывающих образование треков, является модель ионного взрывного клина. В этой модели в результате первичной ионизации атомов вдоль траектории осколков деления создается узкий цилиндр с повышенной плотностью положительного заряда. Положительно заряженные ионы отталкиваются друг от друга, часть их выходит из положения равновесия и оказывается в междоузлиях. Очевидно, что этот механизм образования трека может быть реализован, если концентрация свободных электронов в образце достаточно мала. Можно предположить, что трек имеет двухзонное строение. Вблизи оси трека плотность материала понижена за счет избыточной концентрации вакансий, во внешней, отстоящей от оси зоне, повышается концентрация атомов внедрения. Возбуждение объема топлива при прохождении осколков деления приводит к перераспределению дефектов, т.е. дефектная

структура в работающем реакторе находится в некотором стационарном состоянии, обусловленном балансом между источниками и стоками дефектов. Если принять объем трека равным $\sim 10^{-15} \text{ см}^3$, а плотность делений $10^{15} \text{ дел./}(\text{см}^3 \cdot \text{с})$, то весь объем топлива однократно покроеется треками за 1 с. За время $\sim 0,1 \text{ с}$, соответствующее в ряде случаев времени разогрева топлива при реактивной аварии, осколки покроют десятую часть объема, что может заметно изменить стационарную концентрацию дефектов.

Представляет интерес оценить верхнюю границу запасенной скрытой в дефектах энергии, которая может выделяться при нагревании и понизить эффективную теплоемкость материала топлива. Запасенная энергия не превышает скрытой теплоты плавления λ' (для UO_2 $\lambda' = 59,5 \text{ кал/г}$ [4]), однако в ряде случаев может приближаться к ней [2]. Поэтому нетрудно оценить максимальную величину эффекта, обусловленную накоплением дефектов. При достаточно медленных разогревах дефекты будут высвобождаться в интервале температур от рабочей до $0,6 T_{\text{пл}}$. При этом изменение температуры составляет $\Delta T \approx 700 \text{ К}$. Необходимая для этого энергия равна $C_p \Delta T \approx 58,8 \text{ кал/г}$ (для UO_2 $C_p \approx 0,35 \text{ кДж/(кг} \cdot \text{град.)}$ в рассматриваемом интервале температур). Сравнение ее с λ' показывает, что для UO_2 они являются величинами одного порядка. Таким образом, увеличение эффективной теплоемкости в рассматриваемом интервале температур может быть значительным.

В рекомендуемых моделях расчета теплоемкости, энтальпии, энтропии двуокиси урана [9] имеются члены, отчасти учитывающие дефектную структуру топлива, например пары Френкеля. Эти модели используются в теплофизических и нейтронно-физических расчетах для необлученного и облученного топлива, т.е. принимается, что эти свойства топлива очень мало зависят от его выгорания.

Уравнение для вычисления изменения энтальпии UO_2 в интервале температур $298,15 \leq T \leq 2670 \text{ К}$, согласно данным [9], выглядит следующим образом:

$$H(T) - H(T^*) = C_1 \theta [(\exp(\theta/T) - 1)^{-1} - (\exp(\theta/T^*) - 1)^{-1}] + \\ + C_2(T^2 - T^{*2}) + C_3 k(T - T^*) \exp(-E_a/kT), \quad (2)$$

где C_1 , C_2 , $C_3 = 78,212 \text{ Дж/(моль} \cdot \text{К)}$, $3,8616 \cdot 10^{-3} \text{ Дж/(моль} \cdot \text{К}^2)$ и $3,3993 \times 10^8 \text{ Дж/(моль} \cdot \text{эВ)}$ соответственно; $\theta = 516,11 \text{ К}$; $E_a = 1,8818 \text{ эВ}$; $T^* = 298,15 \text{ К}$; k — постоянная Больцмана.

Вообще говоря, заложенные в данном подходе модели опираются на равновесные значения параметров дефектной структуры. В связи с этим в быстрых процессах, времена которых существенно меньше характерных времен установления равновесия в той или иной подсистеме дефектов, используемые в (2) параметры дефектной структуры должны быть пересмотрены. Более того, может оказаться, что и сам подход, основанный на использовании равновесных характеристик в каждый конкретный момент времени, даже в стационарных условиях не вполне оправдан. Далее мы остановимся на анализе процессов дефектообразования в работающем топливе и попытаемся уточнить приведенную оценку запасенной энергии.

В процессе облучения в топливе под воздействием главным образом осколков деления происходит образование дефектов структуры. Причем процесс наработки дефектов уравнивается их радиационным и термическим отжигом [3]. Треки ядерных частиц могут образовываться в объеме любого электроизолятора. В физических моделях, описывающих механизмы образования треков, рассматриваются различные условия их образования и сохранения.

Сохранность треков зависит от подвижности носителей положительного заряда и от электрического сопротивления материала. Считается, что дефекты стабильны в

веществах с удельным сопротивлением ρ_3 выше ~ 2000 Ом/см [3]. В UO_2 , согласно данным [10], это условие выполняется при температуре $t \leq 500 \div 600$ °С, причем ρ_3 может увеличиться примерно на порядок в зависимости от микроструктуры материала.

В модели ионного взрывного клина для образования трека необходимо, чтобы кулоновские силы отталкивания в пределах зоны ионизации были достаточны для преодоления сил связи кристаллической решетки [3]:

$$n^2 > R \equiv 4\pi\epsilon_0\epsilon a^4 Y / (10e^2), \quad (3)$$

где n — число образующихся единичных зарядов; R — коэффициент напряжения, являющийся мерой относительной чувствительности различных сохраняющих треки материалов; ϵ — диэлектрическая проницаемость; a — среднее межатомное расстояние (для UO_2 $a \approx 2,42$ Å); Y — модуль Юнга (для UO_2 при средней температуре работающего топлива $T \approx 1200$ К $Y \approx 2 \cdot 10^{10}$ Па [4]); e — единичный заряд.

В UO_2 условие образования треков (3) выполняется, $n > 10^{-1}$. Из уравнения (3) видно, что наиболее легко треки должны образовываться в веществах с низкой механической прочностью, малой диэлектрической проницаемостью и небольшим межатомным расстоянием.

Среди ограничений, накладываемых на механизм образования треков, рассматриваются два фактора, относящиеся к концентрации и подвижности носителей положительного и отрицательного зарядов (дырочная и электронная проводимость). Прежде всего это касается притока электронов к ионизованному треку: трек не образуется, если другие электроны из окружающего пространства займут место выбитых электронов до того, как ионизованные атомы будут вытолкнуты в прилегающую среду. Условие образования треков в этом случае может быть записано в виде [3]

$$n_n < n_a / (\pi a D \tau), \quad (4)$$

где n_n — плотность свободных электронов; n_a — число ионов на атомную плоскость толщиной a ; D — коэффициент диффузии электронов. Это неравенство в обычных условиях применимо и к полупроводникам, и к диэлектрикам. Однако, как показывают оценки, оно свидетельствует о том, что треки могут образовываться и в металлах, если плотность электронов проводимости $n_n < 10^{20}$ 1/см³.

Коэффициент диффузии D можно оценить из уравнения Эйнштейна

$$D = \mu_n kT / e, \quad (5)$$

где $\mu_n = 1 / (n_n e \rho_3)$ — подвижность электронов. С учетом (5) условие образования треков (4) принимает вид

$$n_a > B \equiv \pi a k T / (\rho_3 e^2). \quad (6)$$

Для UO_2 при $T \approx 1200$ К параметр $B \approx 2 \cdot 10^{-6}$. Относительную плотность ионов n_a легко получить, зная среднее число смещенных атомов $N_{\text{см}}$, приходящееся на один трек, и число слоев $N_{\text{сл}}$ толщиной $a \approx 2,42$ Å в треке длиной $L \approx 6 \div 9$ мкм (длина пробега осколков в UO_2). Согласно данным [2] число смещенных атомов $N_{\text{см}}$ в UO_2 составляет $\approx 3 \cdot 10^4$ ат./трек, число слоев $N_{\text{сл}} = L/a \approx 3 \cdot 10^4$. Значение n_a при этом ≈ 1 . Следовательно, условие образования треков (6) выполняется.

Другим фактором, влияющим на образование треков, является подвижность положительных зарядов — дырок. Трек может возникнуть, если подвижность дырок μ_p удовлетворяет условию [3]

$$\mu_p < A \equiv r^2 e / (4 \tau k T), \quad (7)$$

где r — характерное расстояние миграции дырок; τ — время, необходимое для перемещения ионов, — характерное время колебаний решетки $\tau \approx 10^{-13}$ с; T — температура. Полагая $r = 5 \cdot 10^{-7}$ м, $T = 1200$ К, находим $A \sim 6$ см²/(В·с). Экспериментальные данные о подвижности дырок в UO_2 неизвестны. Большинство полупроводников, в которых треки не были обнаружены, имеют подвижность дырок μ_p выше ~ 150 см²/(В·с).

При скорости деления $N \approx 10^{13}$ дел./(см³·с) характерное время образования одного поколения треков, полностью покрывающих объем топлива, и связанных с ними дефектов равно $\tau_1 \approx 100$ с. За время $\tau_1 \approx 100$ с при $N \approx 10^{13}$ дел./(см³·с) в 1 см³ топлива образуется $N_{\text{тр}} \approx 2 \cdot 10^{15}$ треков. Согласно [3] максимальная доля энергии, идущая на образование дефектов и накапливаемая в топливе (без учета термического отжига), составляет $\approx 1\%$ всей энергии деления, т.е. ≈ 1 МэВ/трек. Таким образом, величина запасенной энергии дефектов при указанных условиях равна $\approx 2 \cdot 10^{15}$ МэВ/см³ ≈ 30 Дж/г (при плотности окисного топлива, равной $\rho \approx 10,6$ г/см³), что составляет $\sim 10\%$ теплоты плавления UO_2 . Однако эта оценка не учитывает процесс накопления дефектов при многократном покрытии объема топлива треками.

Средняя температура топлива в работающем реакторе равна $\sim 1100 \div 1200$ К, т.е. находится внутри интервала температур термического отжига дефектов в UO_2 . Причем максимальная температура в центре твэла может достигать $T_{\text{max}} > 1900$ К и находится в зоне полного отжига дефектов, а минимальная на поверхности — составлять $\sim 700 \div 900$ К.

Учет термического отжига дефектов позволяет найти стационарную величину запасенной энергии дефектов в работающем топливе.

В основе термического отжига дефектов лежат механизмы диффузии атомов и ионов в твердом теле. Скорость термического отжига и соответствующая стационарная концентрация накапливаемых дефектов зависят от температуры. Причем известно, что термический отжиг имеет место в интервале температур от $\sim 0,2$ до $\sim 0,6 T_{\text{пл}}$ ($\sim 600 \div 1900$ К для UO_2). Облучение топлива вызывает радиационно активируемую самодиффузию, не зависящую от температуры, с коэффициентом диффузии $\sim 10^{-17}$ см²/с. Однако при температурах порядка 1500 К и выше коэффициенты термически активируемой диффузии заметно превышают это значение и радиационно активируемой диффузией в среднем можно пренебречь. Отметим, что при наличии температурной неравномерности и неравномерности энерговыделения в топливе возможна и соответствующая неравномерность в накоплении дефектов.

Отжиг дефектов в окисном урановом топливе происходит, по-видимому, за счет диффузии вакансий кислорода и урана. Если речь идет об отжиге пар Френкеля $\text{O} + \text{O}$ -вакансия (отжиг за счет самодиффузии кислорода), то характерное время отжига дефектов τ_2 легко оценить по формуле

$$\tau_2 = r^2 / D_{\text{O}}, \quad (8)$$

где r — глубина диффузионного проникновения, которую можно принять равной радиусу трека; D_{O} — коэффициент самодиффузии кислорода в UO_2 .

Накопление дефектов может иметь место при условии

$$\tau_2 \geq \tau_1, \quad (9)$$

причем τ_1 зависит от скорости деления, а τ_2 от температуры топлива. В стехиометрическом UO_2 коэффициент самодиффузии кислорода, согласно данным [2], для интервала температур 700—1500 К вычисляется по формуле

$$\lg D_{\text{O}} = 7,6 - 2 \cdot 10^4 / T. \quad (10)$$

Отметим, что отклонение от стехиометрии топлива заметно влияет на величину энергии активации диффузии, что может сказаться на количественной стороне приводимых оценок.

Условие накопления дефектов (9) при $\tau_1 \approx 100$ с в рассматриваемом случае выполняется до уровня температур $T \leq 900$ К, коэффициент самодиффузии кислорода равен при этом $D_{\text{O}} \approx 2,5 \cdot 10^{-15}$ см²/с. В работающем реакторе такая температура топлива может иметь место только в поверхностных слоях и на концах твэлов.

Отжиг дефектов урановой подрешетки идет более медленно. Коэффициент самодиффузии урана в UO_2 , по данным [2], аппроксимируется соотношением

$$\lg D_{\text{U}} = -4 - 1,8 \cdot 10^4 / T. \quad (11)$$

То же условие накопления дефектов (9) в работающем топливе выполняется в этом случае при $T \leq 1700$ К. Таким образом, дефекты, связанные с урановой подрешеткой, более устойчивы и в работающем реакторе могут иметь место на значительно большей части объема топлива. Следовательно, с рассматриваемой точки зрения наиболее важным является поведение подрешетки урана и, в частности, вопрос о перераспределении энергии осколка деления между урановой и кислородной подрешетками в процессах термализации и образования дефектной структуры.

Оценим стационарную концентрацию дефектов. Пусть E_1 — энергия дефектов на 1 трек; W — энергия одного дефекта; E_1/W — число дефектов в треке; N^* — число треков, образующихся в единице объема топлива в единицу времени. Тогда число дефектов, образующихся в единице объема топлива в единицу времени (мощность источника дефектов), равно

$$Y = N^* E_1 / W. \quad (12)$$

Если предположить, что дефекты отжигаются диффузионно, то мощность стока может быть найдена в приближении «времени жизни» — число исчезающих дефектов N_D обратно пропорционально времени жизни дефекта τ :

$$\frac{dN_D}{d\tau} = Y - N_D / \tau. \quad (13)$$

Если $\tau = L^2 / D_{\text{U}}$, где D_{U} — коэффициент диффузии урановых вакансий; L — характерная глубина диффузии (половина радиуса трека), то стационарная концентрация дефектов может быть найдена по формуле

$$N_D = \tau \cdot Y. \quad (14)$$

При этом энергия дефектов E_N равна

$$E_N = N_D W = L^2 N^* E_1 / D_{\text{U}}. \quad (15)$$

Пусть $L = 25 \text{ \AA}$; $N^* = 2 \cdot 10^{13}$ трек/(см³·с); $D_{\text{U}} = 2 \cdot 10^{-16}$ см²/с; $E_1 = 1 \text{ МэВ} \approx 1,6 \cdot 10^{-13}$ Дж/трек, тогда $E_N = 100 \text{ Дж/г UO}_2$.

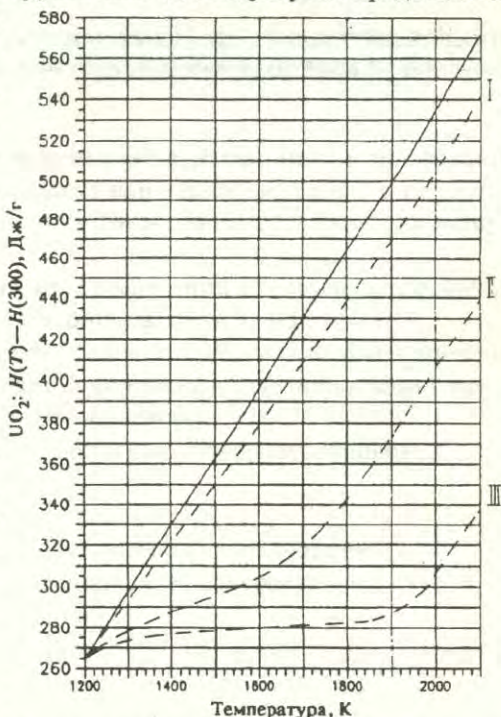
Известны прямые экспериментальные данные по запасенной энергии дефектов и ее выделению при термическом отжиге для U_3O_8 [2], согласно которым она достигает предельного значения $E_N \approx 100$ Дж/г за время $\tau_1 \approx 400$ с при $N \approx 10^{13}$ дел./($см^3 \cdot с$).

При быстром разогреве топлива, например, в результате реактивной аварии реактора отжиг и соответствующее высвобождение запасенной энергии дефектов из-за ограничений по скорости диффузии атомов может идти с некоторым запаздыванием. Однако уже при температуре топлива $T \geq 1000$ К характерное время отжига дефектов τ_2 для кислорода становится соизмеримо с характерным временем реактивных аварий τ_p . Для подрешетки урана условие $\tau_2 \approx \tau_p$ выполняется при $T \geq 2100$ К и, таким образом, высвобождение этой части энергии дефектов будет происходить с более заметным запаздыванием.

Влияние запасенной энергии дефектов при вычислении, например, изменения энтальпии $H(T) - H(T^*)$ можно учесть в рамках уравнения (2). На рисунке представлено изменение энтальпии $H(T) - H(300)$ для UO_2 при увеличении температуры, построенный по модели [9] без учета запаздывания. Пунктирной линией изображена возможная температурная зависимость $H(T) - H(300)$ при условии равномерного выделения в интервале температур $1200 \leq T \leq 1900$ К запасенной энергии дефектов $E_N \approx 30$ (I), ≈ 100 (II) и ≈ 300 Дж/г (III).

Отметим, что при неравномерном энерговыделении и разогреве топлива в процессе аварии, а также при наличии неравномерности накопления дефектов по объему топлива реальное пространственно-временное распределение температур может заметно отличаться от прогнозируемого и принимаемого в теплофизических и нейтронно-физических расчетах, особенно в расчетах быстрых переходных процессов.

Мы привели три различные оценки запасенной энергии, крайние из которых различаются на порядок величины. Имеющиеся в нашем распоряжении экспериментальные данные о накоплении дефектов в двуокиси урана не позволяют дать более точную оценку. Что касается теоретических подходов, необходима реалистическая модель, описывающая перераспределение энергии осколков деления между подрешетками кислорода и урана, без которой невозможен убедительный прогноз величины рассматриваемого эффекта. Представляется целесообразным проведение модельных экспериментов с целью определения уровня накопления дефектов в работающем топливе и кинетики их релаксации.



Зависимость энтальпии твердой UO_2 от температуры с учетом энергии дефектов: I — $E_N = 30$ Дж/г; II — 100 Дж/г; III — 300 Дж/г

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

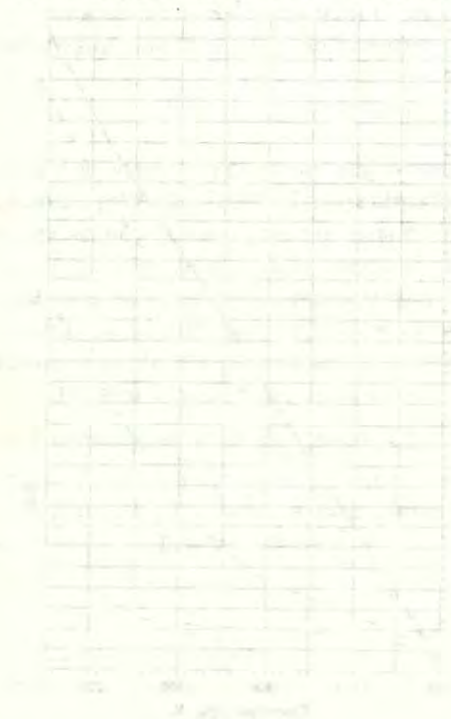
1. Дегальцев Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.Ф. Поведение высокотемпературного ядерного топлива при облучении. — М.: Атомиздат, 1978.
2. Ластман Б. Радиационные явления в двуокиси урана. — М.: Атомиздат, 1964.

3. Флейшер Р.Л., Прайс П.Б., Уокер Р.М. Треки заряженных частиц в твердых телах. Ч. 1. — М.: Энергоиздат, 1981.
4. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. — М.: Атомиздат, 1968.
5. Динс Д., Виниярд Д. Радиационные эффекты в твердых телах. — М.: Изд-во Ин. лит., 1960.
6. Комаров Ф.Ф., Новиков А.П., Соловьев В.С., Ширяев С.Ю. Дефекты структуры в ионно-имплантированном кремнии. — Минск: Изд-во Университетское, 1990.
7. Вопросы радиационной технологии полупроводников/Под ред. Л.С. Смирнова. — Новосибирск: Наука, 1980.
8. Ruault M.O., Chaumont J., Bernas H. — Nucl. Instr. Meth., 1983, vol. 209/210, p. 351—356.
9. Финк Дж., Часанов М., Лейбовиц Л. Теплофизические свойства двуокиси урана. — Атомная техника за рубежом, 1982, № 11, с. 20—25.
10. Котельников Р.Б. и др. Высокотемпературное ядерное топливо. — М.: Атомиздат, 1978.

Статья поступила в редакцию 12 марта 1997 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 35—42.



БЕЗОПАСНОСТЬ

УДК 621.039

КОНЦЕПЦИЯ И ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ ПО НЕТРАДИЦИОННЫМ СРЕДСТВАМ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОУСТАНОВОК

*Р.Р. Ионайтис,
НИКИЭТ, 107113, Москва, Малая Красносельская, 2*

Представлены новые понятия, определения и технические решения по нетрадиционным средствам безопасности энергоустановок.

SOME CONCEPTS AND DESIGNS OF UNCONVENTIONAL SAFETY MEANS FOR POWER PLANTS.
R.R. IONAYTIS. Some new concepts, formulations and designs of unconventional safety means for power plants are presented.

В каждой отрасли техники сложились определенные традиции в использовании тех или иных средств безопасности (СБ), способных при нормальной работе и в случае аварий ограничивать вредное воздействие опасных факторов на людей и окружающую среду.

В статье проиллюстрированы новые понятия, определения и технические решения по нетрадиционным средствам безопасности энергоустановок [1—10].

Надежность и безопасность любой энергоустановки (ЭУ) может быть оценена, обеспечена, повышена путем последовательного и комплексного использования принципов и технических критериев надежности и безопасности.

1. Технические критерии надежности и безопасности энергоустановок:

- самозащитенность установки и СБ;
- оснащенность установки СБ;
- обеспеченность функциями остановки, охлаждения, локализации;
- структурность (деление): управление, исполнение, контроль;
- постоянство функций при работе и остановке;
- автоматичность срабатывания;
- обеспечение быстрого действия: малые задержки, высокая скорость;
- безопасный отказ: безотказность, отказобезопасность;
- резервирование: структурное, временное, функциональное, информационное;
- независимость по функциям и размещению;
- разнообразие: разнотипность, неодинаковость;
- защита в глубину — глубокое эшелонирование;
- контролируемость готовности и фактора срабатывания;
- опробованность в реальных условиях;
- пассивность установки и СБ;
- посвященность одной цели;
- низкая энергонапряженность (щадящие условия);
- защищенность от внешних воздействий;
- модульность: ампульность, капсульность;
- простота технических решений и обслуживания;
- безвредность действия для окружения;
- дружелюбность к оперативному персоналу;
- доведение действия до конца — непрекращаемость.

Наиболее эффективным для обеспечения надежной и безопасной работы энергоустановки является критерий разнообразия в средствах безопасности. Поэтому разрабатываются нетрадиционные средства безопасности (НСБ), определяются их назначение и функции.

2. Нетрадиционные средства безопасности:

- работающие;
- работающие на ином принципе действия, чем традиционные СБ, используемые на подобных установках для одной и той же целевой функции;
- с существенно новым конструктивным исполнением;
- как дополнение традиционных средств;
- при разработке новых реакторов;
- для усовершенствования существующих энергоустановок;
- для любых энергонапряженных объектов.

3. Назначение и функции НСБ:

- поддержание нормальной эксплуатации (соединения, герметизация, упрочнение, диагностика, инструмент и т.п.);
- остановка — прекращение основного процесса (воздействие на реактивность реактора и т.п.);
- аварийное охлаждение активной зоны (воздействие на теплоноситель);
- обеспечение пожаро- и взрывобезопасности (нейтрализация опасных газов и т.п.);
- локализация последствий аварий.

4. Структурные составляющие средств безопасности:

- исполнительная (осуществляющая защитное действие);
- управляющая (контролирующая ЭУ и формирующая аварийный сигнал);
- контрольно-диагностирующая (готовность к срабатыванию и фактор срабатывания, самопроверка);
- обеспечивающая (энергией, охлаждением, вентиляцией).

Некоторые указанные составляющие в НСБ часто объединяются в одном устройстве, особенно в случае использования эффекта памяти формы (ЭПФ).

Кроме разнообразия в НСБ широко используются и другие сильные способы повышения безопасности.

5. Свойства НСБ, обеспечивающие безопасность объекта:

- безопасный отказ (не приводящий к опасным последствиям);
- резервирование (избыточность относительно требуемого объема);
- независимость (отказ одного средства не приводит к отказу других);
- разнообразие средств и принципов действия в разных системах или ее частях;
- глубокое эшелонирование (последовательное или ступенчатое использование защитных систем);
- пассивность и самозащищенность (срабатывание непосредственно от аварийного события или режимного параметра и на основе естественных обратных связей и процессов);
- диверсионнозащищенность (недоступность для неумелых и злонамеренных действий).

6. Дополнительные средства НСБ по безопасности:

- простота (общая и по частям);
- посвященность (выполнение одной целевой функции);
- низкая энергонапряженность (без экстремальных условий);
- модульность (легкая заменяемость средств и его частей).

Условия работы НСБ ядерных реакторов очень сложны.

7. Условия работы НСБ в ядерном реакторе:

- разнообразие окружающей среды (газ, дистиллат, жидкий металл);
- коррозионная и эрозионная агрессивность теплоносителя;

- высокие рабочие температуры (до 350 °С) полостей размещения НСБ;
- высокие температуры снаружи полостей размещения (500—700 °С);
- узкий интервал перепада температур при срабатывании (10—50 °С);
- облучение нейтронами (флюенс до 10^{22} — 10^{23} нейтр./см²);
- малые диаметральный размеры полостей установки (2—100 мм);
- протяженность вертикальных размеров (0,1—20 м);
- малое число режимных параметров в активной зоне (поток нейтронов, расход теплоносителя);

- требуемая неоднократность срабатывания;
- изменение положения в пространстве.

К НСБ выставляются очень серьезные требования и, что особенно важно, связанные с наличием облучения.

8. Общие требуемые свойства НСБ при работе в ЭУ:

- малые габариты;
- требуемые температуры срабатывания;
- возможность воздействия на них (легированием или другими средствами);
- срабатывание в узком интервале температур (релейность характеристик: деформация—температура);
- сохранение свойств при длительном хранении в течение заданных циклов;
- стойкость к коррозии и эрозии;
- достаточные усилия для выполнения функций;
- допустимый уровень шума;
- нечувствительность к перегреву (в заданном интервале температур сверх температуры срабатывания);
- технологичность;
- разнообразие геометрических форм (стержень, пружина, пластина, кольцо, скоба, лента, проволока и др.);
- высокое быстродействие;
- приемлемая стоимость.

9. Требуемые свойства НСБ при воздействии облучения:

- полное сохранение свойств (по возможности);
- частичное сохранение свойств (достаточное для исполнения функций);
- возможность использования вне зоны облучения;
- передача сигнала на расстояние (разделение чувствительного и исполнительного элементов);
- легкая заменяемость.

Разрабатываемые в настоящее время НСБ на основе функциональных материалов с уникальными свойствами с использованием ЭПФ и др. не только отвечают поставленным требованиям, но и обладают дополнительными положительными свойствами.

10. Функциональные материалы (с уникальными свойствами):

- материалы с ЭПФ;
- металлические стекла;
- расплавы с изменяемой электропроводностью;
- детонационные шнуры;
- газогенерирующие;
- газожидкостные металлокерамические;
- покрытия переменного цвета.

11. Достигаемые свойства крепежных элементов (на основе материалов с памятью формы):

- высокое качество, надежность, прочность;
- значительные усилия;
- соединение разнородных (несвариваемых) материалов;

- высокая деформация;
- отсутствие специальных источников энергии (пассивность срабатывания);
- отсутствие открытого пламени (при установке);
- работа в широком диапазоне температур;
- компактность, сборка в стесненных условиях;
- независимость от положения в пространстве;
- оперативность монтажа;
- стойкость к коррозии, эрозии, ударам и вибрации;
- экологичность;
- малое облучение персонала.

Благодаря этому создается достаточно широкий круг конструктивных элементов с ЭПФ для соединения, герметизации и т.п.

12. Неподвижные конструктивные элементы из материалов с ЭПФ (для соединения, герметизации, упрочнения):

- заглушки, корпуса (торцевые и в стенках);
- уплотнения (прокладки фланцев, ремонтные седла арматуры и др.);
- термомуфты, бандажы, фиксаторы (наружные и внутренние);
- укрепители сварных швов (устранители протечек, трубки парогенераторов, сужающие устройства и др.);
- соединители электрокабелей (штекеры и т.п.).

При разработке нетрадиционных средств безопасности для остановки ядерного реактора должны учитываться специфические свойства органов воздействия на его реактивность и особенности использования теплоносителя.

13. Требуемые свойства органов воздействия на реактивность:

- малые диаметральный габариты (от 2 до 100 мм);
- большая протяженность в осевом направлении (до 20 м);
- малая задержка срабатывания;
- беспрепятственный ввод (в активную зону);
- высокая скорость ввода (в зону);
- высокая эффективность (поглощения нейтронов);
- достаточное торможение (в конце хода);
- приемлемые усилия при взводе (восстановлении состояния).

14. Особенности использования теплоносителя в ЯЭУ:

- охладитель (топлива и конструктивных материалов);
- поглотитель, замедлитель (нейтронов);
- среда сопротивления, ускорения (движению);
- защита от излучения (радиоактивного);
- источник радиологических газов (водород и др.);
- транспортное средство (органов управления, газов).

Для остановки ЯЭУ создано большое разнообразие исполнительных средств.

15. Исполнительные нетрадиционные средства остановки ЯЭУ:

- профилированные (в своей проточной части);
- динамические (от расхода теплоносителя);
- поплавковые (поглотители и вытеснители);
- аккумуляторные (встроенные);
- мембранные (удержание и прием);
- жидкостные (в отдельных каналах);
- сыпучие (с мелкошариковым веществом);
- двухфазные (газожидкостные);
- газовые (с газом — рабочим телом или поглотителем);
- жидкометаллические (с поглощающим металлом).

16. Особенности нетрадиционных средств управления реактивностью:

- профилированные (ступенчатый канал, замкнутый контур, набегающий поглотитель, газовая полость);
- динамические стержневые (двухпозиционные или многопозиционные, простые, малогабаритные, по потоку среды или против нее, с гидравлической сигнализацией);
- жидкостные каналные (для управления и остановки, по расходу жидкости или давлению газа, с водой, растворами, жидкими металлами, с протоком и без него);
- газовые (компактность и высокое быстродействие).

В каждом из этих средств присутствуют характерные элементы, в том числе с «умными» материалами.

17. Характерные элементы исполнительных НСБ:

- для удержания (мембраны разрывные, ленточные, с ЭПФ);
- для ввода (пиропатроны, взрывные аккумуляторы давления, с ЭПФ);
- для торможения (дорны, крешеры, с ЭПФ);
- для передачи сигнала (детонационные шнуры, с ЭПФ).

Автоматические самодействующие устройства сами «узнают» о необходимости срабатывания (по превышению нейтронного потока, по температуре теплоносителя и другим аварийным параметрам) и могут сами выполнять противоаварийное действие, используя уникальные свойства материалов.

18. Противоаварийные (самосрабатывающие) устройства (управляюще-исполнительные):

- от режимного параметра (рост мощности, разгон реактора, ухудшение теплоотвода, рост давления);
- с формированием электрического сигнала (преобразующие поток нейтронов, термоэмиссионные);
- пассивные (плавкие с ЭПФ, мембранные, термонейтронные).

Устройства управления расходом имеют свои особенности.

19. Особенности средств управления расходом теплоносителя:

- поддержание, регулирование, отключение (потоков жидкости);
- высокая степень дросселирования (перепад давлений/«квадрат расхода»);
- широкий диапазон изменения расхода;
- интенсификация проточной части (расширения, сужения, шероховатость, вихри, повороты);
- дросселирующие канавки (кольцевые, пересекающиеся);
- низкая скорость потока (без вибрации, кавитации, эрозии);
- бесшумность;
- большой срок службы;
- невысокая стоимость.

20. Ограничители расхода:

- газожидкостные мембраны (газ — да, жидкость — нет);
- поплавки;
- самозапорные устройства с ЭПФ;
- сужающие вставки.

21. Самозапорные устройства с ЭПФ:

- для исключения истечения;
- при разрывах труб;
- при изменении температуры среды;
- для фиксации и расфиксации рабочего органа;
- в качестве управляющих устройств (с разной температурой срабатывания).

Разработаны НСБ для определения состояния рабочего органа.

22. Нетрадиционные средства определения состояния СБ:

- термоэлектрические (с изменением температуры среды и стенки на границе рабочего органа);

- пневматические (с подводом газа, статические и динамические);
 - гидравлические (статические с изменением давления и расхода среды, динамические с вводом возмущения в поток среды);
 - рекомбинационные (извещатели концентрации опасных газов).
- Обеспечивающие НСБ выполняют разнообразные функции.

23. Нетрадиционные обеспечивающие системы:

- монтаж (приспособления с ЭПФ, ручные прессы и т.п.);
- охлаждение тонкими слоями жидкости (пленочное течение);
- аккумулялирование давления (пиротехническими и детонационными средствами);
- вентиляция газовых полостей от опасных газов (эжекцией—захватом газов текущей жидкостью);
- автономная (пассивная) нейтрализация водорода (гидрофибизированными регулярами рекомбинаторами);
- противопожарное перекрытие проемов (труб, помещений).

Появились предложения и по нетрадиционным средствам локализации.

24. Нетрадиционные средства локализации:

- разрывные мембраны (между защищаемым и локализирующим объемами);
- разделители с ЭПФ;
- поглотители, встречающие кориум (расплав зоны).

По НСБ создан обширный научно-технический задел, который может быть использован в ЯЭУ различного назначения.

25. Имеются:

- набор принципиальных и конструкторских решений (включая изобретения) по НСБ;
- теоретические основы;
- экспериментальная база исследования;
- экспериментальные характеристики;
- опыт эксплуатации в реакторах разного назначения.

26. Порядок работ по НСБ:

- обследование объекта;
- выработка рекомендаций по оснащению НСБ;
- передача научно-технической информации;
- разработки;
- расчеты;
- экспериментальная отработка;
- демонстрационный прототип;
- организация производства;
- сертификация;
- монтаж и наладка;
- авторское сопровождение;
- производство.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. МАГАТЭ. Кодекс безопасности АЭС: проектирование. Нормы безопасности № 5-С-Д (Rev. 1), 1988. — 58 с. (русс. 1990).
2. МАГАТЭ. Основные принципы безопасности АЭС: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. № 75-INSAG-3. — Вена: МАГАТЭ, 1988 (русс. 1990).
3. Правила и нормы в атомной энергетике (ПНАЭ). Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) Г-1-011-89. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 44 с.
4. ПНАЭ. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС-89) Г-1-024-90. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1991. — 62 с.

5. Адамов Е.О., Ионайтис Р.Р., Кондратьев В.В., Черкашов Ю.М. Концепции разработки систем остановки ЯР. — В кн.: Докл. симп. МАГАТЭ «Человек—машина» (Мюнхен, 9—13 июля 1990 г.). — Вена: МАГАТЭ, 1991, с. 161—179.
6. Ионайтис Р.Р. Реализованные нетрадиционные средства управления ядерными реакторами. — В кн.: Докл. симп. МАГАТЭ (Токио, май 1992 г.).
7. Ионайтис Р.Р. Нетрадиционные средства управления ЯР. — М.: Изд. МГТУ им. Н.Э. Баумана, 1992.
8. Абрамов В.Я., Ионайтис Р.Р., Котов В.В. и др. Влияние облучения на сплавы, обладающие эффектом памяти формы. — В кн.: Тр. семинара «Функционально-механические свойства новых материалов» (Исков, июнь 1993 г.), с. 206.
9. Ионайтис Р.Р., Котов В.В., Щукин И.М. Сплавы с памятью формы (СПФ) в ядерной энергетике России. — В кн.: Тр. семинара «СПФ для электроэнергетики» (СПА, Пало-Альто, ноябрь 1994 г.). EPRI-TR-105-072, май 1995, с. 10.1—10.5.
10. Ионайтис Р.Р. Комплекс критериев для определения обеспечения и повышения уровня безопасности энергоустановок. — Атомная энергия, 1995, т. 79, вып. 2.

Статья поступила в редакцию 12 февраля 1996 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 43—49.

УДК 621.039.58

РАЗВИТИЕ АЛГОРИТМОВ ПРОГРАММЫ ВЕТЕР ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СИСТЕМЕ АВТОМАТИЧЕСКОГО ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ ПРЕВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ В РЕАКТОРАХ РБМК

И.В. Зонов, Концерн «Росэнергоатом», 103074, Москва, Китайгородский пр., 7,
В.В. Постников, НИКИЭТ, 107113, Москва, Малая Красносельская, 2,
Н.В. Щукин, МИФИ Госкомвуза РФ, 115409, Москва, Каширское шоссе, 31

Дано краткое описание системы предупредительной защиты (ПЗ) реакторов типа РБМК. Для обеспечения требуемого быстродействия и эффективности системы при расчете уставок ПЗ использован принцип обратной связи по возмущающему воздействию. Приведены результаты математического моделирования работы системы, показывающие высокую эффективность применяемого подхода по сравнению со штатными алгоритмами системы контроля.

ENHANCEMENT OF BETEP CODE ALGORITHMS FOR AUTOMATIC RBMK-TYPE REACTOR PROTECTION SYSTEM FOR PREVENTION OF OPERATIONAL LIMITS VIOLATION. I.V. ZONOV, V.V. POSTNIKOV, N.V. SCHUKIN. The preventive protection system (PPS) based on the principle of feedback due to initial influence is shortly described. The BETEP code algorithms are advancing now for safety-related parameters calculation for PPS purposes. Some results of computer modelling of PPS run are discuss.

Одним из наиболее эффективных путей повышения безопасности и экономичности эксплуатации АЭС с реакторами РБМК является автоматизация технологического процесса, в частности, поддержание в заданных эксплуатационных пределах значений распределенных параметров активной зоны: энерговыделения, температуры графита, коэффициента запаса до кризиса теплообмена $K_{\text{зап}}$. Из практики эксплуатации реакторов РБМК известно, что повышение точности поддержания мощности ТВС ниже установленных в проекте пределов приводит к существенному снижению количества ТВС, выгружаемых по негерметичности оболочек твэлов, а следовательно, к снижению выбросов в окружающую среду и потерь из-за недостижения проектного выгорания топлива.

Существующие системы локальной аварийной защиты (ЛАЗ) реакторов РБМК, в том числе головной образец модернизированной системы управления, контроля и защиты СКУЗ-М блока № 2 Ленинградской АЭС, решают задачу защиты ТВС от режимов закризисного теплообмена и от превышения мощности ТВС, приводящего к разрыву технологического канала (ТК), т.е. соблюдения максимального проектного

предела повреждения твэлов. Однако во многих практически важных случаях системы ЛАЗ не позволяют автоматически исключить превышения пределов безопасной эксплуатации по мощности ТВС и линейной нагрузке на твэлы. Основные причины этого — отсутствие автоматической передачи аварийных и предупредительных уставок из вычислительного комплекса в СУЗ и низкая скорость их расчета в СЦК СКАЛА [1]. В то же время при проведении перегрузок кассет, регулировании энергораспределения или при «самоходах» стержней СУЗ штатная система контроля СЦК СКАЛА из-за разреженности датчиков и методических ограничений реализованных алгоритмов не дает оператору достаточно полной информации о поведении параметров безопасности [2].

Одним из наиболее простых способов предотвращения превышения эксплуатационных пределов является регулируемое снижение мощности реактора до исчезновения опасной ситуации, т.е. выполнение функций предупредительной защиты (ПЗ). Другой способ — автоматическое регулирование энергораспределения без снижения мощности реактора. Однако во втором случае необходимо обеспечить такое снижение локального энерговыделения, которое не приведет к нежелательным всплескам в других районах активной зоны, что наиболее эффективно можно осуществить с применением трехмерных математических моделей, работающих в режиме советчика оператору [3]. Второй способ технически более сложен в реализации и в данной работе не рассматривался.

Оценка требуемого быстродействия системы ПЗ (0,1—0,2 с) [1] показала, что в настоящее время практически исключено использование результата полномасштабного трехмерного расчета для выдачи команд. Возможным решением проблемы может стать применение комбинированной системы с регулированием по возмущению [4]. Выработка сигнала ПЗ с требуемым быстродействием осуществляется в основном компьютере при сравнении текущего сигнала датчика с уставкой, таблично зависящей от положения ближайших стержней регулирования и перегружаемой кассеты. Данная зависимость рассчитывается на втором компьютере в рамках цикла восстановления энергораспределения и других важных для безопасности параметров.

Предлагаемая система ПЗ не требует изменений или реконструкции действующей СУЗ и максимально использует существующую аппаратуру [1], поэтому ее внедрение возможно без значительных материальных и временных затрат. Система базируется на двух дополнительных цифровых подсистемах, выполненных с применением специализированных ПЭВМ.

В штатной системе контроля СЦК СКАЛА [5] уставки датчиков определяются как отношение некоторого априорно известного (из проектных расчетов) предельного значения к максимальному (минимальному) по некоторому шаблону в окрестности датчика значению данного параметра, рассчитываемому с определенной периодичностью (5—10 сут):

$$\delta_j^0 = \min \left(\frac{W^{\text{пред}}}{W_j^{\text{max}}}, \frac{K_j^{\text{min}}}{K^{\text{пред}}}, \frac{q^{\text{пред}}}{q_j^{\text{max}}} \right) = \min_i \delta_{ij}^0, \quad (1)$$

$$\delta_{ij}^0 = \frac{A_i^{\text{пред}}}{A_{ij}^{\text{max}}},$$

где j — номер датчика (шаблона); i — индекс параметра; W — мощность ТВС; K — коэффициент запаса до критической мощности; q — линейная нагрузка на твэл; $A = (W, K^{-1}, q)$.

Смысл регулирования по возмущению состоит в введении коэффициента $F_{ij}(u)$ коррекции штатной уставки, зависящего от значения управления:

$$\delta_{ij} = \delta_{ij}^0 F_{ij}(u), \quad (2)$$

где δ_{ij}^0 определяется по (1). Этот коэффициент показывает, насколько в данных конкретных условиях изменение показаний датчика отличается от изменения максимального значения параметра безопасности:

$$F_{ij}(u_k) = \frac{I_j^{\text{дкэр}}(u_k)}{I_j^{\text{дкэр}}(u_k^0)} / \frac{A_{ij}^{\text{max}}(u_k)}{A_{ij}^{\text{max}}(u_k^0)}, \quad (3)$$

где с индексом 0 показаны параметры для исходного состояния, $I_j^{\text{дкэр}}(u_k)$ — показания датчика при значении управления u_k .

Поскольку значение коэффициента коррекции есть характеристика состояния активной зоны (или некоторого ее фрагмента), периодичность его расчета определяется временем изменения состояния и может составлять от нескольких десятков минут для стационарного состояния до нескольких десятков секунд для процессов перегрузки топлива. Коэффициенты коррекции (табличные зависимости уставки) определяются с помощью прогнозного расчета для нескольких значений управления начиная с текущего. При внесении нескольких возмущений результирующая зависимость определяется как суперпозиция зависимостей от отдельных возмущений:

$$F_{ij}(u_k) = \prod_{k=1}^K F_{ij}(u_k), \quad (4)$$

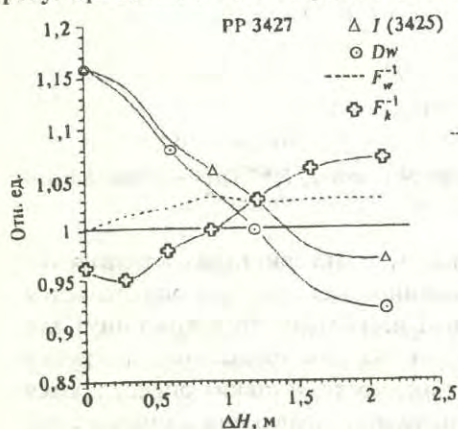
где k — индекс возмущения. В общем случае коэффициенты F_{ij} должны рассчитываться с учетом интерференции возмущений от различных управлений.

При расчете вышеописанных зависимостей возможно применить несколько программ, в данной работе использована программа ВЕТЕР [6], предназначенная для моделирования поведения параметров безопасности при внесении локальных возмущений в свойства активной зоны (перегрузка топлива, перемещение регулирующих стержней). В основу расчета нейтронного распределения положено предположение, что для рассматриваемого класса задач можно провести условную декомпозицию полномасштабной трехмерной задачи на полномасштабную двумерную и локальную трехмерную. В данном подходе полномасштабный (базовый) расчет проводится только для исходного состояния, а моделирование процесса внесения возмущения осуществляется в некотором фрагменте активной зоны. Принципиальная возможность применения декомпозиции в рассматриваемом классе задач основана на локальном характере деформации нейтронного поля, обусловленном соотношением длины миграции нейтронов и характерным размером ячейки РБМК. Применение данного подхода позволило для фрагмента размером 7×7 ячеек в плане и шаге сетки по высоте 0,33 м реализовать контроль параметров безопасности при перегрузках топлива на ПЭВМ IBM PC AT 386/387 40 МГц в режиме реального времени.

Верификационные исследования с использованием полномасштабных трехмерных программ, выполненные на основе реальных исходных данных и реально проведенных перегрузок ТВС, показали приемлемые точностные характеристики алгоритмов — отклонение от реперных результатов не превысило 5%. Показано, что программа ВЕТЕР позволяет получать качественно новую информацию о поведении параметров безопасности по сравнению с штатными алгоритмами контроля и планирования перегрузок [7]. В настоящее время программа используется на ЛАЭС и ЧАЭС инженерно-техническим персоналом для планирования перегрузок и оперативным — для непосредственного моделирования поведения параметров перед перегрузкой.

Для оценки эффективности предлагаемой системы ПЗ были проведены вычислительные эксперименты с моделированием поведения параметров безопасности при различных технологических операциях (перегрузка кассеты, перемещение органов регулирования). Результаты расчетов приведены на рис. 1—3.

На рис. 1 представлены результаты моделирования «самохода» стержня ручного регулирования (РР) с координатами 3427 с исходной глубиной погружения 2,3 м (около



Р и с. 1. Поведение параметров при «самоходе» стержня СУЗ

1/3 полного хода). Рассмотрен идеализированный вариант: инерционность датчика (ДКЭР) не учитывается, и срабатывание аварийной сигнализации (АС) происходит при достижении током датчика значения уставки (обычно вводится некоторый коэффициент закругления, больший единицы). На рис. 1 представлены: I — запас до уставки ближайшего датчика ДКЭР 3425, Dw — запас до предельной мощности ТВС; F_w^{-1} и F_k^{-1} — величины, обратные коэффициенту коррекции уставки, рассчитанному по (3) для мощности ТВС, и $K_{\text{зап}}$. В принятых обозначениях сигнал ПЗ формируется при достижении током датчика значения F_i^{-1} .

Результаты моделирования показали:

— коэффициент запаса до предельной мощности ТВС равен 1 при значении уставки датчика 1,03 (по формуле (1));

— при достижении сигнала датчика значения уставок максимальная мощность ТВС превышает предельную в 1,05 раза, минимальное значение $K_{\text{зап}}$ меньше предельного в 1,07 раза.

Введение корректирующего множителя при расчете уставки по (2)—(3) приводит к срабатыванию АС одновременно с достижением параметром предельного значения ($\Delta H = 1,2$ м). Поскольку каждый параметр имеет собственное, отличное от других, поведение при внесении управляющего воздействия, необходимо рассмотрение нескольких параметров для определения обобщенного коэффициента коррекции уставки. В данном случае в начальной стадии движения стержня ($\Delta H = [-0,0, -1,2]$ м) определяющим параметром является мощность ТВС, а на второй стадии — коэффициент запаса до критической мощности. Запас до предельной линейной нагрузки в рассмотренном примере больше 1,15. Таким образом, обобщенный коэффициент коррекции, вводимый в основной компьютер системы ПЗ, представляется в следующем виде:

$$F(H_{\text{pp}}) = \begin{cases} F_w(H_{\text{pp}}), & \Delta H = [-0,0, -1,2] \text{ м}, \\ F_k(H_{\text{pp}}), & \Delta H = [-0,0, -1,2] \text{ м}, \end{cases} \quad (5)$$

где H_{pp} — глубина погружения стержня, ΔH — изменение положения стержня. В данной зависимости представлена только часть коэффициента, рассчитанная для извлечения стержня ($\Delta H < 0$).

Работа системы ПЗ при внесении нескольких возмущений (в данном случае двух) была смоделирована расчетом двух вариантов перегрузок кассет. Для первичного анализа при расчете уставок было использовано предположение, что локальная деформация нейтронного поля происходит только при внесении положительной реактивности, а при внесении отрицательной коэффициент коррекции равен 1. Данное предположение в большинстве случаев является консервативным и позволяет сделать полезные качественные выводы об эффективности системы ПЗ. На рис. 2 представлено поведение параметров (относительно предельных значений) при выгрузке из активной зоны стержня дополнительного поглотителя (ДП) и компенсации вносимой реактивности ближайшим стержнем РР: запас до уставки ближайшего датчика ДКЭР по штатному алгоритму (I 4031), запас до предельной мощности ТВС (Dw), запас до уставки

ПЗ (D). На рис. 3 показаны аналогичные параметры при загрузке «свежей» ТВС с обогащением 2,4%.

Результаты расчетного моделирования вариантов 2 и 3 показали, что даже при использовании достаточно простого приближения о влиянии управления на уставки датчиков можно значительно улучшить диагностирующие качества системы контроля.

Дальнейшую работу в расчете уставок с помощью программы ВЕТЕР предполагается развивать в направлении учета деформации нейтронного поля от всех возмущений и их интерференции.

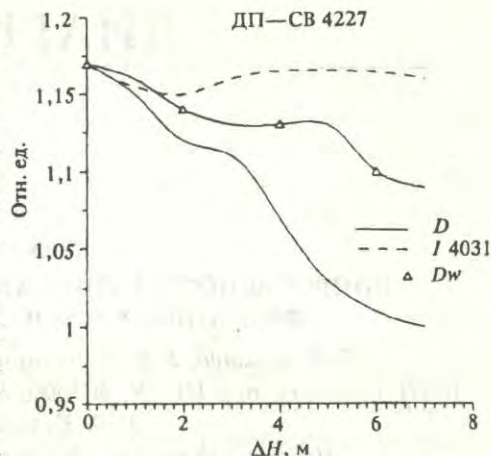
По мере оснащения АЭС соответствующими вычислительными мощностями и подключения каналов передачи данных программа ВЕТЕР может быть использована как элемент различных систем:

— в настоящее время — моделирующий комплекс;

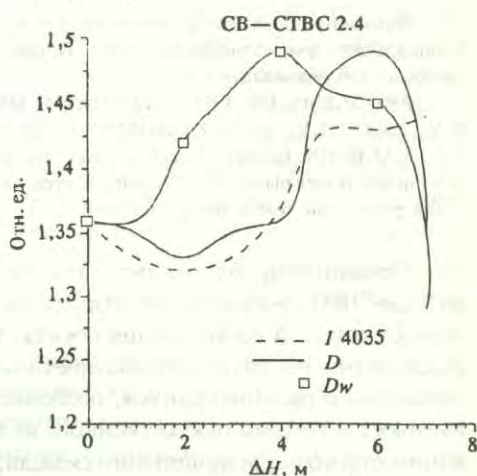
— анализатор безопасности (автоматический расчет параметров безопасности при перегрузках ядерного топлива в режиме реального времени);

— при организации оперативной передачи данных из СЦК СКАЛА в ПЭВМ;

— элемент автоматизированной системы ПЗ, описанной ранее.



Р и с. 2. Поведение параметров при загрузке стержня ДП



Р и с. 3. Поведение параметров при загрузке СТВС

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Система автоматического предотвращения эксплуатационного предела мощности топливного канала реакторов РБМК-1000 Чернобыльской АЭС. Техническое предложение НИКИЭТ и ВНИИЭМ 12.12 ТП Инв. № 120-001-4572. — М., 1994.
2. Горбунов В.П., Зонов И.В. Опыт эксплуатации АЭС с канальными реакторами и проблемы управления ЯЭУ нового поколения. — В сб.: Тез. докл. семинара по динамике ЯЭУ «Динамика энергоблоков атомных станций нового поколения (проблемы безопасности и управления)» (Сосновый Бор, 20 мая—3 июня 1994 г.).
3. Емельянов И.Я., Бородинский М.М., Горелов А.И. и др. Опыт испытаний программы «Советчик оператору реактора РБМК-1000» на Чернобыльской АЭС. — В кн.: Атомные электрические станции. — М.: Энергоатомиздат, 1984, вып. 7.
4. Бессекерский В.А., Попов Е.П. Теория автоматического регулирования. — М.: Наука, 1975.
5. Филиппук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. — М.: Энергоатомиздат, 1981.
6. Зонов И.В., Хотылев В.Н., Щукин Н.В., Лысов Д.А. Моделирование энергораспределения при локальных возмущениях свойств активной зоны реактора РБМК. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 3, с. 20.
7. Зонов И.В. Разработка быстродействующих алгоритмов для контроля и прогнозирования трехмерных распределений параметров безопасности при перегрузках ядерного топлива в реакторах типа РБМК: Автореф. дис. на соиск. степ. канд. техн. наук. — М., 1994.

Статья поступила в редакцию 29 мая 1996 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 49—53.

ДИАГНОСТИКА

УДК 681.518:621.039.58

ВОПРОСЫ ПОСТРОЕНИЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ФУНКЦИОНАЛЬНОГО ДИАГНОСТИРОВАНИЯ ЯЭУ

*В.В. Знышев, Е.В. Кирюшина, Е.Е. Манишина, М.Я. Николаев,
НИИ механики при ННГУ, 603600, Нижний Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6,
Н.В. Кулагин, В.Г. Манишин,
Нижегородский государственный технический университет,
603600, Нижний Новгород, Минина, 24*

Изложены общие соображения по проблеме методического и программного обеспечения системы функционального диагностирования ЯЭУ. Приведено краткое описание структуры системы и подходов к ее программной реализации.

PROBLEMS OF THE AUTOMATIC ON-LINE DIAGNOSTIC NPP SYSTEM CONSTRUCTION. V.V. ZNYSHEV, Ye.V. KIRJUSHINA, Ye.Ye. MANISHINA, M.Ya. NIKOLAYEV, M.V. KULAGIN, V.G. MANISHIN. General considerations of the problems of the methods and software for the on-line diagnostics of a nuclear power plant (NPP) system are presented. A brief discription of the system structure and the approaches of the programme realisation is suggested.

Основные проблемы автоматизации процесса функционального диагностирования на базе ЭВМ, очевидно, не отличаются от стандартных для информационно-управляющих систем. Можно предположить, что значительная часть вопросов компьютерной реализации оперативной диагностической системы ЯЭУ должна быть уже решена в интенсивно развивающихся, особенно за рубежом, диагностических системах, называемых системами искусственного интеллекта или с названием «экспертная», не имеющим строго первоначального смысла, связанного только с мнением экспертов. Однако анализ около 300 экспертных систем, действующих или спроектированных в США, Японии, Франции и других странах, показал, что только 15% этих систем предназначены для оперативной диагностики, из которых лишь несколько замкнуты на оператора, а большинство решает отдельные частные задачи и не связано ни с деятельностью оператора, ни с функциями пульта управления [1, 2].

В разработках экспертных систем ЯЭУ наблюдается тенденция все более широкого использования детерминистских динамических моделей и повышения скорости переработки уже полученной многомерной информации (с помощью нейронных сетей и параллельных вычислений), что в оперативном диагностировании конкретного объекта является важным, но часто не определяющим фактором, так как повышение скорости переработки не увеличивает полезной информации, заключенной в предоставляемых для обработки данных. Оперативность диагностирования может зависеть в основном от динамики реакции самого объекта диагностирования на возмущения, вносимые возникновением неисправностей. Широко применяемое для характеристики системы диагностирования понятие «решение в реальном масштабе времени» обычно недостаточно определено, так как обычно не замечается его специфика при решении различного рода динамических задач (в математическом моделировании, в регулировании, в идентификации и т.д.). Первоначально употреблявшийся при математическом (аналоговом) моделировании динамики систем этот термин имел явный практический смысл. При моделировании динамики решается прямая задача: известна (задана) причина, ищется следствие. Решение прямой задачи в реальном времени означает, что время, затрачиваемое на получение с помощью модели следствия по заданной причине, равно

времени появления аналогичного соответствующего следствия на реальном моделируемом объекте при той же причине. То есть решение происходит «в темпе» моделируемых процессов. Диагностирование же — это решение обратной задачи: известно следствие, ищется причина. Поскольку искомое решение — причина — по отношению к следствию всегда находится в прошлом, то всегда будет запаздывание в получении искомого решения — причины — по измеренному в текущий момент следствию. Запаздывание равно сумме времени реакции динамического объекта на возмущение — причину и времени, затрачиваемого на регистрацию и диагностический анализ следствия. Следовательно, для диагностической задачи термин «решение в реальном времени» теряет прежнюю определенность и скорость получения сведений о причине в данный текущий момент времени становится зависящей не только от динамических свойств объекта диагностирования, но и от целей конкретной диагностической задачи и условий, в которых она решается. Под «решением в реальном времени задачи функционального диагностирования» можно понимать получение диагностических сведений за время, много меньшее характерной длительности переходных процессов в объекте диагностирования. Эта длительность определяется характерным временем («постоянной времени») выхода состояния объекта на новый стационарный режим при ступенчатом изменении возможных причин нарушений исходного стационарного режима. (Иначе говоря, «инерционность» диагностической системы пренебрежимо мала по сравнению с «инерционностью» объекта диагностирования.) При дискретном опросе выходов каналов контроля, шаг которого выбирается обычно исходя из характерной длительности переходных процессов, решение в реальном времени будет означать, что диагноз выдается к моменту поступления на вход диагностической системы очередной порции данных о текущих значениях контролируемых величин, т.е. за время, меньшее или равное шагу измерений. Очевидно, что такая скорость решения требуется для оперативности и экономии памяти диагностической системы и особенно необходима при диагностическом анализе быстрых изменений в работе сложных уникальных систем. Но именно быстрота изменений препятствует обеспечению решения в реальном времени: чем больше скорость изменений, тем меньше времени выделяется на диагностический анализ. Пути преодоления этого противоречия лежат в максимальном упрощении и рациональной организации алгоритмов диагностического анализа и использовании специальных «безынерционных» в указанном смысле программ и устройств, реализующих эти алгоритмы.

В конечном счете факторами, определяющими свойства конкретной диагностической системы, являются возможности текущего контроля и объем объективных априорных знаний об объекте. До того как эти возможности будут определены и получен реально достижимый объем априорных знаний, представляется нецелесообразным планировать иерархичность диагностической системы (глубину диагностирования), поскольку реальные возможности контроля и эффективность выбранных методов могут существенно изменить или вообще отвергнуть задуманную схему иерархии. Окончательный вариант структуры и программного наполнения системы вырабатывается по результатам специальных исследований объекта диагностирования и диагностической системы. В созданной системе иерархичность проявляется сама собой в списке диагнозов, которые система способна ставить.

Основной источник информации для функционального диагностирования ЯЭУ — штатная система контроля. Очевидно, что для работающей ЯЭУ практически излишним представляется анализ имеющейся штатной системы контроля с целью отбора наиболее информативных для диагностики контролируемых параметров с помощью абстрактных (тем более вероятностных) методов, так как проектировщиками ЯЭУ и ее системы контроля уже проведена оценка современной измерительной техники и возможности оснащения ЯЭУ нужными измерительными приборами, оценка степени важности величин, поддающихся контролю, по отношению к различным эксплуатационным ситуациям. Таким образом, штатные контролируемые величины уже несут

на себе известную диагностическую нагрузку. Их избыточность можно использовать для проверки. Однако обычно штатной системы контроля оказывается недостаточно для диагностики желаемой глубины и точности. Единичные же вопросы о возможности дополнения штатной системы контроля появившимися новыми средствами не трудно решить специалистам с помощью элементарных соображений.

Оперативность и точность диагностирования существенно зависят от методического обеспечения диагностической системы. Особенности ЯЭУ как объекта диагностирования делают проблематичным прямое использование известных диагностических методов в функциональном диагностировании.

Несостоятельны вероятностные методы, как и методы экспертных оценок. Иллюстрацией их соотношения с реальностью может быть, например, тот известный факт, что в мире приблизительно 20% нарушений нормальной работы АЭС происходит из-за ошибок оператора, т.е. из-за неверного субъективного мнения специалистов (экспертов) по практическому управлению конкретной станцией; крупные аварии случаются чаще, чем каждое десятилетие, несмотря на их ничтожно малую расчетную вероятность (одна в десять тысяч и более лет).

Методы дефектоскопии относятся к методам неразрушающего контроля (безразборной диагностики) и имеют дело с характеристиками различных полей, специально созданных и взаимодействующих с дефектами материалов или генерируемых непосредственно дефектами. Каждый имеет свои модификации и соответствующую аппаратуру; методы дефектоскопии — главный диагностический инструмент этапов изготовления и монтажа оборудования, его пуска и наладки, профилактических остановок и периодов ремонта. В функциональном диагностировании методы дефектоскопии полезны для раннего обнаружения потенциальных причин нарушений нормальной работы энергоблока. Факторами, ограничивающими их применение, могут быть: сложность обследуемой конструкции, анизотропия материалов, сильное поглощение и неоднородность скорости полезного сигнала в среде, недоступность мест контроля. Проблемой при диагностическом анализе данных дефектоскопии во время эксплуатации энергоблока является выделение полезных сигналов на фоне помех.

Применение большинства методов дефектоскопии для диагностирования ЯЭУ сталкивается с проблемой размещения и перемещения соответствующих измерительных приборов, и по мере удаления измерителя от места дефекта чувствительность метода уменьшается, т.е. методы дефектоскопии сильно «привязаны» к месту дефекта. Это качество методов препятствует их использованию для оперативного функционального диагностирования.

Методы, использующие графы информационных потоков (деревья неполадок, причинно-следственные диаграммы), строятся в виде логического дерева, в котором качественно отражен процесс в прямом и обратном направлении, позволяющий установить причину нарушения нормальной работы объекта диагностирования. Разработка таких графов трудоемка, не исключает субъективизм, т.е. возможность просмотров и упущений. Кроме того, граф не отражает количественные характеристики причин нарушения.

Идентификационные методы опираются на математическую модель процессов и в диагностике решают главным образом задачи оценки переменных состояния, параметров и входных воздействий. Наибольшее внимание в литературе по идентификации уделено модификациям фильтра Калмана-Бьюси или его аналога — наблюдателя Люинбергера. Фильтр Калмана-Бьюси — процедура оптимальной идентификации. Идентификация оптимальна в том смысле, что сумма квадратов ошибок оценивания в любой момент времени имеет наименьшее возможное значение.

Реализация фильтра Калмана-Бьюси для многомерной системы встречает трудности, преодоление которых оказывается неоправданно дорогим. Кроме того, сама их основа — критерий оптимальности — несовершенна для целей диагностирования сложной системы по следующим причинам:

1. Минимизация суммы квадратов ошибок оценивания на недостаточно представительной выборке может привести к неверному результату из-за попадания не на главный минимум.

2. Критерий оптимальности становится излишним (или даже вредным) для всей совокупности входящих в него переменных, так как решающими в диагностике оказываются свойства системы, проявляющиеся в единичных простых признаках, влияние которых на многомерный критерий нивелируется.

Малоперспективно, на наш взгляд, использование в качестве образа неисправностей поточечного описания временного изменения контролируемых величин при возникновении неисправностей. Для формирования эталонных и текущих образов, их сравнения и диагностического анализа необходимы значительные вычислительные мощности и время. Сравнение в реперных точках таких образов связано с ожиданием момента времени сравнения. Время ожидания можно приближенно теоретически указать только для определенного конкретного варианта изменения во времени контролируемой величины, но в реальности вариант изменения непредсказуем, так как он зависит от формы развития неисправности. Получение эталонных образов связано с риском бесполезных затрат, поскольку неточности изготовления или замена оборудования и приборов контроля может сделать полученные эталоны непригодными для диагностирования. Таким образом, главный недостаток поточечного описания с точки зрения диагностирования — неинвариантность.

Качественное описание (терминами «меньше», «больше», «быстро», «медленно», «максимум», «минимум» и т.п.), принципиально не отличаясь от поточечного, обладает дополнительными недостатками:

1. Утрачены количественные характеристики по определению. Без оснащения численными данными, относительно чего и в какие моменты лингвистические термины получены, качественное описание не пригодно ни для восприятия оператором, ни для диагностического анализа.

2. Необходимое для выявления экстремумов временных функций вычисление вторых производных по дискретным зашумленным данным может привести к недопустимо большим ошибкам [3].

Для работы диагностической системы, кроме алгоритмов, обеспечивающих собственно диагностический анализ, необходимы алгоритмы, обслуживающие систему как до, так и во время диагностирования. Это алгоритмы исследования динамики ЯЭУ при возникновении неисправностей, алгоритмы взаимодействия различных частей системы и ее адаптации к меняющимся условиям работы.

Оценивая состояние алгоритмической базы, которая может быть использована в диагностической системе ЯЭУ, можно отметить следующее. Отечественные проектные и научно-исследовательские организации имеют многолетний положительный опыт исследования динамики установок различного типа. Особых проблем в организации соответствующих исследований для диагностических целей не возникает.

Существенно слабее в ядерной энергетике развита часть, осуществляющая диагностический анализ. В предлагаемой далее структуре диагностической системы эта часть ориентирована на подходы и методы, изложенные в работах [4—18].

Диагностирование рассматривается как часть функций информационно-управляющей системы, материальной базой которой является штатная система контроля и управления ЭВМ.

Система диагностирования включает ряд функциональных блоков:

1. Блок сбора и хранения данных, предназначенный для ведения общей для всей системы базы данных априорной и измеряемой информации: сбора (включая отбраковку неисправных датчиков и фильтрацию, отсеивающую лишние составляющие сигналов на выходах каналов контроля) измеряемой информации; хранения и отображения измеряемой и априорной информации; редактирования априорной информации.

2. Блок диагностирования для оперативного персонала ЯЭУ, включающий:

2.1. Блок отображения данных, предназначенный для вывода на дисплей режимных параметров, диагностической информации, команд системе управления ЯЭУ и рекомендаций оператору.

2.2. Блок автоматического управления диагностическими алгоритмами для оперативного персонала ЯЭУ, предназначенный для управления диагностическими алгоритмами, формирования диагностической информации и рекомендаций оператору (в блок 2.1), формирования команд системе управления ЯЭУ.

3. Блок диагностической экспертизы для специального («диагностического») персонала ЯЭУ, включающий:

3.1. Блок поддержания диалога и отображения данных, предназначенный для отображения данных контроля и результатов их диагностической обработки, диалога с блоком 3.2, редактирования и пополнения диагностической информации и рекомендаций оператору, выдаваемых блоком 2.

3.2. Блок управления диагностическими алгоритмами для диагностического персонала ЯЭУ. В отличие от блока 2.2 в блоке 3.2 допускается вмешательство диагностического персонала в процесс диагностирования из блока 3.1 и задание желаемого порядка работы диагностических алгоритмов.

4. Блок диагностических алгоритмов, открытый для пополнения новыми алгоритмами и включающий:

4.1. Блок тестовой диагностики: организует допустимые проверочные возмущения и анализирует реакции на них в целях идентификации некоторых характеристик установки.

4.2. Блок обнаружения аномальных элементов в группе идентичных.

4.3. Блок анализа медленных деградационных процессов. На вход этого блока поступают данные измерений, сглаженные простым низкочастотным фильтром (релаксационным звеном), пропускающим для дальнейшего анализа только медленные изменения состояния контролируемого оборудования.

4.4. Блок распознавания быстрых внезапных неисправностей: работает в «стерегущем» режиме и по сигналу о достижении любой из контролируемых величин порогового значения формирует образ неисправности в виде пространственно-временной таблицы и сравнивает его с эталонными образами, хранящимися в одном из разделов априорной информации; отсчет порога для каждой величины в любой из моментов времени производится от соответствующего значения на выходе низкочастотного фильтра блока 4.3.

4.5. Блок распознавания «промежуточных» неисправностей.

4.6. Блок, использующий методы анализа высокочастотной информации, поступающей с виброакустических датчиков, датчиков нейтронного поля и т.п.

Система в целом имеет единую детерминистскую основу, позволяющую применять одни и те же логические и вычислительные процедуры в разных частях системы и сравнительно легко приводить ее в соответствие с изменениями конструкции отдельных узлов объекта диагностирования и системы контроля.

Основные потребители результатов оперативного диагностирования, от которых зависит эффективность и безопасность работы ЯЭУ, — это автоматы в системе управления, оперативный и диагностический персонал, а также система прогнозирования.

Разработка диагностических комплексов, кроме реализации основных алгоритмов, требует решения ряда вспомогательных задач, во многом определяющих эффективность диагностической системы в целом. Среди них наиболее важными являются три задачи, образующие подсистему управления диагностическим комплексом: управления взаимодействием функциональных программ, реализующих диагностические алгоритмы; организации диалога с оператором; управления обменом с информационной средой, образованной наборами данных различной структуры, базами данных и т.п. При современном состоянии технологии программирования объем таких вспомога-

ных программ и, следовательно, трудоемкость их создания нередко превышают объем и трудоемкость разработки диагностических алгоритмов. Общепринятого подхода к решению этих задач в настоящее время нет. Распространенная технология объектно-ориентированного программирования (ООП) [19, 20] и разработанные в рамках поддерживающих эту технологию языков программирования (Pascal, C++) мощные инструментальные системы, такие, как Turbo Vision, OWL, MFC [21—23], предоставляя программистам широкие возможности для создания гибких многофункциональных программных систем, не избавляют их от необходимости решения вышеперечисленных вспомогательных задач.

Для решения указанных проблем предлагается подход, являющийся дальнейшим развитием идей, положенных в основу языка JCL [24]. Построение общих схем управления обменом с информационной средой, взаимодействием функциональных элементов и диалогом с оператором возможно при условии абстрагирования от специфики конкретных диагностических алгоритмов и особенностей программ исполнителей, таких, как драйверы внешних устройств, программы связи с базами данных.

Определим инструментальную среду управляющей подсистемы диагностического комплекса программ как совокупность элементов интерфейса (ЭИ) и диалоговых контроллеров (ДК).

ЭИ представляет собой совокупность информационных полей и функций. Структура информационных полей и набора выполняемых функций определяет тип ЭИ. Для каждой из трех сформулированных выше задач вводится свой тип ЭИ. Для задач управления взаимодействием функциональных элементов и обменом с информационной средой ЭИ — признак состояния [25] и терминал данных [26], а для задачи организации диалога с оператором пакета программ ЭИ — данные [27] и информационная среда, предназначенные для организации взаимодействия диагностических программ с информационной средой.

Диалоговые контроллеры предназначены для организации взаимодействия ЭИ между собой по командам оператора или по запросам диагностических программ. Структура и функции ДК определяются спецификой решаемых задач. Так, в функции ДК состояний [25] входят загрузка диагностических программ и изменение состояния диагностического комплекса. ДК данных [26] предназначен для передачи ЭИ команд, поступающих от диагностических программ и от оператора. Функциями ДК отображений [27] являются визуализация диагностических данных и выполнение диалоговых функций их обработки.

Использование инструментальной среды освобождает прикладного программиста от необходимости детальной разработки сценария диалога, структуры взаимодействия диагностических программ между собой и с информационной средой. Процессы создания и модификации диагностических систем в этом случае могут быть сведены к решению локальных задач разработки диагностических алгоритмов и определения условий их применения.

Реализация инструментальной среды требует расширения синтаксических конструкций и понятий современных языков программирования. Тип ЭИ является по существу расширением понятия типа в языках программирования. В этом случае перспективным является подход, основанный на использовании препроцессорной обработки. Базовый язык программирования дополняется лексическими конструкциями, необходимыми для объявления ЭИ, взаимодействия с прикладными программами и с ДК и управления препроцессорной обработкой. Развертывание этих конструкций в фрагменты программы, иногда довольно сложные, выполняется препроцессором. Полученный в результате препроцессорной обработки текст программы компилируется обычным образом. Такой подход позволяет использовать для реализации предлагаемой инструментальной среды существующие компиляторы языков, поддерживающих технологию ООП.

На основе предлагаемого подхода разработаны базовые средства ведения диалога человек — ЭВМ и отображения диагностической информации на экранах дисплеев. Объем текста программного обеспечения на языке Pascal составляет 1,5 Мбайт.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Uhring R.E. Research in artificial intelligence for nuclear facilities. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1990, vol. 61, p. 120—121.
2. Малкин С.Д., Позняков В.В. и др. Состояние и тенденции развития автоматизированных систем обеспечения безопасности АЭС: Обзор. — М.: РНЦ «Курчатовский институт», 1995, с. 33.
3. Алифанов О.М. Идентификация процессов теплообмена. — М.: Машиностроение, 1979.
4. Знышев В.В. Проблемы и принципы диагностирования ЯЭУ на основе контроля режимных параметров. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1990, вып. 2, с. 33—38.
5. Знышев В.В., Николаев М.Я. Подход к диагностированию ЯЭУ с использованием передаточных функций: Отчет НИИ механики при ННГУ. — Н. Новгород, 1992. ГР 01910023557, инв. № 02920012799.
6. Финкельштейн М.И. Гребенчатые фильтры. — М.: Сов. радио, 1960.
7. Знышев В.В., Николаев М.Я., Новикова Л.В., Сияевский В.В. Пакет программ для построения границы области устойчивости ЯЭУ в пространстве коэффициентов реактивности. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1987, вып. 2, с. 47—50.
8. Знышев В.В. Об одном способе формирования образа неисправности ЯЭУ. — Там же, 1979, вып. 4(8), с. 64—68.
9. Патент Российской Федерации 1578728. МКИ G08 В 23/00. Б.И., 1990, № 26.
10. Знышев В.В. Об одной возможности использования математической модели динамики ЯЭУ в диагностировании. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1986, вып. 1, с. 32—36.
11. Знышев В.В. Идентификатор неисправностей элементов ЯЭУ. — Там же, 1988, вып. 1, с. 82—87.
12. Знышев В.В. Способы диагностирования ЯЭУ на основе математической модели динамики контролируемых параметров. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1989, вып. 3, с. 53—55.
13. Знышев В.В., Сабаев Е.Ф. Структурная избыточность ЯЭУ и диагностирование. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 1, с. 69—70.
14. Браславский Д.А., Якубович А.М., Алекперов В.П. и др. Кворум-элемент и его применение в информационных и управляющих системах. — Приборы и системы управления, 1968, № 3, с. 25—28.
15. Митенков Ф.М., Коротких Ю.Г., Городов Г.Ф., Карпенко С.Н. Методология оперативной оценки выработанного ресурса машиностроительных объектов: моделирование процессов накопления повреждений с применением новых информационных технологий. — ДАН, 1992, т. 324, № 4, с. 765—768.
16. Китаев В.Б., Мальцев А.А., Сергеев В.И. Временной метод выделения периодического сигнала из шума применительно к задачам технической диагностики. — Дефектоскопия, 1980, № 4, с. 99—106.
17. Павелко В.И. Статистические методы на предварительном этапе оперативной диагностики ЯЭУ. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1990, вып. 2, с. 23—30.
18. Лебедев Н.Н. Вопросы создания общих систем оперативной диагностики ЯЭУ и АЭС. — Энергетика, 1995, № 4, с. 68—75.
19. Booch G. Object Oriented Design with Application, Benjamin/Cummings Publ. Inc., 1991.
20. Rumbaugh J. Object Oriented Modelling and Design Prentice. — Hall, 1991.
21. Visual C++. Introduction to C++. Technical Notes. — Microsoft Press, 1993.
22. Brown K. Programmer's Introduction to Visual Basic. SYBEX, 1992.
23. McCord J. Developing Windows Application with Borland C++3. — SAMS, 1992.
24. Джермейн К.В. Программирование на IBM/360. — М.: Мир, 1978.
25. Манишин В.Г., Николаев М.Я. и др. Управление взаимодействием функциональных элементов в прикладных программах. — В кн.: Тез. докл. на международной конференции по компьютерной графике и визуализации «Графикон 94». — Н. Новгород, 1994, с. 206—209.
26. Манишин В.Г., Николаев М.Я. и др. Инструментальные средства управления обменами с информационной средой. — Там же, с. 209—212.
27. Манишин В.Г. и др. Организация интерфейса пользователя в прикладных программах. — Там же, с. 119—123.

Статья поступила в редакцию 17 ноября 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 54—60.

О ЛОГИЧЕСКОЙ ФИЛЬТРАЦИИ ДАННЫХ ШТАТНОЙ СИСТЕМЫ
КОНТРОЛЯ АЭС

Н.А. Бабкин,

НИИ механики при ННГУ, 603600, Нижний Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6

«Сжатие» данных контроля основано на представлении информации в виде смысловых динамических особенностей текущего состояния энергоблока АЭС.

LOGIC DATA SELECTION OF THE REGULAR CONTROL SYSTEM OF ATOMIC POWER STATION.

N.A. BABKIN. «The compression» of control data is based on giving information as meaningful dynamic peculiarities of the present state of the power generating unit of the atomic power station.

Решение актуальной задачи повышения надежности и эффективности эксплуатации АЭС в значительной мере зависит от качества информационного обеспечения оперативного персонала энергоблока [1, 2].

Существующие системы представления данных о работе ЯЭУ построены в основном по принципу вывести оператору как можно больше первичной информации, что часто из-за большого объема данных затрудняет анализ и принятие оптимального решения на ранней стадии развития аномалии.

В работе предлагается подход к логической фильтрации данных штатной системы контроля, который основывается на результатах, изложенных в [3—5], и позволяет оперативно осуществить смысловое «сжатие» информации с одновременной оценкой текущего состояния.

Результат анализа данных контроля (смысловая «свертка») представляется в виде:

— упорядоченной цепочки групп диагностически значимых параметров с характеристиками их индивидуального поведения;

— списка возможных состояний, ранжированных по числу особенностей, совпадающих с соответствующими эталонными описаниями.

Порядок следования элементов «свертки» определяется с помощью заранее выбранной меры сходства в поведении отклонений $X_i(T)$ контролируемых параметров $P_i(T)$:

$$X_i(T) = [P_i(T) - P_{i0}] / P_{i0},$$

где T — время (шаг опроса); i — номер параметра ($i = 1, \dots, M$, M — общее число параметров); P_{i0} — «доаномальная» статика («норма»).

Переменные состояния $X_i(T)$ и $X_j(T)$ сходны по поведению, если выполняется условие

$$\text{abs}[L(X_i) - L(X_j)] \leq S(X_i) + S(X_j), (i = j), \quad (1)$$

где

$$L(X_i) = \frac{1}{1 + dT} \sum_{k=0}^{dT} \text{abs}\{X_i(T - dT + K)\}; \quad (2)$$

$$S(X_i) = \frac{U_i}{\sqrt{T - dT + 1}} \times RS. \quad (3)$$

Здесь $S(X_i)$ характеризуют ширину доверительного интервала значений переменной $X_i(T)$, а RS — ее возможные вариации; $L(X_i)$ — мера расстояния между текущим значением $X_i(T)$ и его «нормой» (нулем); $U_i = 3 \times \text{SIGMi}$, SIGMi — значение стандартного отклонения переменной $X_i(T)$, а U_i — ее диагностическая уставка; dT — интервал усреднения («скользящее окно»), который выбирается в зависимости от характера анализируемых процессов.

Процедура структурирования (запоминание предыстории развития процесса путем разбиения пространства параметров на кластеры) осуществляется на каждом шаге опроса с момента обнаружения аномальности состояния и заключается в следующем:

1) переменные состояния $X_j(T)$ ранжируются по величине $L[X_j(T)]$;

2) последовательно для соседних элементов ранжированной цепочки $\{L_r[X_j(T)]\}$, $r = 1, 2, \dots$, проверяется условие разбиения параметров на два кластера:

$$L_r[X_j(T)] - L_r + 1[X_j(T)] > S_r[X_j(T)] + S_r + 1[X_j(T)] \quad (4)$$

для $j \in JR$, где JR — множество номеров параметров, для которых на всех предыдущих шагах опроса выполнялось условие (1);

3) если условие (4) выполняется, то параметры $X_j(T)$ из множества JR структурируются, т.е. фиксируются группы параметров (кластеры) $P_{j1}, \dots, P_{jr}$ и $P_{jr+1}, \dots, P_{jR}$.

Порядок следования параметров, принадлежащих разным группам, останется неизменным, т.е. условие (4) проверяется только внутри зафиксированных кластеров.

Тип индивидуального поведения параметра складывается из характеристик его однонаправленного изменения по отношению к исходной «норме» и включает следующие смысловые особенности:

— «рост» (+) или «падение» (−) (при наличии уставок по интенсивности изменения допускается классификация в поведении параметра: 1 — медленно; 2 — быстро; 3 — резко; 4 — скачком);

— «смена направления изменения» (+− или −+);

— «смена знака» (++) или (−−);

— «пульсация» (+−−++ или −++−−);

— «колебание» (+−+− или −+−+) и т.п.

Например, зафиксированное к некоторому моменту времени T описание вида $Z(+4)$, $Q(+2-2)$, $H(+1)$, $W(-1)$ означает, что параметр $Z(T)$ в начальной стадии процесса изменился скачком (что может быть вызвано, например, открытием положения клапана), поэтому он оказался в первом кластере.

Параметр $Q(T)$ быстро рос (+2), в результате зафиксировалась структурная особенность ($Q/H\dots$), а затем он стал быстро падать (−2) (особенность типа «пик»).

Значения параметров $H(T)$ и $W(T)$ медленно меняются в разных направлениях.

Для оценки состояния энергоблока необходимо иметь библиотеку смысловых эталонных описаний возможных ситуаций. Построение библиотеки эталонов и ее коррекцию можно проводить различными способами: по данным расчета математической модели динамики установки; по результатам стендовых и/или натурных испытаний; по оценкам эксперта.

Определенный уровень избыточности эталонных описаний ожидаемых состояний энергоблока позволит компенсировать возможную неточность текущей и/или библиотечной информации и достигнуть необходимой достоверности идентификации, которая определяется числом особенностей, отличающих данное событие от ближайшей группы претендентов.

Наиболее реалистичным представляется такой уровень достоверности, когда допускается отказ любого одного датчика, информация от которого используется для распознавания данного события, а также возможность искажения или пропуска любой одной особенности в эталонном описании ожидаемых событий (штатных и нештатных режимов функционирования энергоблока).

Идентификация состояния основана на сопоставительном анализе фиксируемой «свертки» возникшей ситуации с библиотекой эталонов и сводится к выделению наиболее вероятных первопричин по числу похожих особенностей, т.е. выявляются эталонные описания возможных состояний (претендентов) с минимальным числом отличий от формируемого образа ситуации.

Ситуация считается однозначно идентифицированной, если множество наиболее вероятных претендентов состоит из одного состояния.

Реализация в полном объеме данного подхода включает алгоритмы, которые в большинстве доведены до программной реализации и осуществляют:

1) формирование компактного описания («свертки») переходного процесса — совокупности смысловых динамических характеристик соответствующего состояния (аномального или штатного);

2) построение и коррекцию библиотеки описаний возможных состояний энергоблока с заданным уровнем избыточности (числом особенностей, отличающих данное событие от ближайшей группы претендентов);

3) идентификацию любой ситуации из ожидаемого множества с выявлением диагностически значимой в данный момент информации и наиболее вероятных претендентов. На работу алгоритма не влияет возможная частичная неадекватность реального процесса (неисправность или сбой в работе измерительных каналов) его эталонному представлению (неточность математической модели динамики установки, результатов стендовых и/или натурных испытаний, оценок эксперта).

Существующее программное обеспечение уже использовалось для выявления особенностей развития нештатных ситуаций энергоустановок различного типа (ВВЭР-1000, имитатора ВПБЭР-600).

Приведем два фрагмента логической фильтрации данных контроля, при которых происходит уменьшение неопределенности текущего состояния, т.е. фиксируются такие диагностически значимые особенности, которые позволяют сократить группу наиболее вероятных состояний (претендентов) и/или увеличить «отрыв» (по числу «похожих» особенностей) от ближайшей группы претендентов.

Фрагмент 1. Отличительные особенности: Q136 — быстрый рост; Q201 — падение. «Свертка» ситуации: Q136 (+2); Q201 (—), H151 (+1). Претенденты: разгерметизация ПК; ** разгерметизация НК; *** разгерметизация ОУ; ****...менее вероятные события (* — число отличий от эталона).

Фрагмент 2. Отличительные особенности: Q136 — смена знака; структурирование (H151/Q201). «Свертка» ситуации: Q136 (+2-2-1); H151 (+1); Q201 (-2+1-2+3). Претенденты: разгерметизация ПК; **** разгерметизация НК.

Здесь Q136 и Q201 — расходы теплоносителя при разгрузке и через ПК соответственно; H151 — уровень теплоносителя в НК. По первому фрагменту возможное состояние — разгерметизация парового коллектора (ПК) ВПБР-600 — идентифицировано с вероятностью реализации двух отличительных характеристик переходного процесса, а по второму — четырех особенностей.

Отличительные особенности: Q136 (+2-2-1) — возврат к «норме» с медленным переходом; Q201 (—) — падение; структурный уровень (...H151/Q201...). Фиксация других особенностей не уменьшает неопределенности состояния на множестве ожидаемых событий.

На основе энтропийного метода [6] можно провести не только качественную, но и количественную оценку семантической значимости информации, поступающей от датчиков штатной системы контроля, что открывает возможности решения задачи оптимизации информационного обеспечения системы контроля энергоблока АЭС.

Предлагаемая смысловая «свертка» данных контроля с оценкой состояния, отражающая логику анализа эксперта, может использоваться при обучении оперативного персонала энергоблока в качестве электронного дублера. Откорректированный в процессе взаимного обучения на тренажере дублер позволит оператору быстрее и более осознанно отслеживать развитие ситуации и принимать оптимальные решения по управлению АЭС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Аниканов С.С. Опыт внедрения представления параметров безопасности на АЭС. — Атомная техника за рубежом, 1994, № 4, с. 11—17.
2. Лебедев Н.Н. Вопросы создания общих систем оперативной диагностики ЯЭУ и АЭС. — Изв. РАН. Энергетика, 1995, № 4, с. 68—75.
3. Бабкин Н.А. О некоторых способах функционального диагностирования ЯЭУ. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 1, с. 31—38.
4. Бабкин Н.А., Горлин А.И., Колган С.В., Крошилин А.Е. Возможности использования динамических характеристик аномального процесса для идентификации аварийных режимов энергоблока АЭС. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1989, вып. 3, с. 47—52.
5. Бабкин Н.А., Калишев О.Н., Мигалов И.В. Концепция автоматизированной системы оперативного диагностирования режимов работы энергоблока АЭС. — Там же, 1991, вып. 3, с. 45—51.
6. Бабкин Н.А., Кадашов А.Н., Колчин В.А., Меркулов В.И. Энтропийный анализ информативности штатной системы контроля энергоблока АЭС. — Там же, 1994, вып. 1, с. 41—44.

Статья поступила в редакцию 25 ноября 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, с. 61—64.

СОДЕРЖАНИЕ

ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

Филатов А.В., Шукин Н.В., Романин С.Д. Разработка методики и программы для корректного учета показаний ДКЭ(в) КНИ-7 в задаче контроля энергораспределения РБМК-1000	3
Бырков И.А. Об одном примере исследования на устойчивость	10
Смирнов Л.В., Пригоровский А.Л. К вопросу о критике классических методов исследования устойчивости	13

ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ ПРОЦЕССЫ

Иванов А.С., Иванов Д.А. Некоторые особенности кинетики выхода ГПД из ядерного топлива при быстрых разогревах	17
Бенинг К., Додерлайн К., Гарусов Е.А., Гиршберг М.М., Ерыкалов А.Н., Котова Л.М., Кузьминов В.В., Петров Ю.В., Смирнова Т.И. Исследование динамического поведения реактора FRM-11 в первую секунду перед заглушением после введения положительной реактивности	26
Белов И.А., Иванов А.С. О дефектной структуре работающего ядерного топлива	35

БЕЗОПАСНОСТЬ

Ионайтис Р.Р. Концепция и технические решения по нетрадиционным средствам безопасности энергоустановок	43
Зонов И.В., Постников В.В., Шукин Н.В. Развитие алгоритмов программы ВЕТЕР для использования в системе автоматического предотвращения превышения эксплуатационных пределов в реакторах РБМК	49

ДИАГНОСТИКА

Знышев В.В., Кирышина Е.В., Кулагин Н.В., Манишин В.Г., Манишина Е.Е., Николаев М.Я. Вопросы построения автоматизированной системы функционального диагностирования ЯЭУ	54
Бабкин Н.А. О логической фильтрации данных штатной системы контроля АЭС	61

CONTENTS

DYNAMICS AND CONTROL

Filatov A.V., Schukin N.V., Romanin S.D. Development of procedure and program for correct using new generation axial detector signals as a part of 3-d power distribution calculation in RBMK reactor	3
Byrkov I.A. An example of stability test	10
Smirnov L.V., Prigorovsky A.L. On the criticism of some classical methods for investigating stability	13

NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

Ivanov A.S., Ivanov D.A. Some peculiarities of the kinetics of fission product release from nuclear fuel under fast heating	17
Bening K., Doderlein K., Garusov E.A., Girshberg M.M., Yerykalov A.N., Kotova L.M., Kuz'minov V.V., Petrov Yu.V., Smirnova T.I. Investigating the dynamic response of the FRM-11 reactor during the first second after introducing positive reactivity for shutting it down	26
Belov I.A., Ivanov A.S. On the structure of operational nuclear fuel	35

SAFETY

Ionaytis R.R. Some concepts and designs of unconventional safety means for power plants	43
Zonov I.V., Postnikov V.V., Schukin N.V. Enhancement of BETEP code algorithms for automatic RBMK-type reactor protection system for prevention of operational limits violation	49

DYAGNOSTICS

Znyshev V.V., Kiryshina Ye.V., Kulagin N.V., Manishina Ye.Ye., Manishin V.G., Nikolayev M.Ya. Problems of the automatic on-line diagnostic NPP system construction	54
Babkin N.A. Logic data selection of the regular control system of atomic power station	61

Научно-исследовательский институт механики при Нижегородском университете им. Н.И. Лобачевского извещает о том, что в 1994 г. в Энергоатомиздате вышла в свет монография сотрудника НИИ механики Ю.А. Кузнецова:

УДК 621.039.51

Кузнецов Ю.А. Математические задачи динамики ядерных реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1994. — 384 с. ISBN 5-283-03815-7

В монографии рассматриваются общие нелинейные распределенные математические модели динамики ядерных энергетических установок с учетом различных обратных связей. Основное внимание уделено вопросам корректности постановок задач, существованию и единственности их решений, выявлению и исследованию их качественных свойств и особенностей. Дано систематическое изложение используемого математического аппарата, в частности вопросов качественной теории нелинейных дифференциальных уравнений в банаховых пространствах. Книга предназначена для научных и инженерно-технических работников, занимающихся теорией и физикой ядерных реакторов, а также для специалистов в области прикладной математики. Может быть использована студентами старших курсов соответствующих вузов.

НИИ механики — высылает книгу наложенным платежом по заказам.

Цена одного экземпляра 9 тыс. руб.

Дополнительную информацию можно получить по телефонам:
(8312)65-41-61, 65-67-93.

603600, Нижний Новгород, ГСП-1000, пр. Гагарина, 23, корп. 6,

НИИ механики при ННГУ.

Редакционно-издательская группа, тел. (8312)65-41-61.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 1

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий

Редакторы В.Б. Усищева от НИИ механики, О.В. Базанова
Технический редактор Н.Н. Неганова
Корректор В.П. Горячева

Подписано в печать 15.12.97. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 6,5. Уч.-изд. л. 6,8+0,3 вкл.
Тираж 300. Индекс 3646. 10 статей. Заказ 53

Отпечатано в Российском научном центре «Курчатовский институт»
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

3-40

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 1, 1—68