### **МИНИСТЕРСТВО**

ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ

### ФЕДЕРАЦИИ



# Я Д Е Р Н А Я ЭНЕРГЕТИКА

### НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается в Институте атомной энергетики с 1993 г. N1 О Б Н И Н С К • 2 0 0 1

### СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ	С.Т. Лескин, Д.Г. Зарюгин Комплекс программ DINA-I для диагностирования главных циркуляционных насосов BBЭP по данным оперативного технологического контроля
АКТУАЛЬНЫЕ	<b>О.В. Кривошеина</b>
ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ	Использование двух типов приборов неразрушающего анализа
ЭНЕРГЕТИКИ	для выборочной проверки ядерных материалов39
ФИЗИКА И ТЕХНИКА	<b>А.А. Казанцев, В.А. Левченко</b>
РЕАКТОРОВ	Динамическая модель конденсатора АЭС для тренажера
МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ Энергетика	<i>Ю.В. Лисичкин, А.Г. Новиков</i> Рассеяние медленных нейтронов водой в области критического состояния
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ	<b>А.П. Маркин, В.С. Мастеров, Н.П. Савельев</b>
И РАДИОАКТИВНЫЕ	Расчет сечений реакций взаимодействия элементарных частиц
ОТХОДЫ	с ядрами продуктов деления и трансактинидами90

# **CONTENTS**

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	S.T Leskin D.G. Zarjugin Program Complex DINA-I for VVER Main Circulation Pumps Diagnostics Based on Technological Monitoring Data Analysis
CYRRENT PROBLEMS OF	<b>O.V. Krivosheina</b>
NUCLEAR POWER	Application of Two Types of Non-Destructive Analysis Instruments
ENGINEERING	for Spot Check of Nuclear Materials
REACTOR PHYSICS	A. A. Kazantsev, V.A. Levtchenko
And Technology	Transient Model of Main Condenser for NPP Simulator
MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING	Yu.V. Lisichkin, A.G. NovikovScattering of Slow Neutrons by Water in Critical States
FUEL CYCLE AND	<b>A.P.Markin, V.S. Masterov, N.P.Savelyev</b>
RADIOACTIVE WASTES	Calculation of Reaction Cross Section for Interaction of Elementary
MANAGEMENT	Particlies with Nuclei of Fussion Products and Transactinides90

УДК 621.311.25:621.039.56

# КОМПЛЕКС ПРОГРАММ DINA-I ДЛЯ ДИАГНОСТИРОВАНИЯ ГЛАВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ ВВЭР ПО ДАННЫМ ОПЕРАТИВНОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

### <u>С.Т. Лескин, Д.Г. Зарюгин</u>

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Разработан комплекс программ диагностирования ГЦН (DINA-1) по данным оперативного технологического контроля. Представлены результаты анализа состояния главных циркуляционных насосов (ГЦН) пятого блока НВ АЭС и первого блока Калининской АЭС. Комплекс программ распознает аномалию в состоянии ГЦН, кгда измеряемые параметры насосов не превышают пределов нормальной эксплуатации.

### ВВЕДЕНИЕ

На нескольких АЭС мира в 80-90-е гг. произошли разной степени повреждения ГЦН, которые рассматриваются как крупные технические аварии, связанные с большими материальными затратами и длительным простоем энергоблоков [1]. Причиной выхода из строя ГЦН-4 на Южно-Украинской АЭС (20.04.83 г.) стало повреждение нижнего радиального подшипника вследствие его недопустимого перегрева в результате нарушения условий эксплуатации. Непосредственной причиной повреждения подшипника явилось набухание вкладышей подшипника из графитофторопластого материала марки 7В-2А.

01.01.1986 г. при работе блока №3 АЭС «Crystal river» (США) по сигналу о повышенной вибрации электродвигателя ГЦН и понижении расхода через реактор произошел автоматический останов реактора. Причиной этих событий явилось заклинивание и поломка вала ГЦН вследствие остаточных и термических напряжений из-за пониженной температуры воды на уплотнениях ГЦН.

Своевременное обнаружение аномалии в состоянии ГЦН позволило бы скорректировать режим его эксплуатации и, возможно, предотвратить аварию.

04.03.1990 г. произошло срабатывание АЗ 1 на 5 блоке Нововоронежской АЭС по сигналу о снижении перепада давления на ГЦН-1. Непосредственной причиной отказа явилось повреждение торсионной муфты насоса по механизму усталостного разрушения в результате циклических изгибных повреждений в шлицевой части из-за расцентровки вала двигателя и насоса в процессе эксплуатации.

В настоящее время на АЭС внедряются системы непрерывного контроля за вибрационным состоянием главных циркуляционных насосов и петель 1 и 2 контуров. Не обсуждая необходимость проведения виброизмерений следует отметить, что повышение уровня вибраций может быть следствием отклонений в режимах работы оборудования. Для предотвращения аварий в дальнейшем необходимо их обнаружение на возможно

<sup>©</sup> С.Т. Лескин, Д.Г. Зарюгин, 2001

более ранней стадии, когда технологические параметры не вышли за пределы нормальной эксплуатации и нет необходимости предпринимать решительные действия для предотвращения серьезных последствий.

В статье представлены алгоритмы и комплекс программ (DINA-1) диагностирования ГЦН ВВЭР по данным оперативного контроля. Работа комплекса по распознаванию аномальных состояний насосов демонстрируется на данных Калининской и Нововоронежской АЭС.

### АЛГОРИТМЫ РАСПОЗНАВАНИЯ СОСТОЯНИЯ ГЦН ПО ДАННЫМ ОПЕРАТИВНОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

В [2] представлены метод и алгоритмы выявления аномалий в состоянии оборудования по анализу данных оперативного технологического контроля. За «норму» принимается состояние большинства одновременно работающих в одинаковых условиях единиц оборудования. Таким образом, если из четырех ГЦН ВВЭР 1000 три ведут себя одинаково, а состояние одного сильно отличается от остальных, то его состояние следует интерпретировать как аномальное. Алгоритм диагностирования включает в себя [2]

- выбор информативных параметров;
- формирование диагностического признака;
- принятие решения.

Для решения задачи выделения комплекса информативных параметров был предложен корреляционный классификатор, основанный на функции «расстояния» между параметрами [2]. Здесь в качестве исходной информации используется матрица корреляций между параметрами. Затем определяется «расстояние» между двумя параметрами  $X_i$  и  $X_j$ :

$$R_{ij} = \sqrt{\sum_{p=1}^{N} [r(X_i, X_p) - r(X_j, X_p)]^2},$$
(1)

где  $r(X_i, X_i)$  - коэффициент корреляции параметров  $X_i$  и  $X_j$ .

Введем в рассмотрение *N*-мерное пространство *E*, *N* – количество технологических параметров, *E=A*∪*B*, где *A* – подпространство, определяющее состояние системы одновременно работающих объектов (общий режим), например, четырех ГЦН.

*B*=*E*-*A* – подпространство параметров, описывающих режимы работы оборудования, не относящиеся к «общему» режиму. К этому подпространству следует также отнести и недостоверные измерительные каналы.

Объединение параметров в пространстве *E*, на котором определена  $R(x_i x_j)$ , осуществлялось с помощью алгоритма последовательного выделения наиболее удаленных точек (параметров) от всей совокупности параметров множества *A*. На первом шаге вычисляется сумма расстояний каждого элемента множества до всех остальных и определяется наиболее удаленный элемент. Гипотеза о принадлежности *i*-го элемента множеству *A* отвергается на уровне значимости  $\alpha$ =0.05, если *t<sub>i</sub>* больше *Z*<sub>m</sub>,

$$t_i = \frac{R_i - \overline{R}}{\sigma}, \tag{2}$$

где  $R_i$  – среднее расстояние от точки *i* до множества точек *A*;  $\overline{R}$  - среднее расстояние между точками множества *A*; s - оценка средне квадратичного отклонения;  $Z_m = 1.96$ ; *m*=*N*-2.

Выделение параметров, не принадлежащих множеству *A*, происходит до тех пор, пока не будет удовлетворяться критерий.

Выделенное множество В, элементы которого не принадлежат множеству А, прове-

ряются на наличие классов (компактных множеств) с плотностью не ниже, чем плотность элементов в классе *A*:

$$P(B) \ge P(A), \tag{3}$$

где *P*(*A*) – плотность элементов класса; *P*(*B*) – плотность классов на множестве *B*.

Классификация заканчивается тогда, когда будут выделены все классы на множестве В. Для каждого класса определяется «представитель», т.е. элемент, имеющий наименьшее расстояние до всех остальных в классе. Другими словами, это параметр, наиболее связанный со всеми остальными, входящими в его класс. Затем среди этих «представителей» определяется наиболее удаленный, и из параметров, которые входят в класс наиболее удаленного «представителя», формируется информативный вектор. Для количественного сравнения состояний объектов и выявления возможных аномалий в поведении любого из них использовалось разложение Карунева-Лоева [3]. Согласно оптимальным свойствам разложения, вклад каждого собственного вектора корреляционной матрицы в описание дисперсии исходных данных пропорционален собственному значению. Поведение ГЦН во времени представляется проекцией информативное собственное значение:

$$y_i = (\vec{c}_1 \, \vec{X}_i), \tag{4}$$

где скобки обозначают скалярное произведение;  $\bar{C}$  – собственный вектор;  $\bar{X}$  – вектор информативных параметров i = 1, Q, где Q – объем выборки.

Значение *y<sub>i</sub>* содержит как общий режим работы всей совокупности объектов (ГЦН), связанный, например, с режимом работы АЭС, так и индивидуальный режим работы каждого из них.

Для количественного сравнения особенностей состояния ГЦН используется квадрат отклонения проекции (4) от общего режима (диагностический признак):

$$D_{i} = (y_{i} - W_{i})^{2}.$$
 (5)

В качестве «общего» режима работы насосов в каждый момент времени берем среднее значение

$$W_{j} = \frac{1}{4} \sum_{j=1}^{4} y_{j}.$$
 (6)

### **КОМПЛЕКС ПРОГРАММ DINA-1**

Описанные алгоритмы реализованы комплексом программ DINA-I, принципиальная блок-схема которого представлена на рис. 1.

Необходимая для расчета информация выбирается из удаленного станционного ресурса, где она хранится в байтовом формате, и постоянно обновляется с периодичностью примерно в 3 секунды. Информация извлекается по заданному номеру первого байта записи, с которого начинается запись значения параметра с ГЦН и вспомогательных систем. Значения параметров считываются в течение смены через каждые четыре минуты и архивируются в отдельную базу данных, за формирование которой отвечает программа «Extract». Если в момент считывания данных произойдет какой-либо сбой в системе и потеряется несколько байтов записи, то система автоматически удалит неполные данные. Период считывания значений параметров установлен опытным путем с тем, чтобы обеспечить минимально необходимый для расчета объем выборки (примерно 120 точек), отражающий динамику изменения параметров, с учетом потерь за счет сбоев в станционной сети. Далее значения параметров разархивируются в удобный для обработки вид. Для этого предназначены блоки чтения и разархивации данных. Некоторые



Рис. 1. Блок-схема программного комплекса DINA-I

значения параметров могут быть заведомо ложными из-за отказа датчиков; их надо удалять из базы данных. Для этого предназначен блок проверки недостоверности данных. При обнаружении недостоверных показаний какого-либо датчика пользователю выдается отчет с указанием названия параметра и номера датчика по станционной спецификации обозначений. Далее реализуются блоки отбора информативных параметров и вычисления диагностического признака (5) для каждого ГЦН. При превышении диагностическим признаком порогового значения одним из насосов его состояние считается аномальным и оперативному персоналу выдается отчет. В отчете указывается номер аномального ГЦН, комплекс информативных параметров, по которому состояние данного насосного агрегата можно считать аномальным, а также график изменения диагностического признака во времени.

Сервисные функции введены в программный комплекс DINA-1 для удобного графического представления оперативному персоналу данных о ГЦН.

Сервисные функции включают в себя

 представление изменения параметров в удобном графическом виде с указанием номеров и мест расположения датчиков на схеме;

- интерактивную систему встроенных инструкций по эксплуатации насоса;
- систему архивации данных о состоянии ГНЦ и нарушениях в его эксплуатации.

### ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ГЦН КАЛИНИНСКОЙ И НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

### Анализ состояния ГЦН-2 блока 1 Калининской АЭС

Работа программного комплекса тестировалась на основе данных эксплуатации перед нарушениями в работе ГЦН Калининской и Нововоронежской АЭС [2].

Анализировался период работы 1 блока Калининской АЭС в период с 18.01.91 г. по 29.04.92 г. до планового предупредительного ремонта и после него. В этот период наблюдалась повышенная вибрация ГЦН-2. Во время ППР производилась балансировка насосного агрегата.

Изменение вибрационных характеристик ГЦН-2 блока 1 во времени представлено на рис. 2. Здесь по оси *X* отложено время, а на оси *Y* представлен квадрат отклонения амплитуды вибраций от среднего значения в каждой точке. Точки с 1 по 16 – вибросостояние ГЦН до ППР, точки с 17 по 43 – вибросостояние ГЦН после ППР. Как видно из рисунка, балансировка агрегата дала лишь временное улучшение его виброхарактеристик.



Рис.2. Изменение квадрата отклонения амплитуды вибраций ГЦН во времени

В этот период работы проводился анализ состояния ГЦН-2 эксплуатационным персоналом, поэтому данные о его работе собирались особенно тщательно. Выводов относительно того, можно ли считать состояние ГЦН-2 аномальным, сделано не было. Для оценки возможностей разработанных методов анализа данных оперативного технологического контроля для диагностики ГЦН было предложено использовать данные именно этого периода.

Для этой цели использовалось 45 технологических параметров, составляющих 24ый бланк УВС «Титан 2»; это теплофизические параметры технической и запирающей воды, масла ГЦН, автономного контура, температуры главного упорного подшипника и корпуса электродвигателя.

Программным комплексом DINA-1 выделялись информативные параметры, изменение совокупности которых во времени представляется диагностическим признаком (5) и показано на рис.3.



Рис.3. Изменение диагностического признака D во времени блока 1 Калининской АЭС

Полученные с помощью разработанного комплекса программ результаты показывают, что состояние ГЦН-2 аномально на протяжении всего рассматриваемого временного интервала с 18.01.91г. по 29.04.92г.

Представляет интерес наличие трех периодов его работы.

I период - (точки с 1 по 16) отличие состояния ГЦН-2 от остальных. Это период работы до планового предупредительного ремонта.

II период - (точки с 17 по 35) по вибрационным характеристикам ГЦН-2 не отличается от остальных (см. рис.2), но его состояние по комплексу технологических параметров, по-прежнему, остается аномальным (см. рис.3).

III период - резкое развитие аномалии на фоне резкого увеличения вибраций ГЦН-2.

Информативный комплекс параметров, описывающий состояние ГЦН-2 на всем рассматриваемом временном интервале, представлен в табл. 1.

Таблица	1
---------	---

№ пар.	Название параметра	Обозначение
3	Давление на нагнетании ГЦН	Р <sub>нагнет.</sub>
17	Температура запирающей воды на выходе из ГЦН	Т <sub>з.в. на вых.</sub>
21	Температура холодного воздуха в электродвигателе	Т <sub>хв. э/д</sub>
22	Температура автономного контура на входе в ГЦН	Так. вх.
28	Температура металла главного упорного подшипника (верх)	Тмет. гуп.
44	Температура автономного контура на выходе из ГЦН	Так. вых.

Как показано в табл. 1, информативные параметры относятся к блоку уплотнений, автономному контуру, температурному состоянию электродвигателя и главного упорного подшипника.

Результаты ревизии выемной части ГЦН-2, проведенной в период следующего планового предупредительного ремонта, показали необходимость капитального ремонта блока уплотнений, небольшого ремонта главного упорного подшипника. Кроме того, устранены неисправности в электродвигателе.

Последующий анализ состояния ГЦН-2 до 15.01.1993 показал, что оно отличается нестабильностью и периодическим проявлением аномалии. В последствии ГЦН-2 оказался в аварийном состоянии и был выведен на капитальный ремонт.

Анализ значений информативных и связанных с ними параметров (см. табл. 2), а также коэффициентов корреляции показал наличие сильной положительной связи параметров «внутреннего» состояния ГЦН-2 с параметрами первого контура.

	Среднее значение				Среднеквадратичное отклонение			
размерности	Номер ГЦН				Номер ГЦН			
	1	2	3	4	1	2	3	4
Температура запирающей воды на выходе, <sup>°</sup> С	41,4	44,7	42,5	41,7	1,78	1,91	1,92	1,96
Расход запирающей воды на входе, м <sup>3</sup> /ч	0,93	0,73	1,27	1,29	0,01	0,01	0,01	0,04
Расход запирающей воды на выходе, м <sup>3</sup> /ч	0,84	1,33	0,71	0,73	0,10	0,01	0,02	0,01
Температура автономного контура на входе, °С	45,5	55,9	48,5	47,6	1,58	1,57	1,67	1,92
Температура металла главн. упорн.подш. (верх), °С	51,3	45,5	56,8	50,7	0,91	0,84	1,55	0,90
Температура нижней части электродвигателя, °С	47,9	38,5	46,5	49,7	1,29	1,06	0,94	1,04
Температура верхней части электродвигателя, ⁰С	20,6	31,9	22,8	19,4	2,93	1,27	2,05	2,69
Температура автономного контура на выходе, °С	69,0	91,8	73,2	72,8	1,58	1,76	1,77	2,19

### Параметры состояния ГЦН Калининской АЭС

### Таблица 2

#### Результаты анализа

 Значительная положительная корреляция (0,737) между давлением на напоре ГЦН
 давлением запирающей воды на выходе из ГЦН, расходом запирающей воды на сливе и температурой нижнего направляющего подшипника (0,663).

2. Превышение расхода запирающей воды на сливе из насоса над расходом запирающей воды на входе в насос. Причем расход запирающей воды выше, чем аналогичный параметр для других ГЦН (см. табл. 2).

3. Более высокие значения параметров температурного состояния ГЦН-2, чем в других насосах, например, температура запирающей воды, автономного контура на выходе из насоса (0,554).

4. Наличие существенной положительной корреляции (0,851) между расходом запирающей воды на сливе и температурой воды автономного контура на выходе.

На основании представленных результатов анализа следует предположить, что к рассматриваемому моменту времени произошел значительный износ нижнего радиального подшипника. Вследствие этого вода первого контура просачивается через пластины теплового барьера, через сам подшипник и попадает на уплотнение вала ГЦН. При этом повышается температура воды автономного контура, металла нижнего направляющего подшипника и запирающей воды на сливе.

Что явилось первопричиной аномального состояния ГЦН-2 Калининской АЭС к рассматриваемому моменту времени (вибрация или состояние нижнего направляющего подшипника) определить трудно. Однако при наличии постоянного контроля состояния ГЦН с помощью разработанного программного комплекса DINA-1 можно определить начальный момент возникновения аномалии, что позволило бы выявить ее причину. Анализ данных показал, что возможна коррекция (целенаправленное изменение параметров оборудования в пределах, разрешаемых регламентом эксплуатации) режима его работы с целью предотвращения развития нарушения.

### Анализ состояния ГЦН-1 блока 5 Нововоронежской АЭС

Диагностический комплекс DINA-I применялся для диагностики ГЦН блока 5 Нововоронежской АЭС, где 14.05.1999 произошла авария ГЦН-1, связанная с разрушением торсиона электродвигателя. Нарушение произошло вследствие повреждения торсионной муфты ГЦН по механизму усталостного разрушения в результате циклических изгибных напряжений в шлицевой части из-за расцентровки вала двигателя и насоса в процессе эксплуатации.

Анализ данных эксплуатации ГЦН блока 5 НВАЭС осуществлялся в период с 3.03.1999 по 13.05.1999 г. Единственная сохранившаяся информация — это распечатки 10 технологических параметров, значения которых регистрируются раз в смену. Перечень параметров представлен в табл. 3. Измерения температуры воздуха, охлаждающего электродвигатель, пришлось исключить из анализа как недостоверные.

№ пар.	Наименование параметра
1	Перепад давления на ГЦН
2	Расход запирающей воды на входе
3	Расход запирающей воды на сливе
4	Давление за первой ступенью
5	Давление запирающей воды на выходе
6	Давление входа в гидростатический подшипник
7	Перепад на гидростатическом подшипнике
8	Температура запирающей воды на сливе
9	Давление масла перед ГЦН
10	Температура масла на входе

Таблица 3

С позиции разработанных методов для полного анализа состояния ГЦН представленного комплекса параметров недостаточно. На рис. 4 представлено поведение диагностического признака в зависимости от времени для четырех работающих ГЦН в рассматриваемый период. Здесь в качестве характеристики состояния насосов вводится новый, более удобный для анализа состояний ГЦН диагностический признак

$$H(t) = \frac{D_{ik}}{\overline{D}_k},\tag{7}$$

где *D<sub>ik</sub>* - квадрат отклонения от общего режима работы всех одновременно работающих ГЦН (5).

Для  $i = \overline{1,G}$ ; G - число одновременно работающих ГЦН (G=4); k-номер точки (время).

$$\overline{D}_{k} = \frac{1}{G - 1} \sum_{j=1, j \neq j}^{G} D_{jk} , \quad D_{jk} = max \{ D_{jk} \}_{j=\overline{1,G}}.$$

При нормальном состоянии ГЦН в данный момент времени отношение (7) для всех насосов приблизительно равно единице.

Состояние ГЦН-1 блока 5 НВАЭС на всем рассматриваемом временном интервале нестабильно и отличается от одновременно работающих с ним насосов в среднем в два раза. Начиная с 20.04.1999 г. его состояние резко ухудшилось и оставалось таковым до разрушения торсиона 14.05.1999 г.

Информативными параметрами, указывающими на особенности режима работы ГЦН-1 пятого блока НВАЭС перед нарушением, оказались расходы запирающей воды на входе в уплотнение и на сливе из уплотнения, а также давление входа в гидростатический подшипник.

Как показал анализ, расход запирающей воды на сливе из уплотнения периодически превышает расход запирающей воды на входе в уплотнение, при этом увеличивается температура запирающей воды на сливе и давление за первой ступенью (см. табл.4). Возможным объяснением этому факту является наличие протечек воды первого контура через нижний гидростатический направляющий подшипник в уплотнение вала ГЦН.

Таблица 4

				Наименов	ание параме	етров				
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Дата	Перепад	Расх. зап.	Расх. зап.	Р за 1-й	Р. зап. вд.	Р.вх.в гдр.	Пер.Р. на	Темп. зап.	Р масла	Т масла
ГЦН-1	Р ГЦН	вод.на вх.	вод.на сл.	ступ.	на вых.	подш.	гдр.подш.	вод.на сл.	пер. ГЦН	на входе
15.03.99	6,13	1,24	1,15	89	0,96	160,3	6,93	48,4	1,25	28,5
18.03.99	6,11	1,23	1,2	89,3	1,02	161,3	6,86	51,8	1,24	31,1
25.04.99	6,13	1,22	1,23	90,3	0,9	160	6,94	49,4	1,29	30
29.04.99	6,06	1,22	1,29	91,3	0,91	160,5	6,86	54,5	1,26	31,4
04.05.99	6,08	1,25	1,33	90,8	0,88	161	6,82	48,9	1,3	27,4
05.05.99	6,06	1,22	1,29	91,3	0,91	160,5	6,86	54,5	1,26	31,4
07.05.99	6,06	1,27	1,25	90,5	0,93	159,5	6,83	49,2	1,24	34,4
12.05.99	5,97	1,23	1,25	91	0,93	160	6,86	47,7	1,21	36,7
14.05.99	6,18	1,22	1,16	90,8	0,93	160,3	6,93	51,4	1,24	33,4
ГЦН-2										

Сравнение состояний ГЦН-2 Калининской АЭС и ГЦН-1 блока 5 НВАЭС показывает, что - по крайней мере, за месяц до нарушения ГЦН-1 работал с повышенной вибрацией;

- при ревизии насоса следует обратить внимание на состояние направляющего гидростатического подшипника.

К сожалению, представленных данных по эксплуатации насосов блока 5 HB AЭC явно не достаточно для более глубокого анализа причин возникновения нарушения 14.05.99г.

При постоянном контроле состояния ГЦН с использованием всех измеряемых параметров насосов аномалия в состоянии может быть выявлена на ранней стадии с определением причины ее возникновения и идентификации элемента оборудования, требующего замены.



Рис.4 Изменение диагностического признака Н во времени

### выводы

Одной из основных проблем эксплуатации АЭС является своевременное обнаружение аномалии в состоянии ГЦН, когда технологические параметры находятся в пределах, определяемых регламентом нормальной эксплуатации (ранняя диагностика предаварийного состояния), с целью предотвращения ее развития до опасных для оборудования последствий.

Разработаны алгоритмы и комплекс программ DINA-1 ранней диагностики предаварийного состояния ГЦН. Обнаружение аномалии в работе насосов осуществляется в режиме текущей эксплуатации оборудования по анализу данных оперативного контроля.

С помощью разработанного программного комплекса DINA-1 анализировалось состояние ГЦН блока 1 Калининской АЭС и ГЦН блока 5 Нововоронежской АЭС. Было показано, что аномалия в состоянии насосов определяется с помощью комплекса программ на ранней стадии ее развития.

### Литература

1. Аварии и инциденты на атомных электростанциях/*Под ред. С.П. Соловьева.* – Обнинск: ИАТЭ, 1992.

2. Лескин С.Т. Разработка алгоритмов распознавания аномалий в состоянии оборудования по анализу данных оперативного технологического контроля//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1997. - №4. - С. 4-11.

3. *Fukunaga K*. Introduction to Statistical Pattern Recognition. School of Electrical Engineering, Purdue University, Lafayette, Indiana. - New York and London: Academic Press, 1972.

Поступила в редакцию 1.03.2001

УДК 621.311.25:621.039.58

# РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ПОВЫШЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ НА ОСНОВЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРВОГО УРОВНЯ ПЯТОГО БЛОКА НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

А.В. Любарский\*, И.Б. Кузьмина\*, Д.Е. Носков\*, Б.Г. Гордон\*, <u>В.Н. Розин\*\*</u> \*Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

(НТЦ ЯРБ)

\*\* Нововоронежская АЭС (НВАЭС)



В статье представлены результаты вероятностного анализа безопасности (ВАБ) 1 уровня для внутренних исходных событий 5 блока НВАЭС, выполненного в рамках проекта СВИСРУС. Результаты ВАБ позволяют выявить различные проектные особенности и специфические аспекты эксплуатации АЭС, которые являются наиболее уязвимыми с точки зрения безопасности. В статье обсуждаются меры по повышению безопасности блока АЭС, внедренные на НВАЭС и планируемые к внедрению, разработанные на основании анализа результатов ВАБ. Показано, что ВАБ позволил количественно оценить влияние выявленных недостатков на безопасность блока и разработать программу мероприятий по модернизации 5 блока НВАЭС.

### введение

Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) является современным инструментом, обеспечивающим количественную и качественную оценку как текущего состояния безопасности атомной электростанции (АЭС), так и изменения уровня безопасности АЭС при проведении реконструкции и модернизации. Выполнение вероятностного анализа безопасности является неотъемлемым требованием Госатомнадзора России при получении лицензии на эксплуатацию АЭС.

ВАБ 5 блока Нововоронежской атомной электростанции (НВАЭС) выполнялся в рамках проекта СВИСРУС, основной целью которого явиляется передача передового опыта выполнения полномасштабных исследований в области ВАБ АЭС от регулирующего органа Швейцарии (Швейцарского федерального инспектората по ядерной безопасности - HSK) Госатомнадзору России и Научно-техническому центру по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ) на примере выполнения реального ВАБ силами специалистов НТЦ ЯРБ при технической поддержке НВАЭС [1].

Первая фаза проекта, связанная с выполнением ВАБ 1 уровня для внутренних исходных событий (ИС) 5 блока НВАЭС, началась в 1994 г. и завершилась в 1997 г. [2]. В 1998 г. в рамках второй фазы проекта по результатам экспертизы МАГАТЭ был внесен

© А.В. Любарский, И.Б. Кузъмина, Д.Е. Носков, Б.Г. Гордон, В.Н. Розин, 2001

ряд изменений и дополнений в вероятностную логическую модель блока и заключительный отчет был опубликован в 1999 г. [3].

Вторая фаза проекта СВИСРУС явилась продолжением и развитием исследований по вероятностному анализу безопасности, охватывающему ВАБ внутренних пожаров и затоплений, внешних событий и ВАБ уровней 2 и 3.

### ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ 5 БЛОКА НВАЭС

Блок №5 НВАЭС (электрическая мощность1000 МВт) является первым блоком с реактором типа ВВЭР-1000, введенным в эксплуатацию 30 мая 1980 г.

Первый контур включает в себя реактор, компенсатор давления (КД) и четыре петли теплоносителя. Каждая петля теплоносителя оборудована одним горизонтальным парогенератором (ПГ), одним главным циркуляционным насосом (ГЦН) и двумя главными изолирующими задвижками (ГЗЗ). Второй контур включает в себя четыре парогенератора, два основных турбопитательных насоса (ТПН) и два турбогенератора (ТГ).

На блоке реализован принцип тройного резервирования в системах безопасности. От более поздних блоков с ВВЭР-1000 (проект В-320) имеются принципиальные отличия, существенно повлиявшие на результаты ВАБ: а) наличие двух турбин; б) наличие главных запорных задвижек (ГЗЗ); в) расположение быстродействующих редукционных установок сброса пара в атмосферу (БРУ-А) на главном паровом коллекторе (ГПК); г) отсутствие связи системы аварийного впрыска бора с приямком; д) отсутствие вспомогательной системы питательной воды.

Основными элементами компоновки блока являются защитная оболочка (30), вспомогательный корпус, машинный зал и деаэраторное отделение, дизель-генераторное здание и береговая насосная станция.

Оборудование первого контура расположено внутри цилиндрической (диаметр 45 м) защитной оболочки, выполненной из железобетона. Толщина стенок 30 составляет 1.2 м. Внутренняя поверхность 30 покрыта стальными листами. Проектное давление, на которое рассчитана 30, составляет 0.46 МПа. Свободный объем герметичной части 79000 м<sup>3</sup>, высота 76 м.

Материалом топлива, загружаемого в реактор, служит диоксид урана. Масса топлива составляет около 70 т. Активная зона реактора состоит из чехловых кассет, изготовленных из сплава циркония и ниобия. Материалом оболочки тепловыделяющих элементов (твэлов) также служит сплав циркония и ниобия. Общая масса циркония в активной зоне реактора около 29 т.

### РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ ВАБ 1 УРОВНЯ ДЛЯ ВНУТРЕННИХ ИС

Модели выполненного ВАБ основаны на методе «Малые деревья событий - большие деревья отказов». Количественный анализ моделей деревьев отказов и деревьев событий выполнялся с помощью программного комплекса SAPHIRE/IRRAS [4]. Работа выполнялась в соответствии с руководством Международного агентства по атомной энергетике (МАГАТЭ) [5].

В рамках ВАБ 1 уровня были выполнены следующие задачи.

1). Анализ проектной и эксплуатационной документации.

• Собрана необходимая информация из различных источников: а) технологические и конструкционные схемы; б) технический отчет по безопасности АЭС; в) оперативные журналы; г) журналы технического обслуживания и ремонта; д) данные по отказам оборудования и исходным событиям на блоке №5 и других российских АЭС и т.д.

2). Анализ исходных событий.

• При разработке перечня ИС, специфического для 5 блока НВАЭС, перечень ИС для стандартного ВВЭР-1000, разработанный МАГАТЭ [6], был подвергнут тщательному ана-

лизу с целью учета всех особенностей анализируемого блока. Окончательный перечень был разбит на группы ИС, характеризующиеся аналогичной реакцией систем АЭС и аналогичными действиями оперативного персонала.

 Количественная оценка частот выделенных групп ИС осуществлялась с использованием метода байесовского уточнения параметров. Данные по исходным событиям с других АЭС использовались для получения априорной оценки, которая в дальнейшем уточнялась на основе специфических данных с 5 блока НВАЭС. Для редких исходных событий (например, большая и средняя течи первого контура) частоты исходных событий были взяты из отчета МАГАТЭ [6].

3). Анализ деревьев отказов.

• Деревья отказов были разработаны для всех систем, важных для безопасности, включая обеспечивающие системы.

Отказы по общей причине моделировались с использованием параметрической модели α-фактора.

4). Анализ данных.

• Данные по надежности основных компонентов систем, важных для безопасности (насосы, задвижки, дизель-генераторы, аккумуляторные батареи, баки, теплообменники и т.д.) определялись методом Байеса. Данные для электрических компонентов и систем управления основывались на обобщенных данных, полученных из литературных источников, например, [7].

• Специфические для НВАЭС данные по отказам по общим причинам не разрабатывались, а были использованы параметры модели б-фактора, приведенные в [8]. Однако был выполнен анализ применимости этих данных для оборудования 5 блока НВАЭС.

5). Анализ надежности персонала.

 Из-за того, что в отличие от большинства западных АЭС персонал 5 блока НВАЭС при реагировании на исходные события принимает решения, опираясь на свои знания, опыт и понимание ситуационных особенностей процессов, анализ надежности персонала основывался на использовании опыта операторов и восприятия ими различных аварийных ситуаций.

• Анализ надежности персонала основывался на методе «Деревья решений» [9], базирующемся на экспертном мнении (специалистов по анализу персонала и операторов). Для выполнения ВАБ 5 блока метод был модифицирован и доработан с целью учета особенностей исследуемого блока [10].

• Анализ зависимостей между действиями персонала выполнялся на уровне минимальных сечений, содержащих более одной ошибки персонала.

6). Интегральная модель блока.

 Исследование выполнялось для двух состояний эксплуатации 5 блока НВАЭС: полный уровень мощности и 50% уровень мощности. Активная зона рассматривалась как единственный источник радиоактивной опасности, и состояние повреждения активной зоны определялось как повышение температуры оболочки твэлов до 1200°С.

• Были разработаны деревья событий для всех групп исходных событий. Аварийные последовательности деревьев событий определялись на основе проектной и эксплуатационной информации, а также результатов конкретных экспериментов (например, течь через уплотнение ГЦН исключалась из анализа на основании результатов эксперимента, показавшего возможность работы ГЦН при отсутствии охлаждения уплотнения в течение 50 часов без возникновения течи).

• Критерии успеха систем и процесс развития аварий определялись на основе теплогидравлических анализов, выполненных в поддержку ВАБ 5 блока НВАЭС.

• Количественный анализ ВАБ включал в себя а) количественный расчет индивидуальных функций, входящих в заголовки деревьев событий, б) количественный расчет аварийных последовательностей, в) определение доминантных последовательностей, г) учет зависимостей на уровне минимальных сечений и д) окончательный количественный расчет.

### РЕЗУЛЬТАТЫ

На основании предварительных результатов опубликованных в [2], несмотря на то, что они были получены при ряде консервативных допущений, были разработаны рекомендации по повышению безопасности 5 блока НВАЭС, часть из которых, не связанная с конструктивными изменениями, была внедрена на блоке.

В 1998 г., была проведена независимая экспертиза МАГАТЭ [11] выполненного ВАБ. Результаты, представляемые в статье, получены с использованием модели ВАБ, откорректированной с учетом замечаний экспертов МАГАТЭ и учитывающей изменения, внедренные на блоке НВАЭС [3].

Оцененное значение частоты повреждения активной зоны для внутренних ИС 5 блока НВАЭС равно 6.9E-4/реактор-год. Результаты анализа неопределенности показывают, что оцененное значение лежит в диапазоне от 1.5E-3 (95% граница доверительного интервала) до 2.7E-4 (5% граница доверительного интервала).

Эти результаты необходимо рассматривать с учетом принятых в модели ВАБ ограничений и допущений, основными из которых являются следующие:

1) запас воды в баках химобессоленной воды достаточен для поддержания блока в безопасном состоянии при остановленном реакторе;

 разрывы по второму контуру в турбинном зале приводят к частичному повреждению электроприводного оборудования системы питательной и аварийной питательной воды;

 вероятность забивания приямка при авариях с течами первого контура внутри оболочки зависит от величины и места течи; при большой течи вероятность забивания равна единице.

4) потеря охлаждения помещений распределительных устройств (КРУ) приводит к полному обесточиванию блока (при температуре окружающей среды выше 30°С).

На рис. 1 и 2 показаны вклад категорий ИС и категорий отказов в оцененное значение частоты повреждения активной зоны реактора (ЧПЗ).

### ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ И РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ПОВЫШЕНИЮ УРОВНЯ БЕЗОПАСНОСТИ 5 БЛОКА НВАЭС НА ОСНОВЕ ВАБ

Выполнение ВАБ позволило выявить ряд факторов, негативно влияющих на безопасность блока.

• *Недостатки станционной документации*: а) противоречия проектной и эксплуатационной документации и несовершенство ряда инструкций; б) отсутствие симптомно-ориентированных аварийных инструкций (СОАИ).

• Технологические недостатки: а) ряд необходимых блокировок отсутствует или блокировки для работы оборудования установлены без учета реального проте-



Ошибки персонала 51%

Рис.1. Вклад различных категорий отказов в оцененное значение ЧПЗ



Рис. 2. Вклад категорий ИС в оцененное значение ЧПЗ

кания процесса; б) системы, важные для безопасности, не всегда имеют достаточный резерв по обеспечивающим системам («спутники» быстродействующих запорно-отсечных клапанов (БЗОК), главные паровые и секционные задвижки на ГПК не имеют надежного питания).

Недостатки в конструкции систем: а) системы нормального и аварийного отвода тепла по 2 контуру используют одни и те же насосы; б) оборудование второго контура не квалифицировано на работу в условиях высокой влажности; в) отсутствует резервирование линии планового расхолаживания; г) аварийные насосы впрыска бора высокого давления (АВН) не имеют связи с приямком; д) конструкция приямков и применяемая теплоизоляция трубопроводов первого контура могут приводить к высокой вероятности забивания приямка для аварий с течами 1 контура.

По результатам ВАБ 1 уровня на блоке был внедрен ряд аварийных инструкций и процедур нормальной эксплуатации: а) инструкция по использованию подпиточных насосов первого контура для снижения давления 1 контура; б) инструкция по предотвращению закрытия БЗОК для ряда исходных событий; и в) инструкция по использованию альтернативных средств подпитки парогенераторов.

В дополнение к мерам, указанным выше, станция инициировала процесс устранения недостатков, выявленных по результатам ВАБ и связанных с конструкцией и эксплуатацией различного оборудования. Однако меры по устранению этих недостатков связаны со значительными затратами и требуют дополнительного инженерного анализа; тем не менее, работа по их внедрению уже начата, и процесс модернизации находится в стадии развития. Следует отметить, что некоторые из перечисленных недостатков были уже известны, однако их значимость с точки зрения риска была подтверждена и уточнена результатами ВАБ.

В табл. 1 приведен перечень мероприятий по повышению безопасности блока №5 НВАЭС, рекомендованных на основании результатов ВАБ 1 уровня для внутренних ИС, и представлены оценки эффективности и приоритет рекомендованных мероприятий, которые определялись на основании анализа динамики изменения показателя частоты повреждения активной зоны с учетом снижения уровня неопределенности, связанной с допущениями моделирования.

### выводы

Детальная модель ВАБ 1 уровня для внутренних ИС была разработана для 5 блока НВАЭС, относящегося к раннему поколению реакторов ВВЭР-1000. Работа выполнялось в рамках проекта СВИСРУС персоналом НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России и специалистами НВАЭС. Выводы, полученные из проведенного исследования, и рекомендации, основанные на результатах ВАБ, обеспечили поддержку принятия решений по внедрению ряда изменений на блоке.

Таблица 1

# Оценка эффективности и приоритета рекомендованных мероприятий по повышению безопасности

Мероприятия, рекомендован- ные по результатам ВАБ 1 уровня для внутренних ИС	Влияние на функ- цию безопасности	Влияние меро- приятия на допущения ВАБ <sup>1</sup>	Оценка ЧПЗ при реализа- ции мероприятия	Приоритет
Установка независимой систе- мы аварийной питательной воды и БРУ-А, квалифициро- ванных на работу при повы- шенной влажности и темпера- туре, с независимым источни- ком энергоснабжения	Обеспечение на- дежной подачи питательной воды и отвода тепла через второй кон- тур при разрывах 2 контура	Допущение 2 не влияет на ЧПЗ	2.1x10 <sup>-4</sup>	Приоритет 1
Изменения конструкции приям- ка или замена изоляционного материала для снижения ве- роятности забивания приямка	Обеспечение на- дежной подачи теплоносителя в 1 контур при ава- риях с течами	Допущение 3 не влияет на ЧПЗ	5.8x10 <sup>-4</sup>	Приоритет 2
Обеспечение возможности автоматического или полуав- томатического переключения насосов АВН на работу от при- ямка. Обоснование возможности длительного отвода тепла без использования второго контура и разработка соответствующих инструкций	Обеспечение длительной пода- чи теплоносителя 1 контур при вы- соком давлении	Допущения 1 и 2 не влияют на ЧПЗ	<1.0x10 <sup>-4</sup>	Приоритет 1 Примечание. Бо- лее точная оценка возможна только после анализа внедренных мер, как конструктив- ных, так и связан- ных с разработкой аварийных проце- дур
Обеспечение надежного охла- ждения помещений КРУ	Повышение на- дежности систе- мы энергоснаб- жения	Допущение 4 не влияет на ЧПЗ	6.0x10 <sup>-4</sup>	Приоритет 3
Установка резервной линии планового расхолаживания	Повышение надежности отвода остаточных теп- ловыделений	Допущение 1 менее значимо для ЧПЗ	-	Приоритет 3 Примечание. ЧПЗ в предположении неприменимости допущения 1 без учета мероприя- тия равна 5.0x10 <sup>-3</sup> , а с учетом - 7.2x10 <sup>-4</sup>
Разработка симптомно- ориентированных аварийных инструкций на основе доми- нантных сценариев ВАБ 5 бло- ка НВАЭС	Повышение на- дежности функ- ций безопасности, требующих уча- стия оператора	-	-	Приоритет 2 Примечание. Для оценки эффек- тивности меро- приятия необхо- димо выполнение анализа надежно- сти персонала в условиях наличия СОАИ. Снижение ЧПЗ возможно до 3.5x10 <sup>4</sup>

Примечание<sup>. 1</sup> В колонке указан номер допущения в соответствии с перечнем допущений, приведенным в разделе «Результаты»

### БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы благодарят г-на Шмокера и г-на Чакраборти (НЅК, Швейцария), г-на Адамчика из Госатомнадзора РФ и д-ра Викина (НВАЭС), за всестороннюю поддержку данного исследования в течение всего проекта. Авторы выражают также благ.рность д-ру Хатиб-Рахбару (Energy Research Inc., США) за эффективную экспертную поддержку, г-ну Смутневу и г-ну Зюбанову (НВАЭС) за активную помощь в выполнении данной работы.

### Литература

1. Schmocker, et al. SWISRUS: a Swiss/Russian PSA Project for the Novovoronezh-5 Nuclear Power Plant//Proceedings of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment (PSA'96), Vol. II, Park City, Utah, September 1996.

2. Любарский А., Кузьмина И. и др. Проект СВИСРУС: Вероятностный анализ 5 блока НВАЭС. Основной отчет. Фаза I - Внутренние исходные события//НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России, СВИСРУС-97-001, Москва, март, 1997.

3. *Lioubarski A., Kouzmina I., et al.* Project SWISRUS: Novovoronezh Unit 5 Probabilistic Safety Assessment. Main Report, Phase I - Internal Initiating Events. Final Report// SEC NRS/GAN Report No. SWISRUS-99-001, Moscow, December 1999.

4. Integrated Reliability and Risk Analysis System (IRRAS)//Idaho National Engineering Laboratory, November 1995.

5. "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)," IAEA Safety Series №. 50-P-4// IAEA, Vienna, Austria, 1992.

6. International Atomic Energy Agency, "Generic Initiating Events for PSAs for WWER Reactors"// IAEA-TECDOC-749, Vienna, Austria, June 1994.

7. International Atomic Energy Agency, "Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment"// IAEA-TECDOC-478, Vienna, Austria, June 1988.

8. Marshall F., Rasmuson D. and Mosleh A. Common-Cause Failure Parameters Estimations// INEEL/EXT-97-01328, NUREG/CR-5497, (1998).

9. *Moieni, et al.* "Advances in Human Reliability Analysis Methodology"// Reliability Engineering and System Safety, 44, p. 27-55, 1994.

10. *Kouzmina, Lioubarski, et al.* Human Reliability Analysis in Novovoronezh NPP Unit 5 PSA: Proc. Intern. Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment (PSA'99), Vol. II, Washington, DC, August 1999.

11. Report of the IPERS (International Peer Review Service) Review Mission for the Novovoronezh Unit 5 Nuclear Power Plant Level 1 Probabilistic Safety Assessment In Russia// IAEA, Nuclear Safety Review Mission Under TC Project (Rer/9/052), Division Of Technical Co-Operation Programmer, Vienna, 16-20 November 1998.

Поступила в редакцию 16.01.2001

УДК 621.311.25:621.039.58

# МЕТОДОЛОГИЯ И ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ВТОРОГО УРОВНЯ ПЯТОГО БЛОКА НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

<u>Д.Е. Носков\*, А.В. Любарский\*, И.Б. Кузьмина\*, Б.Г. Гордон\*,</u> В.Н. Розин<u>\*\*</u>

\*Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ)

\* \* Нововоронежская АЭС

P

В статье представлена краткая методология, использовавшаяся при выполнении вероятностного анализа безопасности (ВАБ) второго уровня для внутренних исходных событий 5 блока НВАЭС, выполненного в рамках проекта СВИСРУС, и основные результаты вероятностного анализа безопасности второго уровня. Результаты ВАБ второго уровня позволяют определить основные виды повреждения защитной оболочки 5 блока Нововоронежской АЭС и соответствующие данным видам повреждения защитной оболочки выбросы радиоактивности в окружающую среду.

### введение

Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) 2 уровня для 5 блока Нововоронежской AC (НВАЭС) для внутренних исходных событий был начат в 1998 г. в рамках российскошвейцарского проекта СВИСРУС и в настоящее время завершен. Данная статья посвящена вопросам ВАБ второго уровня, явившегося одним из первых исследований в этой области для российских атомных станций (AC).

### ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ ВАБ ВТОРОГО УРОВНЯ

Основными задачами при выполнении ВАБ второго уровня являются определение видов повреждения защитной оболочки и соответствующих данным видам выбросов радиоактивности. Другими, сопутствующими задачами, решаемыми при выполнении ВАБ второго уровня, являются следующие:

• изучение развития тяжелой аварии;

• выполнение анализа устойчивости защитной оболочки (30) против механических и тепловых нагрузок, возникающих в процессе развития тяжелых аварий;

• определение "слабых" мест 30 в процессе развития тяжелых аварий;

 получение информационной основы для разработки стратегий по управлению тяжелыми авариями, направленных на смягчение их последствий;

• получение информации для разработки инструкций по управлению тяжелыми авариями;

<sup>©</sup> Д.Е. Носков, А.В. Любарский, И.Б. Кузъмина, Б.Г. Гордон, В.Н. Розин, 2001

 получение информации для разработки мероприятий по снижению риска от тяжелых аварий для населения;

• получение информации для выполнения ВАБ третьего уровня.

### ВЗАИМОСВЯЗЬ ВАБ ПЕРВОГО И ВТОРОГО УРОВНЕЙ

Вероятностный анализ безопасности первого, второго и третьего уровней неразрывно связаны друг с другом, т.к. результаты одного являются исходными данными для другого. Так результаты ВАБ первого уровня являются исходной информацией для начала выполнения ВАБ второго уровня.

Минимальные сечения, полученные в ВАБ первого уровня, группировались в так называемые состояния повреждения станции (СПС) с точки зрения одинакового воздействия на 30. Основными критериями для определения СПС являлись

• развитие аварии, предшествующее повреждению активной зоны;

 состояние систем безопасности, важных с точки зрения целостности защитной оболочки.

Группировка минимальных сечений в СПС осуществлялась на основании специально разработанных для 5 блока НВАЭС характеристик. Такими характеристиками являются, например, состояние 30 с точки зрения ее целостности, работоспособность системы аварийного охлаждения активной зоны низкого давления (САОЗ НД) — с точки зрения вида подачи воды в первый контур и т.д. Результатом группировки стала разработка матрицы состояний повреждения станции, обеспечивающая связь ВАБ первого и второго уровней.

### АНАЛИЗ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ И ОЦЕНКА ЦЕЛОСТНОСТИ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ

Анализ развития тяжелых аварий (для доминантных СПС) выполнялся с использованием компьютерного кода MELCOR [1-2]. Исходной информацией для выполнения анализа служила информация из СПС.

На основании проведенного анализа развития тяжелых аварий с использованием программы MELCOR разрабатывались деревья событий развития тяжелых аварий (ДСРТА), характеризующие пути развития тяжелой аварии и виды повреждения 30. Разработка ДСРТА основывалась на рассмотрении всех СПС и различных явлений, происходящих при тяжелой аварии, которые влияют на целостность 30 и радиологические выбросы.

Специальное программное средство (программа АРЕТ [3]) использовалось для моделирования деревьев событий, расчетов и учета зависимостей между рассматриваемыми явлениями. Определение условных вероятностей развития тяжелых аварий по различным ветвям деревьев событий основывалось на

- результатах ВАБ 1 уровня;
- информации из СПС;
- экспертной оценке;
- особенностях проекта 5 блока НВАЭС;

 анализе специфических явлений, сопровождающих развитие тяжелой аварии и их влияние на целостность защитной оболочки (например, горение водорода);

• зависимостях между явлениями.

Развитие тяжелых аварий сопровождается целым рядом физических явлений, формирование которых, в основном, зависит от проекта конкретного блока. Для 5 блока НВАЭС были определены следующие физические явления, возможные при развитии тяжелых аварий:

- горение водорода в защитной оболочке;
- внутрикорпусный и внекорпусный паровые взрывы.;

• выброс обломков активной зоны при высоком давлении из корпуса реактора и прямой нагрев защитной оболочки;

• воздействие расплава активной зоны на бетон шахты реактора;

• эффект выбрасывания корпуса реактора в случае разрушения днища реактора при высоком давлении;

• разрушение трубопроводов первого контура под действием высоких температур (при высоком давлении).

Для ряда представленных выше физических явлений были разработаны специальные методики для оценки воздействия рассматриваемого явления на целостность 30.

Результатом анализа развития тяжелых аварий (с использованием программы APET) явился большой набор конечных состояний (несколько миллионов), характеризующих состояния защитной оболочки. Для удобства дальнейшего анализа конечные состояния группировались на основании одинаковых характеристик, от которых зависят радиологические выбросы. Для группировки конечных состояний деревьев событий развития тяжелых аварий использовались следующие характеристики:

• величина давления в первом контуре перед разрушением корпуса реактора;

- состояние и вид повреждения 30;
- момент времени повреждения 30;
- вид взаимодействия расплава активной зоны с бетоном шахты реактора;

• наличие воды в бетонной шахте реактора (в момент разрушения корпуса реактора и после его разрушения);

• состояние спринклерной системы;

• момент времени повреждения активной зоны (относительно начала аварии).

В результате группировки были получены 9 групп "категорий выбросов" или видов повреждения защитной оболочки. На основании полученных результатов была выполнена оценка вероятности повреждения защитной оболочки. В табл. 1 представлен список видов повреждения 30 и соответствующие данным видам частоты повреждения 30 5 блока НВАЭС; приведен вклад каждого вида повреждения 30 по отношению к общей частоте повреждения активной зоны (общая частота повреждения активной зоны (АЗ), полученная из ВАБ первого уровня, равна 6.8Е-4 1/реактор\*год [4]).

Необходимо отметить, что все полученные результаты основывались на кривой хрупкости для 30, полученной при следующих условиях: с вероятностью 5% повреждение происходит при давлении в 30, равном 4.6 МПа (проектное давление), а с вероятностью 95% повреждение происходит при давлении 9.2 МПа.

Раннее повреждение 30 определялось как время повреждения, равное нескольким часам (3-8 ч) после повреждения АЗ. Позднее повреждение 30 определялось как время повреждения, равное десяткам часов (20 - 40 ч) после повреждения АЗ.

Из табл. 1 видно, что наиболее значимую долю в повреждение 30 вносит "позднее повреждение 30 при работе СС" (40%). Данный вид повреждения 30 обусловлен горением водорода и окиси углерода внутри 30.

Следующим по значимости видом повреждения 30 является - "нет повреждения 30" (25%). Данный вид повреждения 30 характеризуется предотвращением разрушения корпуса реактора путем подачи (после повреждения АЗ) в него охлаждающей воды от САОЗ НД. Выделение данного вида повреждения 30 в отдельную группу обусловлено наличием проектной неплотности 30. Отказ системы изоляции 30 – следующий по значимости вид повреждения 30 (21%). Необходимо отметить, что вклад данного вида повреждения ВАБ первого уровня.

Проплавление бетона шахты реактора составляет 11% по отношению к общей частоте повреждения АЗ. Последним существенным вкладчиком являются аварии, связанные с течью из первого контура во второй при незакрытии предохранительной армату-

Nº	Вид повреждения ЗО	Частота повреждения, 1/реактор*год	Вклад (по отноше- нию к общей частоте повреждения АЗ), %
1	Раннее повреждение 3О при работе спринк- лерной системы (СС)	1.1E-6	< 0.1
2	Раннее повреждение ЗО при отсутствии СС	0	0
3	Позднее повреждение ЗО при работе СС	2.7E-4	40
4	Позднее повреждение ЗО при отсутствии СС	2E-7	< 0.1
5	Нет повреждения ЗО	1.7E-4	25
6	Проплавление бетона шахты реактора	7.2E-5	11
7	Защитная оболочка не изолирована	1.4E-4	21
8	Повреждение трубок/коллектора парогенера- тора (ПГ) при высоких температурах	4E-8	< 0.1
9	Течь за пределы ЗО (течь из первого контура во второй при незакрытии предохранительных клапанов ПГ)	2.3E-5	3

### Основные виды повреждения 30 5 блока НВАЭС

Таблица 1

ры ПГ (3%). Вклад данного вида повреждения 30 также обусловлен результатами ВАБ первого уровня.

### АНАЛИЗ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ ЗА ПРЕДЕЛЫ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ

Для каждого вида повреждения 30 выполнялись количественные анализы выхода радионуклидов с использованием программ MELCOR и ERPRA-ST (программа, разработанная компанией "Energy Research, Inc. ", США). Для анализа выхода радионуклидов за пределы 30 использовалось 7 групп радионуклидов (Xe, I(CsI), Cs(CsOH), Te, Sr-Ba, Mo, Ru-La-Ce), характеризующих состав активной зоны 5 блока HBAЭC. Следующие виды выхода радионуклидов были рассмотрены и определены: выход радионуклидов внутри корпуса реактора, распространение продуктов деления в первом контуре, выход радионуклидов вне корпуса реактора, распространение продуктов деления в 30, выход в окружающую среду.

Относительный выход радионуклидов (относительно содержимого активной зоны) за пределы 30 для всех видов повреждения 30 представлен на рис. 1, из которого видно, что наибольший выход радионуклидов характерен для следующих видов поврежде-







Рис. 2. Вклад видов повреждения 30 по отношению к общему риску от активности

ния 30: 1) течь за пределы 30 (течь из первого контура во второй при незакрытии ПК ПГ), 2) повреждение трубок/коллектора ПГ при высоких температурах в первом контуре, 3) отказ системы изоляции 30. Значительный выход радионуклидов за пределы 30 для данных видов повреждения 30 объясняется наличием практически прямых связей 30 с окружающей средой.

Для всех видов повреждения 30 проводилась оценка риска от активности (произведение активности радионуклидов на

частоту повреждения 30). На рис. 2 представлен вклад основных видов повреждения защитной оболочки с точки зрения риска от активности. Из рис. 2 видно, что наиболее опасными видами повреждения 30 оболочки являются позднее повреждение 30 при работе СС, вызванное горением водорода и окиси углерода (46%); отказ системы изоляции 30 (35%); течь за пределы 30 (13%). Предварительно можно сделать вывод, что данные виды повреждения 30 будут наиболее опасными с точки зрения воздействия на население.

На рис. 1 и 2 используются следующие обозначения: ECFwSp - раннее повреждение 30 при работе спринклерной системы (CC), ECFnoSp — раннее повреждение 30 при отсутствии CC, LCFwSp —позднее повреждение 30 при работе CC, LCFnoSp — позднее повреждение 30 при отсутствии CC, NoCF — нет повреждения 30, BMT — проплавление бетона шахты реактора, CoUn — отказ системы изоляции 30, TSGTR — разрушение трубок/коллектора ПГ, вызванное высокой температурой в первом контуре, CoByp — течь за пределы 30 (течь из первого контура во второй).

### выводы

Вероятностный анализ безопасности второго уровня был выполнен для 5 -го блока Нововоронежской АЭС. Определены наиболее значимые виды повреждения 30 (позднее повреждение защитной оболочки в результате горения водорода и окиси углерода, течь за пределы 30, проплавление бетона шахты реактора, отказ системы изоляции 30), представлены результаты расчетов риска от активности для всех видов повреждения 30 и показаны наиболее опасные виды повреждения 30 с точки зрения риска (позднее повреждение 30 при работе СС, отказ системы изоляции 30, течь за пределы 30). Полученные результаты были использованы для выполнения ВАБ третьего уровня.

### БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы выражают благодарность г-ну Шмокеру из HSK, г-ну Кхатиб-Рахбару и г-ну Казолли из ERI, г-ну Викину с Нововоронежской АЭС за их поддержку при выполнении данного исследования.

### Литература

1. «MELCOR 1.8.3 Users' Guide «// Sandia National Laboratories for U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994.

2. «MELCOR 1.8.3 Reference Manual»// Sandia National Laboratories for U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1994

3. Accident Progression Event Tree Code (APET). Users' Guide, 1992.

4. Unit 5 Probabilistic Safety Assessment. Main Report, Phase I – Internal Initiating Events. Final Report// SEC NRS/GAN Report No. SWISRUS-99-001, Moscow, December, 1999.

Поступила в редакцию 5.02.2001

УДК 621.311.25:621.039.58

# МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ПОЖАРОВ ПЯТОГО БЛОКА НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АС

<u>И.Б. Кузъмина\*, А.В. Любарский\*, Д.Е. Носков\*, Б.Г. Гордон\*,</u> <u>В.Н. Розин\*\*</u>

\* Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ)

\*\* Нововоронежская АС



В статье представлены некоторые методологические аспекты и предварительные результаты исследования по вероятностному анализу безопасности (ВАБ) 1 уровня для 5 блока Нововоронежской атомной станции (АС) для событий внутренних пожаров, выполняемому в рамках проекта СВИС-РУС. Приведен анализ основных вкладчиков в риск для исследуемого блока АС от событий внутренних пожаров и указаны причины, обуславливающие оцененные показатели риска. Показано, что риск, связанный с пожарами, может быть достаточно значительным и сопоставимым с риском от внутренних исходных событий, что указывает на необходимость выполнения ВАБ пожаров на АС и учета полученных результатов при разработке программы модернизации, проводимой с целью повышения уровня безопасности АС.

### ВВЕДЕНИЕ

Вероятностный анализ безопасности (ВАБ) 1 уровня для 5 блока Нововоронежской атомной станции (НВАЭС) для событий внутренних пожаров был начат в 1998 г. в рамках российско-швейцарского проекта СВИСРУС и в настоящее время находится в стадии завершения. Данная статья посвящена вопросам ВАБ пожаров, явившегося одним из первых исследований в этой области для российских атомных станций (АС).

### МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ВАБ ПОЖАРОВ

Методология, используемая при проведении ВАБ внутренних пожаров для 5 блока НВАЭС, основывалась на руководстве МАГАТЭ [3], а также на подходах, изложенных в [4, 5]. Основные задачи ВАБ пожаров и взаимосвязи между ними представлены на рис.1.

При выполнении полномасштабного ВАБ пожаров необходимо собрать и систематизировать большое количество информации и данных, требующихся для выполнения отдельных задач. Сбор станционной информации включает в себя поиск и систематизацию проектной и эксплуатационной документации, важным элементом которой являются экспликации зданий и помещений, используемые в анализе при разбиении АС на пожарные зоны. С целью верификации полученной информации проводятся обходы

<sup>©</sup> И.Б. Кузьмина, А.В. Любарский, Д.Е. Носков, Б.Г. Гордон, В.Н. Розин, 2001

станции, позволяющие, например, выявить непроектные связи между помещениями через различные неплотности в границах пожарных зон, неучет которых может исказить результаты анализа распространения пожара и привести к возможному пропуску потенциальных вкладчиков в риск.

Одной из самых важных задач ВАБ пожаров является сбор информации по расположению кабельных трасс по зданиям и помещениям станции. Специфика ВАБ пожаров во многом состоит в том, что, в отличие от ВАБ внутренних событий, в случае пожара возможны множественные отказы и ложные срабатывания электроприводного оборудования из-за повреждения кабелей, которые могут проходить через помещения, удаленные от места расположения оборудования. Объем кабельной информации обычно бывает очень значительным, но сама информация не систематизирована. На российских АС имеются кабельные журналы, позволяющие, в целом, проследить прохождение кабельных трасс, однако информация в них представлена в виде, не позволяющем получить данные о том, кабели какого оборудования находятся в конкретном рассматриваемом помещении. Для получения такой информации необходимо создавать базы данных, включающие в себя десятки тысяч записей. В рамках ВАБ пожаров 5 блока НВАЭС была создана база данных кабельного хозяйства с использованием Microsoft ACCESS и Visual Basic, объем которой составил более 24000 записей. База данных по кабельному хозяйству позволяет определить, какие исходные события (вызванные, например, ложными открытиями предохранительных клапанов из-за коротких замыканий в контурах управления, обусловленных пожарами) возможны при пожаре в том или ином помещении станции и какое оборудование может прийти в состояние неготовности к выполнению функции (например, отказ насоса на запуск из-за повреждения кабелей).

Важной задачей ВАБ пожаров является также исследование возможностей распространения пожара между помещениями АС. Первым шагом этого анализа является условное разбиение зданий и помещений станции на пожарные зоны в соответствии с набором критериев, учитывающих, в основном, наличие физических границ (стены, пол, потолок). В ВАБ пожаров 5 блока НВАЭС было определено около 500 различных пожарных зон.



На следующем этапе исследуются связи между пожарными зонами, например, по

Рис.1. Задачи ВАБ внутренних пожаров для АС

вентиляции и через различные проектные и непроектные неплотности. В результате этого анализа определяются зоны распространения пожара - наборы пожарных зон, между которыми возможно распространение продуктов горения (горячего газа и дыма) в случае возгорания в одной пожарной зоне. В рамках ВАБ пожаров 5 блока НВАЭС такой анализ был выполнен с помощью специально разработанной процедуры формализованного описания связей между пожарными зонами и программного комплекса, реализованного с помощью Visual Basic, позволяющего проводить анализ распространения пожара в зависимости от задаваемых критериев распространения. Этот программный комплекс был интегрирован в базу данных кабельного хозяйства, что позволило автоматизировать получение информации, необходимой для определения сценариев пожара, а именно, зон распространения пожара и оборудования, кабели которого расположены в помещениях, вошедших в зону распространения.

Определение сценариев пожара включает в себя также определение исходных событий и уточнение вероятностей ошибок персонала, моделируемых в ВАБ 1 уровня для внутренних исходных событий, с учетом таких эффектов влияния пожаров как возможное задымление помещений и потеря информации на блочном щите управления (БЩУ) вследствие повреждения информационных кабелей. Кроме этого, для каждого сценария определяется частота пожара.

Сценарии пожаров подвергаются отборочному количественному анализу путем выполнения расчетов по модели ВАБ для внутренних ИС с учетом потери работоспособности оборудования, кабели которого находятся в зоне распространения пожара, и уточненных вероятностей ошибок персонала. Отборочный анализ проводится консервативно, т.е. предполагается, что с частотой возникновения пожара повреждается все оборудование, попавшее в зону распространения пожара. Для всех разработанных сценариев оцениваются показатели условной вероятности и частоты повреждения активной зоны (ЧПЗ) реактора, которые сравниваются с пороговыми критериями.

Те сценарии пожаров, для которых значения показателей превышают определенные пороговые значения, подвергаются детальному анализу с учетом геометрии помещений и расположения кабелей и оборудования, количества горючих материалов, а также результатов детерминистического моделирования процесса развития пожара для каждого конкретного случая. Детерминистическое моделирование пожаров проводится с использованием специальных программных кодов [6]. Следует отметить, что для некоторых пожарных зон, таких как БЩУ, резервный щит управления (РЩУ), кабельные шахты, в силу средоточения в них большого количества кабелей и очевидной важности этих помещений для функционирования АС, отборочный анализ не проводится, а выполняется непосредственно детальный анализ, который имеет свои специфические особенности. При выполнении детального анализа учитывается возможность автоматического и ручного пожаротушения. Результатом детального анализа сценариев пожаров являются уточненные сценарии (или наборы подсценариев), учитывающие реальную картину развития пожара, возможность возникновения исходных событий и повреждения оборудования.

Детальные сценарии пожаров подвергаются повторно количественной оценке по модели ВАБ, определяются показатели ЧПЗ, проводится анализ неопределенности и чувствительности полученных результатов и формируется спектр вкладчиков в риск. Анализ полученных результатов позволяет сделать выводы о том, какие помещения станции являются наиболее уязвимыми с точки зрения опасности нежелательных последствий в случае возникновения пожаров в них, а также выяснить причины повышенной опасности (например, недостаточное разделение резервируемого оборудования, возможность распространения пожара через различные неплотности, повреждение оборудования, критического с точки зрения выполнения функций безопасности, и т.п.).

### ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ВАБ ПОЖАРОВ 5 БЛОКА НВАЭС

В рамках ВАБ 5 блока НВАЭС был выполнен полномасштабный анализ всех задач, упомянутых выше. Результаты проведенного исследования были задокументированы в форме основного отчета и приложений к нему.

Оцененное значение показателя частоты повреждения активной зоны для 5 блока НВАЭС равно 6.2Е-4/реактор-год, что сравнимо с показателем ЧПЗ для внутренних ИС (6.9Е-4/реактор-год). Результаты анализа неопределенности показывают, что оцененное значение лежит в диапазоне от 1.1Е-3 (95% граница доверительного интервала) до 2.2Е-4 (5% граница доверительного интервала). Распределение вкладчиков в риск от пожаров для различных групп сценариев пожаров в помещениях АС представлено на рис.2, из которого видно, что наибольший вклад в ЧПЗ вносят сценарии пожаров на БЩУ, в помещениях устройств логического управления и РЩУ. Этот вклад обусловлен, в основном, конструктивными особенностями управляющих схем оборудования, для которых, вследствие пожара вероятно возникновение ложного сигнала при замыканиях в контурах управления, расположенных в этих помещениях. Значительная часть ЧПЗ от пожаров на блочном щите управления обусловлена пожаром на панелях систем безопасности. Три панели систем безопасности расположены рядом друг с другом и не разделены боковыми перегородками, как другие панели и пульты управления на БЩУ. Моделирование пожара с помощью кода COMPBRN [6] показало, что соседняя панель в случае возгорания может повредиться уже через 3 мин. Учитывая этот результат, в качестве базового сценария был принят сценарий пожара с потерей трех каналов систем безопасности в случае возгорания на одной из панелей систем безопасности. Вклад этого сценария оказался достаточно значительным.

Следующей по значимости является группа сценариев пожаров в машинном зале, сопровождающихся горением масла и водорода. Вклад этой группы во многом обусловлен тяжелыми пожарами, приводящими к обрушению кровли машинного зала и массовому повреждению оборудования второго контура с возможной потерей функции расхолаживания через второй контур.



Достаточно большой вклад в оцененную ЧПЗ для 5 блока НВАЭС внесли сценарии пожаров в кабельных тоннелях и шахтах. Для некоторых кабельных шахт было выявле-

Рис.2. Процентный вклад различных групп сценариев пожара в общую оценку ЧПЗ

но, что кабели оборудования, важного с точки зрения безопасности, расположены в одной и той же шахте. Конструктивные особенности управляющих схем, для которых вероятно возникновения ложного сигнала при замыканиях в контуре управления в случае пожара, также явились причиной сравнительно высокого вклада в риск для ряда сценариев.

Риск от сценариев пожаров на открытой площадке трансформаторов, расположенных недалеко от стены машинного зала, имеющей значительные оконные проемы, обусловлен сценарием взрыва трансформатора и возможным распространением пожара внутрь машинного зала в случае повреждения маслобаков, установленных на стене.

Следует подчеркнуть, что значения относительно высокого вклада в ЧПЗ для ряда сценариев, например, сценариев пожара в помещениях комплектных распределительных устройств (КРУ), обусловлены частотами событий пожаров, которые оценивались на основе статистических данных по инцидентам, связанным с пожарами. При анализе статистических данных и при оценке частот использовался консервативный подход. Консервативный подход использовался также при недостатке или отсутствии необходимой информации. В частности, при анализе сценариев пожара в кабельных тоннелях, в тех случаях, когда отсутствовала информация по расположению кабелей оборудования в лотках, принимался ряд консервативных допущений о возможности повреждения критического набора оборудования. Для оценки влияния консервативных допущений и данных был проведен анализ чувствительности результатов, который показал, что, в целом, неопределенность, связанная с неточностью знания, покрывается диапазоном параметрической неопределенности.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках проекта СВИСРУС специалистами НТЦ ЯРБ и НВАЭС был выполнен полномасштабный ВАБ пожаров 5 блока НВАЭС. В процессе работы были развиты методологические аспекты ВАБ пожаров с учетом специфических особенностей российских АС. Получены качественные и количественные результаты, позволяющие выявить помещения АС, являющиеся наиболее уязвимыми с точки зрения опасности нежелательных последствий в случае возникновения пожаров, а также выяснить причины повышенной опасности. Полученные результаты будут детально проанализированы и использованы НВАЭС при разработке мероприятий по повышению безопасности 5 блока.

### БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы благодарят г-на Шмокера и г-на Чакраборти из регулирующего органа Швейцарии, г-на Адамчика из Госатомнадзора РФ и г-на Викина (НВАЭС), за всестороннюю поддержку данного исследования в течение всего времени выполнения проекта СВИС-РУС. Авторы выражают также благодарность д-ру Хатиб-Рахбару (ERI, US) и д-ру Казаринсу (Kazarians & Associates, US) за эффективную экспертную поддержку, г-ну Смутневу и г-ну Панкову (НВАЭС) за активную помощь в выполнении данной работы.

### Литература

1. Lioubarski, I. Kouzmina et al. Project SWISRUS. Novovoronezh Unit 5 Probabilistic Safety Assessment: Final Report, Part I: Level-1 Internal Initiating Events // Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety of the Federal Nuclear Safety Authority of Russia, SWISRUS-99-001, Moscow, December 1999.

2. Lioubarski, Kouzmina, et al. Probabilistic Safety Analysis of Novovoronezh-5; The level-1 Study Overview and Findings //Atomwirtschaft. - 1997. - V. 42. - №. 11. - P. 701 – 705.

3. Treatment of Internal Fires in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants // International Atomic Energy Agency. Safety Series. – 1998. - № 10.

4. Kazarians, M., Siu N.O., and Apostolakis G. Risk Analysis for Nuclear Power Plants: Methodological Developments and Applications // Risk Analysis. - March 1985. - V. 5. - № 1.

5. Kazarians, M., and G. Apostolakis, Fire Risk Analysis for Nuclear Power Plants//NUREG/CR-2258, UCLA-ENG-8102, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 1981.

6. COMPBRN – A Computer Code for Modeling Compartment Fires//NUREG/CR-3239, UCLA-ENG-8257.

Поступила в редакцию 16.01.2001

УДК 51-72:621.039.53

P

# ОЦЕНКА ВЫРАБОТАННОГО И ПРОГНОЗА ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСОВ КОНСТРУКТИВНЫХ УЗЛОВ ЯЭУ

### Ю.Г. Коротких, О.С. Копьева

Нижегородский государственный университет, Н. Новгород

В статье рассматриваются прогнозная модель и алгоритм оценки выработанного и прогноза остаточного ресурсов основных узлов ЯЭУ, определяющих ее надежность с точки зрения прочности, на базе современных методов механики поврежденной среды.

Основными факторами, влияющими на тип механизма развития поврежденности в материале опасных зон корпуса реактора и трубопроводов первого контура (исключая активную зону и TBC), являются история изменения напряженно-деформированного состояния (HДC) в данной зоне и история изменения температуры. Для современных ЯЭУ и штатных режимов эксплуатации уровни температур и амплитуд напряжений не достаточны для развития значительных деформаций ползучести и связанных с ними процессов поврежденности. Основными доминирующими механизмами накопления повреждений в конструктивных узлах ЯЭУ в этих условиях являются многоцикловая усталость, малоцикловая усталость (МЦУ) и термическая усталость.

Для обеспечения безопасной эксплуатации объектов с учетом процессов накопления повреждений необходимо решить две основные проблемы:

 диагностику состояния материала конструктивных узлов на данный момент эксплуатации объекта (выработанный ресурс);

• прогнозирование развития деградационных процессов по доминирующим механизмам (уменьшение остаточной прочности) для будущих возможных процессов эксплуатации (остаточный ресурс) с целью назначения межконтрольного интервала.

Целью данной работы является изложение прогнозной модели и алгоритма оценки выработанного и прогноза остаточного ресурсов основных узлов ЯЭУ, определяющих ее надежность с точки зрения прочности, на базе современных методов механики поврежденной среды.

Особенностью развития процессов поврежденности является их локальный характер в течение практически всего времени эксплуатации. Понятие «повреждение объекта» означает фактически повреждение его опасных зон. Поэтому с точки зрения поврежденности объекты следует рассматривать как совокупность их опасных зон, скорости развития поврежденности по различным механизмам и ресурсные характеристики которых могут сильно различаться из-за различия эксплуатационных условий в этих зонах. По этой причине такие обобщенные понятия как «ресурс объекта» и «остаточный ресурс объекта» на практике трансформируются в аналогичные понятия, относящиеся к каждой опасной зоне индивидуально. В силу сильной нелинейной зависимости скоростей протекания данных процессов от эксплуатационных условий большое значение имеет проблема выявления основных факторов, влияющих на скорости процессов накопления повреждений и установление конкретных характеристик этого влияния.

К основным общим факторам можно отнести следующие:

 связанные с внешними воздействиями, определяемыми условиями эксплуатации объекта;

 технологические, определяющие начальную поврежденность материала конструктивных узлов;

• геометрические, определяющие пространственно-временное распределение физических полей;

 взаимодействия конструктивных материалов с внешними средами и физическими полями различной природы;

• масштабные, играющие большую роль при использовании данных лабораторных испытаний в определении параметров процессов для натурных конструкций;

• статистического разброса параметров физических и технологических процессов, свойств конструкционных материалов.

Для оценки скорости развития процессов поврежденности в опасных зонах объекта, т.е. для оценки выработанного и прогноза остаточного ресурсов, необходимо

• провести анализ инженерного объекта: выявить основные конструктивные узлы, определяющие его ресурс; состав конструкционных материалов; технологию изготовления узлов; начальную дефектность; параметры и историю эксплуатационных воздействий;

• определить доминирующие механизмы развития поврежденности основных конструктивных узлов;

 разработать модели доминирующих процессов исчерпания ресурса с учетом их взаимодействия для оценки скорости накопления повреждений в объеме материала в зависимости от условий эксплуатации объекта;

• провести экспериментальные исследования на лабораторных образцах и расчеты кинетики НДС для выявления опасных зон конструктивных узлов и определения конкретных характеристик процессов деформирования и разрушения в этих зонах;

 создать методики и алгоритмы оперативной оценки выработанного и прогноза остаточного ресурсов узлов объекта в процессе его эксплуатации;

• разработать соответствующие объектно-ориентированные системы, программноаппаратные средства оценки выработанного и прогноза остаточного ресурсов объекта с целью сбора информации о процессах накопления повреждений в конструктивных узлах, получения количественных характеристик остаточного ресурса, установления межконтрольного интервала, получения необходимой информации для принятия решений о продлении срока службы узлов объекта, об их ремонте или замене.

В настоящее время развиваются различные подходы к решению проблемы оценки выработанного и прогноза остаточного ресурсов инженерных объектов в процессе эксплуатации:

 подходы, основанные на диагностике состояний конструкционного материала узлов физическими методами (ультразвуковые, магнитные, акустические и т.д);

• подходы, основанные на измерении некоторых диагностических параметров объекта в процессе эксплуатации (например, диагностика состояния по тренду виброакустических характеристик) и анализе разницы между наблюдаемыми и вычисленными значениями этих параметров;

• подходы, основанные на математическом моделировании развития процессов поврежденности с использованием современных методов механики разрушения, механики поврежденной среды с учетом индивидуальных свойств объекта.

Эффективный результат дает комплексное использование этих подходов.

Разработка прогнозной модели оценки ресурса при доминирующих механизмах усталости должна базироваться на следующих основных положениях:

• моделирование основных физических стадий развития процесса разрушения;

• введение для каждого механизма исчерпания ресурса адекватного «внутреннего времени» процесса;

 учет нелинейного суммирования повреждений при изменении условий нагружения и от различных механизмов исчерпания ресурса;

• формулировка принципов эквивалентности процессов для различных условий нагружения и различных НДС, их эквивалентности экспериментальным данным лабораторных испытаний образцов;

• учет влияния вида траектории деформирования, параметров НДС на скорости процессов;

 учет реальной истории нагружения и влияния истории нагружения на скорости процессов;

• формулировка эволюционных уравнений процессов деформирования и накопления повреждений с учетом их взаимного влияния и критериев, определяющих устойчивость данных процессов;

 разработка на базе эволюционных уравнений процессов деформирования и накопления повреждений алгоритмов оперативной оценки выработанного ресурса, позволяющих с использованием предварительной экспериментальной и расчетной информации в реальном масштабе времени проводить оценку ресурса на объектовых ЭВМ.

Процессы образования и развития макроскопических трещин обусловлены зарождением микродефектов (повреждений) при нестационарной ползучести и усталости, их ростом и слиянием в микроскопические трещины, развитие которых в дальнейшем определяет магистральную макроскопическую трещину.

Микроструктурные повреждения при этом описываются в механике поврежденной среды специальными переменными, характеризующими интегрально-микроскопические процессы. При описании состояния поврежденности через такие переменные необходимо выбрать соответствующие меры количественной оценки параметров процесса накопления повреждений на макроуровне. Эти меры должны быть связаны с какой-либо поддающейся измерению физической величиной, исследование изменения которой позволяет получить связь механических параметров с процессами накопления повреждений на мезоуровне, ввести соответствующие модели влияния поврежденности на физико-механические характеристики и прочность материала и определить из соответствующих экспериментов параметры моделей накопления повреждений.

Поврежденность элементарного объема материала будем измерять величиной ω, являющейся отношением имеющейся объемной доли дефектов к критической.

Реальный процесс накопления повреждений в результате МЦУ при симметричном деформировании цилиндрического образца из стали X18H10T растяжением – сжатием при постоянной амплитуде деформации и температуре 20<sup>0</sup>С показан на рис.1 кривыми 1-4 (амплитуды 0.006, 0.004, 0.002, 0.0015 соответственно). Видно, что ход процесса накопления повреждений зависит от режима нагружения (в данном случае от амплитуды цикла нагружения). Если происходит изменение режима нагружения, то наблюдается переход с одной кривой на другую (рис. 2а, 26, кривая 1 соответствует амплитуде

0.0015, кривая 2 – 0.004). В результате при разрушении суммарное число циклов  $\Sigma \frac{N_i}{N_{fi}}$ 

(N<sub>i</sub> – число отработанных циклов, N<sub>fi</sub> – число циклов до разрушения при данной ампли-



туде) либо меньше единицы (рис.2а), либо больше единицы (рис.2б), что не описывается правилом линейного суммирования повреждений (прямая ОВ).

Кроме того, для нерегулярного нагружения невозможно выделить конкретные циклы и бессмысленно измерять долговечность материала количеством циклов нагружения. Для устранения этого недостатка введем так называемое «внутреннее время» процесса *Z*, измеряемое относительной долей энергии *W*, иду-

щей на образование дефектов:  $Z = \frac{W}{W_f}$ , где  $W_f$  – критическое значение энергии *W*, соответ-

ствующее образованию макроскопической трещины порядка 1 мм [1,2]. Из анализа экспериментальных данных и теоретических соображений следует [1,2], что скорость накопления повреждений можно представить в виде

$$\dot{\omega} = f_1(\beta_1) \cdot f_2(Z) \cdot f_3(\omega) \cdot \dot{Z}, \qquad (1)$$

где функция  $f_1$  учитывает влияние параметров напряженного состояния  $\beta_j$ ,  $f_2$  – влияние затраченной на разрушение относительной энергии Z,  $f_3$  – влияние накопленной поврежденности w на скорость накопления повреждений.

Конкретизируем уравнение (1) в виде [1,2]:

<

$$\dot{\omega} = \frac{\alpha + 1}{r + 1} f(\beta) Z^{\alpha} (1 - \omega)^{-r} < \dot{Z} >$$

$$\dot{Z} >= \begin{cases} \dot{Z} & npu \ \dot{Z} > 0, \ Z > 0 \\ 0 & npu \ \dot{Z} \le 0, \ Z < 0' \end{cases} \qquad Z = \frac{W - W_a}{W_f - W_a},$$
(2)

где  $W_a$  – значение энергии, соответствующее зарождению микродефектов (при  $W < W_a$  влияние накопленной поврежденности на физико-механические характеристики отсутствует);  $\alpha$ , r,  $W_a$ ,  $W_f$  – материальные параметры, являющиеся функциями вида напряженного состояния и температуры T.

Формально интегрируя это уравнение, можно получить единую обобщенную кривую накопления повреждений для данного материала и механизма деградации [1,2]:



Рис. 2. Переход с кривой на кривую в результате изменения режима нагружения

$$\omega = {}^{1} - (1 - y^{\alpha + 1})^{\frac{1}{r+1}}, \qquad (3)$$
$$y = AZ, A = \left[\frac{(\alpha + 1)\int_{0}^{Z} f(\beta)Z^{\alpha}dZ}{2^{\alpha + 1}}\right]^{\frac{1}{\alpha + 1}}.$$

Используя эту кривую легко установить эквивалентность различных процессов накопления повреждений между собой (одинаковые y) и оценить значение выработанного ресурса (текущее значение  $y^*$ ) и остаточного ресурса (1- $y^*$ ).

Обобщенную кривую можно получить из испытаний лабораторных образцов [1].

На базе данного подхода можно построить приближенный алгоритм оценки выработанного ресурса и прогноза остаточного ресурса материала в опасных контролируемых зонах ответственных узлов ЯЭУ в процессе эксплуатации [3]. Сущность этого алгоритма заключается в следующем [1-4].

Представим модель эксплуатации установки в виде некоторой последовательности «стандартных» режимов нагружения. Каждая конкретная установка характеризуется своей индивидуальной последовательностью данных режимов (индивидуальной историей), которая фиксируется в процессе ее эксплуатации.

Предварительно для каждого «стандартного» режима путем соответствующих расчетов краевых задач тепломассопереноса, кинетики напряженно-деформированного состояния, кинетики накопления повреждений выявляются опасные зоны. Для каждой зоны определяются доминирующие механизмы процессов деградации материала, траектории напряжений, полных и упругих деформаций, параметры напряженно-деформированного состояния и т.д. Для разных режимов опасные зоны и механизмы деградации материалов зоны могут быть различны. Далее для каждой зоны, каждого «стандартного» режима и доминирующих механизмов строится уравнение типа (2) с учетом индивидуальных особенностей процессов для каждой зоны и каждого режима нагружения. При эксплуатации установки прохождение «стандартного» режима принимается за квант нагружения, на основе приведенных расчетов для каждой *i*-ой зоны и каждого *j*-го режима с учетом экспериментальной информации определяются значения функций β<sub>ij</sub>, α<sub>ij</sub>, Δ<sub>ij</sub>, Δ<sub>ij</sub>, Δ<sub>ij</sub>, Δ<sub>j</sub>, Δ<sub>j</sub>,

Вся эта информация заносится в базу данных и является исходной для работы оперативной системы оценки ресурса на объектовой ЭВМ. При эксплуатации объекта данные о прохождении конкретного «стандартного» режима поступают в систему оперативной оценки ресурса, и на основе индивидуальной последовательности прохождения режимов интегрируется в каждой опасной контролируемой зоне настроенное на эту зону уравнение типа (2).

Алгоритм интегрирования кинетического уравнения накопления повреждений для каждой зоны заключается в следующем. По мере прохождения режимов копится сумма  $\Sigma \Delta W_{ik}$ . Пока  $\Sigma \Delta W_{ik} < Wa_{ip}$ ,  $\omega_i=0$  (p – номер режима в заданной последовательности прохождения «стандартных» режимов, для которого  $\Sigma \Delta W_{ik} \approx Wa_{ip}$ ). Началу (p+1)-го режима соответствует  $Z_i=0$ ,  $y_i=0$ ,  $\omega_i=0$ ,  $W_i=Wa_{ip}$ . Далее начинается процесс накопления повреждений, зависящий от последовательности прохождения «стандартных» режимов. Для каждого режима нагружения в данной контролируемой зоне в предположении, что установка нагружается только многократным повторением этого режима, на базе экспериментальной информации, полученной из испытаний лабораторных образцов, и рас-

четной информации интегрированием уравнения (2) может быть получена в координатах  $\omega$ -W кривая накопления повреждений типа 1 и 2 (рис.4). Теперь процесс накопления повреждений заключается в выборе кривой, соответствующей данному режиму нагружения, и получении приращений параметров  $\Delta W$ ,  $\Delta Z$ ,  $\Delta y$ ,  $\Delta \omega$ , соответствующих прохождению данного режима. Эта процедура осуществляется в несколько этапов [3]. Пусть после прохождения режима 1 (рис. 3) параметры поврежденности приняли значения  $\omega_1$ ,  $Wa_1$ ,  $Wf_1$ ,  $Z_1$ ,  $y_1$ . Процесс накопления повреждений, соответствующий режиму 1, определяется кривой 1. Пусть после прохождения режима 1 реализуется режим 2, которому соответствует кривая 2. Для того, чтобы продолжить процесс накопления повреждений следует перейти с кривой 1 на кривую 2 (в координатах  $\omega$ -W и  $\omega$ -Z). При этом накопленная поврежденность  $\omega_1$  и обобщенная координата  $y_1$  сохраняются. Переход осуществляется следующим образом. Первоначально вычисляется приращение  $\Delta Wa_{12}$ , соответствующее изменению  $Wa_1$  на  $Wa_2$ :

$$\Delta Wa_{12} = \frac{Wf_1 - W_1}{Wf_1 - Wa_1} (Wa_2 - Wa_1), \quad Wa_{12} = W_1 + \Delta Wa_{12}.$$
(4)

Вычисляется приращение  $\Delta W f_{12}$ , соответствующее изменению  $W f_1$  на  $W f_2$ :

$$\Delta W f_{12} = \frac{W a_{12} - W a_2}{W f_1 - W a_2} (W f_2 - W f_1), \quad W f_{12} = W a_{12} + \Delta W f_{12}.$$
(5)

Вычисляется  $\Delta Wy$ , соответствующее изменению  $A_1$  на  $A_2$ , из условия  $A_1Z_1 = A_2Z_{20}$ :

$$A_{1} = \left[\frac{(\alpha_{1}+1)\int_{0}^{Z_{1}}f_{1}(\beta_{1})Z^{\alpha_{1}}dZ}{Z_{1}^{\alpha_{1}+1}}\right]^{\frac{1}{\alpha_{1}+1}} = f_{1}^{\frac{1}{\alpha_{1}+1}}(\beta_{1}) = const, \qquad (6)$$
$$A_{2} = f_{1}^{\frac{1}{\alpha_{2}+1}}(\beta_{2}), \quad \Delta W_{2} = Z_{1}\left(\frac{A_{1}}{\alpha_{1}}-1\right).$$

Окончательно вычисляются начальные точки, соответствующие поврежденности  $\omega_1$  на кривой режима 2 в координатах  $\omega \sim W$  и  $\omega \sim Z$ :



Рис. 3. Иллюстрация к алгоритму интегрирования кинетического уравнения накопления повреждений для каждой зоны
$$W_{20} = W_{f_{12}} + \Delta W_{y}, \qquad Z_{20} = \frac{A_1 Z_1}{A_2} = \frac{W_{20} - Wa_2}{W_{f_2} - Wa_2}.$$
(7)

После этого вычисляется приращение поврежденности  $\Delta\omega_2$ , соответствующее прохождению режима 2. Текущее положение точки на кривой  $\omega_i(y_i)$  характеризует выработанный и остаточный ресурсы материала в данной *i*-ой опасной зоне на данный момент эксплуатации установки. Скорость исчерпания остаточного ресурса ( $\omega_f - \omega_i$ ) зависит от последующего чередования режимов эксплуатации (от последующей истории). Задавая различные будущие режимы эксплуатации, можно прогнозировать исчерпание остаточного ресурса и оптимизировать, если это необходимо, условия эксплуатации установки.

Для аттестации данного алгоритма оценки ресурса материала в опасных зонах объекта были проведены испытания на малоцикловую усталость гладких цилиндрических образцов и цилиндрических образцов с концентраторами в виде кольцевых выточек в рабочей части образца из стали 08Х18Р10Т при различных блочных режимах нагружения растяжением-сжатием [1]. Результаты экспериментов были сопоставлены с результатами расчетов. Например, были рассчитаны долговечности цилиндрического образца (диаметр рабочей части 29 мм, радиус кольцевой выточки R=8.5 мм, рис. 5) для различных режимов нагружения (заданный закон изменения  $\Delta l/l_0$  на базе  $l_0=30$  мм, рис. 4): режим 1 – постоянная амплитуда  $\Delta l/l_0$  =0.2%; режим 2 - постоянная амплитуда  $\Delta l/l_0 = 0.1\%$ ; режим 3 – постоянная амплитуда  $\Delta l/l_0$  =0.05%; режим 4 – блочное нагружение: режим 3 - 2000 циклов, затем режим 2 - 200 цик-



Рис. 4. Лабораторный цилиндрический образец с кольцевой выточкой

лов, затем режим 1 – до разрушения; режим 5 – блочное нагружение: режим 1 – 200 циклов, режим 2 – 200 циклов, режим 3 – до разрушения; режим 6 – блочное нагружение: режим 3 – 200 циклов, режим 1 – 5 циклов, режим 3 – 200 циклов и т.д. В табл. 1 приведено сопоставление экспериментальных долговечностей и расчетных по предлагаемому алгоритму.

Режим нагружения	N <sub>f</sub> (эксперимент)	N <sub>f</sub> (прогноз)		
1	522-600	520		
2	1297-1358	1380		
3	3772-4093	3200		
4 (3→2→1)	2357	2350		
5 (1→2→3)	2335-3285	2310		
6 (3→1→3→1)	2980	2395		
Критерий останова	Видимая трещина, падение нагрузки на 30%	$\omega_f \approx 0/8$		

Таблица 1

# Литература

1. *Казаков Д.А., Капустин С.А., Коротких Ю.Г.* Моделирование процессов деформирования и разрушения материалов и конструкций. – Н.Новгород: изд-во ННГУ, 1999. - 226 с.

2. *Митенков Ф.М., Городов Г.Ф., Коротких Ю.Г., Пичков С.Н*.Машиностроение. Энциклопедия. Надежность машин. Т. VI-3. Гл. 4.1./Под общ. ред. В.В. Клюева – М: Машиностроение, 1998. -С. 368-408.

3. *Коротких Ю.Г.* Методология оперативной оценки выработанного ресурса при неизотермической усталости: Всесоюз. межвуз. сб./Прикладные проблемы прочности и пластичности. Численное моделирование физико-механических процессов. - Н.Новгород, 1991 - С. 126-132.

4. *Митенков Ф.М., Коротких Ю.Г., Городов Г.Ф., Пичков С.Н. и др.* Определение и обоснование остаточного ресурса машиностроительных объектов при долговременной эксплуатации / Проблемы машиностроения и надежности машин. - М.: РАН. – 1995. - №1. - С. 5-13.

Поступила в редакцию 13.02.2001

УДК 621.039.53

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ДВУХ ТИПОВ ПРИБОРОВ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО АНАЛИЗА ДЛЯ ВЫБОРОЧНОЙ ПРОВЕРКИ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

# О.В. Кривошеина

P

Московский государственный инженерно-физический институт (технический университет), г. Москва

> В статье рассмотрена методология выборочной проверки ядерных материалов с использованием двух типов неразрушающего анализа – качественного и количественного определения ядерного материала. Совместное использование приборов существенно уменьшает затраты на проверку и позволяет решать задачи обнаружения хищения различного количества ядерного материала из учетной единицы. Предложен новый метод расчета размера выборки – с помощью диаграмм.

Одной из приоритетных задач Госатомнадзора России является надзор за системой государственного учета и контроля ядерных материалов, осуществляемый посредством инспекций на поднадзорных установках. Инспекции систем учета и контроля ядерных материалов основываются на проверке

• организации системы учета и контроля;

- учетной и отчетной документации;
- применения средств контроля доступа к ядерным материалам;

• качества измерительных систем, применяемых оператором для контроля ядерных материалов;

• наличия ядерных материалов путем проведения измерений [1].

Проведение надзорным органом независимых измерений ядерных материалов является одним из основных инструментов обеспечения достоверности получаемой информации и помогает объективно оценить эффективность системы учета и контроля ядерных материалов в эксплуатирующей организации и ее соответствие требованиям нормативной документации.

Для проведения подтверждающих измерений фактически наличного ядерного материала инспекторами Госатомнадзора используются приборы неразрушающего контроля. В последнее время методы неразрушающего анализа стали важным аналитическим средством при проведении измерений для систем контроля и учета ядерных материалов; они являются более быстрыми, дешевыми и доступными, чем разрушающие химические методы, требуют меньшей подготовки персонала, проводящего измерения, не производят каких-либо значительных изменений в состоянии исследуемого материала, исключают потери самого материала и не создают радиоактивных отходов. Более того, определенные виды ядерного материала (отходы в контейнерах, свежие топливные сборки реакторов и т.п.) можно измерить только с помощью приборов неразрушающего контроля.

© 0.В. Кривошеина, 2001

В настоящее время отделы инспекций Госатомнадзора России и многие предприятия Минатома оснащены приборами неразрушающего контроля ядерных материалов – гамма-спектрометрами и счетчиками нейтронных совпадений. Но для успешного выполнения задач измерений необходимо решение некоторых проблем методического, технического и организационного характера.

На сегодняшний момент в России отсутствуют документы федерального уровня, устанавливающие единую систему требований норм и правил в области учета и контроля ядерных материалов, включая измерения ядерных материалов; идет процесс разработки нормативной базы. Однако необходимо несколько лет для ее превращения в строгую иерархическую систему законов, федеральных нормативов, регулирующих и руководящих документов различного уровня, которые будут определять требования и порядок функционирования всех звеньев системы государственного учета и контроля ядерных материалов на всех уровнях.

При малых количествах проверяемых учетных единиц (УЕ) с ядерным материалов измерениям подвергаются, как правило, все учетные единицы партии ядерного материала. Когда же количество заявленных единиц превышает десятки, сотни и тысячи штук, измерение всех ядерных материалов затруднено по соображениям временного и экономического характера. Поэтому при инспекторских проверках ядерных материалов должны применяться методы выборочной проверки с использованием принятых пороговых количеств и уровня доверительной вероятности.

С учетом актуальностьи проблемы, связанной с организацией проведения подтверждающих измерений, возникла необходимость проведения дополнительных исследований и создания на основе анализа существующей и предполагаемой систем учета и контроля ядерных материалов эффективных методических рекомендаций по организации инспекций с использованием приборов неразрушающего анализа.

В настоящее время Госатомнадзором России проводится анализ подхода к выборке измеряемых ядерных материалов с учетом опыта Министерства энергетики США, МАГАТЭ, имеющих большую практику применения неразрушающих методов контроля. Данный анализ необходим для нахождения оптимального решения задач инспектора Госатомнадзора России при проведении измерений ядерных материалов в соответствии со спецификой имеющихся приборов, аттестованных методик, специализацией поднадзорных организаций, а также будет полезен и самим организациям при выполнении подтверждающих измерений.

В соответствии с практикой министерства энергетики США и МАГАТЭ инспекционная деятельность при проведении инспекции подразделяется на два типа: проверка атрибутов и проверка переменных.

При проверке атрибутов главной целью является обнаружение «дефекта», равного одному из количественных критериев принятия/непринятия данных, представленных персоналом установки. С точки зрения инспектора «дефектом» является существенное несовпадение данных измеряемой УЕ с данными, представленными персоналом установки. Независимые измерения инспектора, проводимые по принципу «да-нет», носят качественный характер и не требуют применения точных методов измерения. Результатом этих измерений является качественное заключение инспектора о принятии или непринятии с известной вероятностью полученных данных, представленных персоналом установки.

Результатом проверки переменных является количественное заключение инспектора надзорного органа относительно принятия/непринятия данных, заявленных персоналом установки с известной вероятностью и ошибкой измерений [2].

В первую очередь при проверке атрибутов определяется пороговое количество *G* ядерного материала, которое было изъято из партии учетных единиц последствием од-

ного или более хищений (изъятий) из каждой единицы. Учетная единица, как имеющая атрибут дефекта или без дефекта, определяет большое хищение [3]. Для пояснения задачи обозначим через *N* общее число учетных единиц в некоторой конечной исследуемой совокупности (партии) и положим, что *D* из них обладают некоторыми свойствами, которые отличаются от свойств остальных учетных единиц этой совокупности. В дальнейшем учетные единицы *D* рассматриваются как «дефекты». Нашей задачей является обнаружение с заданной вероятностью количества дефектов *D* в исследуемой совокупности. План выборки по атрибутам имеет высокую вероятность (больше или = 90%) определения хотя бы одного дефекта, когда число дефектов таково, что полное количество изъятого из совокупности, есть *G*. Размер выборки определяется количеством *G*, количеством ядерного материала в учетной единице и риском неопределения хотя бы 1 дефекта в выборке.

Примем следующие обозначения:

n – размер выборки,

N – общее количество единиц в совокупности,

β – вероятность неопределения хотя бы 1 дефекта (из D) в выборке,

d = G/A - число контейнеров, необходимое для получения количества G,

G – пороговое количество ядерного материала,

А – масса U-235 в каждом контейнере.

В соответствии с гипергеометрическим распределением, определяющим размер выборки из совокупности учетных единиц без повтора,

$$n = \frac{1}{2} (^2 N - d + 1) (1 - \beta^1 / d).$$
(1)

Часто это замещается приближением

$$n = N\left(1 - \beta^{1}/d\right), \tag{2}$$

основанным на биноминальном распределении. Этот размер выборки больше, чем основанный на гипергеометрическом распределении [3].

Данный подход предполагает определение только больших дефектов, сравнимых с *G* или массой U-235 (или Pu) в учетной единице.

Для нахождения малых дефектов в учетной единице (сравнимых с чувствительностью прибора) предположим, что  $d = G/\gamma A$  - число контейнеров, необходимое для получения количества *G* ядерного материала изъятием из каждого контейнера  $\gamma A$  ( $\gamma$  - доля изъятого из каждого контейнера);  $\gamma$ =1 для больших дефектов и  $\gamma = \gamma_0$  для малых дефектов, где  $\gamma_0$  определена чувствительностью прибора.

Количество *A* в учетной единице играет важную роль при вычислении размера выборки. Рекомендуется брать *A* как среднее количество ядерного материала для всех учетных единиц с допуском ± 25% от среднего [4].

Использование подобного подхода (ү=ү₀) предполагает определение только малых дефектов; количество попавших в выборку учетных единиц (для определения малых дефектов) недостаточно для нахождения больших дефектов.

Задача инспектора при разработке плана проверки – достичь желаемого значения β для широкого диапазона значений γA, т.е. как нахождение больших (γ=1), так и малых дефектов (γ=γ<sub>0</sub>). Для достижения поставленной задачи в данной работе предлагается взаимодополняющее использование обоих типов проверки; при этом предполагается использование приборов двух типов – качественного и количественного характера. Применение приборов двух типов целесообразно, т.к. количество измерений для качественного определения типа ядерного материала совсем необязательно выполнять точным прибором. Для решения атрибутивной задачи (да-нет) можно использовать приборы, определяющие только наличие или отсутствие ядерного материала в учетной еди-

нице, а для количественной оценки измерения использовать приборы с заданной погрешностью измерения. Использование приборов двух типов существенно сокращает затраты на проведение инспекции, т.к. время измерения одной учетной единицы прибором качественного характера обычно в 3 раза меньше времени измерения прибором количественного характера.

Обозначим через  $n_1$  - число учетных единиц, которое измеряется прибором качественного определения типа ядерного материала (метод 1);  $n_2$  - число учетных единиц, которое измеряется прибором количественного определения изотопного состава (количества) ядерного материала (метод 2).

Рассмотрим план выборки, при котором общий размер выборок  $n_1+n_2 = n_a$  выбирается при использовании атрибутивной формулы для  $n_a$  для желаемого значения и для наименьшего числа дефектов, дающих возможность получить целевое количество общего изъятия. Другими словами, мы рассчитываем по формуле (1) или (2)

$$n_a = \frac{1}{2} (2N - d + 1) (1 - \beta^{1/d})$$

или

$$n_a = N \left( \frac{1 - \beta^1}{d} \right).$$

Таким образом, сначала рассчитаем значение  $n_a$ , а затем  $n_2$ , которое, в свою очередь, используется для расчета  $n_1$ , т.к.  $n_1 = n_a - n_2$ .

Инспектор выбирает  $n_2$  таким образом, чтобы  $\beta$  достигалось для широкого диапазона значений  $\gamma_2 A$ . Атрибутивный размер выборки  $n_a$  рассчитывается при использовании d и  $\beta$ . При данном подходе инспектору необходимо, чтобы  $\beta$  обязательно достигалось в соответствии с  $\gamma_2 A$ . Метод, который мы обсуждаем при данном подходе, не является очень эффективным для поддержания  $n_2$  на возможно минимальном уровне. Это происходит по причине того, что мы рассчитываем  $n_2$  таким образом, как если бы измерения, сделанные по методу 1, не приносили никакого вклада в вероятность обнаружения при  $\gamma_2 A$ . Этим можно или нельзя пренебрегать в зависимости от того, насколько существенно влияние со стороны метода 1 [5]. В соответствии со спецификой приборов, используемых в практике инспекторской деятельности, допускаем, что приборы качественного характера, выполняющие измерения методом 1, не вносят никакого вклада в вероятность обнаружения при нахождении дефектов  $\gamma_2 A$ .

В нашем случае, когда γ<sub>2</sub>A является дефектом атрибутивного размера для метода 2, используем атрибутивную формулу во второй раз, чтобы рассчитать значение *n*<sub>2</sub>:

$$n_2 = \frac{1}{2} (2N - r + 1) (1 - \beta^{1/d2})$$
(3)

или

$$n_2 = N \left( 1 - \beta^1 / d^2 \right), \tag{4}$$

где  $d_2 = G/\gamma_2 A$ , а  $\gamma_2 = 4\delta$ , ( $\delta$  - суммарная относительная погрешность методики измерения[6]).

Предполагается, что измерения методом 2 окажутся несколько более дорогостоящими по сравнению с методом 1. По этой причине ищем такие значения размеров  $n_1$  и  $n_2$ , чтобы значение  $\beta$  достигалось во всем диапазоне значений  $\gamma A$ , при этом значение  $n_2$  выбирается насколько возможно малым.

В настоящее время для выборочной проверки совокупности учетных единиц используется только один прибор. Подход к выборочной проверке, изложенный выше, предлагает не только нахождение крупных и мелких дефектов, но и существенно сокращает затраты на проверку учетных единиц с ядерным материалом.

Например, мы имеем совокупность из 100 учетных единиц с высокообогащенным

ураном при массе U-235 в одной учетной единице -1 кг. Предполагается использование одного прибора количественного характера с  $\delta$  = 3% и временем измерения 1000 с. Размер выборки при расчете по атрибутивной формуле (без учета погрешности прибора)

n = 100 (1- 0,05<sup>1/8</sup>) = 31,2 ≈ 31 учетная единица.

Время измерения всех учетных единиц *T*<sub>o</sub> = 31000 с = 516 мин.

Проведем проверку той же совокупности учетных единиц двумя приборами — качественного определения материала и прибоа с  $\delta = 3\%$ . Общий размер выборки остался неизменным

 $n_0 = 100 (1-0.05^{1/8}) = 31.2 \approx 31$  учетная единица.

Размер выборки при учитывании погрешности прибора δ = 3% составил

 $n_2 = 100 (1 - 0.05^{1/67}) = 4.3 \approx 5$  учетных единиц.

Размер выборки для измерения качественным прибором

*n*<sub>1</sub> = 31-5 = 26 учетных единиц.

В соответствии с общепринятой практикой время измерения прибором качественного характера 100-300 с, для нашего случая примем 180 с.

*T*<sub>2</sub> = 5\*1000 = 5000 с = 83 мин.

Или при одновременном использовании обоих приборов

Таким образом, рассмотрев оба случая, мы можем сделать вывод, что использование двух приборов существенно уменьшает затраты на проведение инспекции. Так, в первом случае мы затратили на проведение измерений 516 минут, а во втором - 161 минут при использовании двух приборов последовательно или 83 минут при использовании двух приборов параллельно.

Для наглядности определения диапазона обнаружения дефектов построим зависимости вероятности обнаружения от количества дефектов, используя выше полученные результаты (рис.1).

Из рис. 1 видно, что при данном подходе (использовании двух приборов – качественного определения материала (n=26) и прибора с  $\delta = 3\%$  (n=5)) существует уязвимая область обнаружения дефектов (средняя область), что соответствует выявлению третьего вида дефекта – частичного дефекта. Вероятность обнаружения дефектов в дан-



Рис. 1. Вероятность обнаружения при использовании двух приборов – качественного определения материала (*n*=26) и прибора с δ = 3% (*n*=5)

ной области снижается до 0,65, а затем опять возрастает при увеличении числа дефектных единиц. Для решения проблемы в нашем случае можно предложить два варианта:

• использование для проверки совокупности учетных единиц третьего прибора с погрешностью измерения 7-10% (для обнаружения частичных дефектов),

• снижение вероятности обнаружения дефектов при проверке для получения единой вероятности обнаружения для всего диапазона предполагаемых дефектов.

Каждый из этих вариантов имеет свои преимущества и недостатки, зависящие от целей проверки, наличия приборной базы, временных ресурсов и т.д., и требует отдельного рассмотрения.

Дополнительно для расчета размера выборки в данной работе предлагается использовать диаграммы (рис.2). На рис. 2 показаны зависимости коэффициента выборки *К* от массы U-235 *A* в учетной единице. Коэффициенты были рассчитаны в соответствии с формулами (2),(4) при вероятности обнаружения 0,95. Зависимость 1 на рисунке получена с помощью формулы  $K=1-\beta^{1/d}$ , зависимости 2,3 - с использованием в формулах погрешности методики измерения -  $K=1-\beta^{1/d2}$ , где  $d_2 = G/4\delta A_{.}$  Конечный результат – размер выборки рассчитывается как n = NK, где N - число учетных единиц в проверяемой совокупности.

# ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для целей надзора за учетом и контролем ядерных материалов в работе предложены методы расчета размеров выборки при проверках совокупностей учетных единиц с ядерным материалом с использованием приборов двух типов в зависимости от переключения ядерного материала (определение «больших», «частичных» и «малых» дефектов).

Проведенные исследования показывают, что использование двух типов приборов неразрушающего контроля существенно уменьшает затраты на проведение проверки (в первую очередь временные). Привлекательность полученных результатов позволяет продолжить исследования в этом направлении.



Рис. 2. Коэффициент выборки для высокообогащенного урана

# Литература

1. Типовая программа целевой инспекции систем учета и контроля ядерных материалов РД-08-16-98 (Госатомнадзор России).

2. International Atomic Energy Agency (IAEA) SAFEGUARDS. Statistical Concepts and Techniques. Vienna, 1989.

3. Statistical Sampling Plans for Prior Measurement Verification and Determination of the SNM Content of Inventories, prepared by C.F.Piopel, R.J.Brouns, 1982.

4. *Hough C.G., Schneider R.A., Stewart K.B.* Example of Verification and Acceptance of Operator Data – Low Enriched Uranium Fabrication: BNWl – 1852, Pacific Northwest Laboratory, 1974.

5. Франклин М. Вероятность обнаружения с помощью одного и двух методов измерения: Метод. пособие. - ФЭИ, 1998.

6. Уран. Неразрушающий гамма-спектрометрический метод определения массовой доли U-235: Отраслевая инструкция ОИ-001.456-99. - ГНЦ РФ-ВНИИНМ, 1999.

Поступила в редакцию 19.02.2001

УДК 51-72:621.0.39.534

P

# ДИНАМИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КОНДЕНСАТОРА АЭС ДЛЯ ТРЕНАЖЕРА

## А.А. Казанцев, В.А. Левченко

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

В статье кратко излагается описание математической модели двухфазного неравновесного теплообменника - конденсатора, разработанного для тренажера АЭС.

За последние несколько лет силами коллектива ЭНИМЦ МС (Экспериментальный научно-исследовательский и методический центр «Моделирующие системы» г. Обнинск) разработан ряд тренажеров для энергоблоков с ВВЭР.

Турбинное отделение является значительно более сложным для моделирования, прежде всего из-за наличия оборудования, работающего в двухфазной области, особенно при низких давлениях. В рамках этой работы был создан ряд моделей, пригодных для полномасштабных тренажеров. Среди них модель конденсатора, основанная на термодинамическом неравновесном представлении процессов генерации и конденсации пара.

Модель основана на представлении конденсатора в виде двух объемов парогазовой смеси с каплями над зеркалом испарения и конденсатом с пузырями пара под зеркалом испарения.

В модели учитываются следующие процессы:

 конденсация пара на теплообменных трубках, которая рассчитывается с учетом «отравления» конденсатора неконденсирующимся газом (воздухом);

 объемная конденсация/испарение при распылении капель воды в паровой объем или резком повышении давления учитывается в неравновесном приближении (упрощенно рассматривается процесс осаждения взвешенных капель жидкости на поверхность конденсата в приближении апериодического звена);

 вскипание жидкости (конденсата) при понижении давления в неравновесном приближении и всплытие паровых пузырей к поверхности раздела конденсата и парогазового объема в приближении апериодического звена.

Модель всережимная и обеспечивает описание процессов вплоть до полного залива или заполнения всего объема конденсатом или парогазовой смесью, в том числе либо паром, либо парогазовой смесью.

# СИСТЕМА ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНЫХ УРАВНЕНИЙ ДЛЯ РАСЧЕТА ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ В КОНДЕНСАТОРЕ ТУРБОУСТАНОВКИ

Расчетная система дифференциальных уравнений, описывающая изменение параметров в конденсаторе турбоустановки, включает в себя уравнение Дальтона, уравнение

© А.А. Казанцев, В.А. Левченко, 2001

сохранения объема, уравнение сохранения энергии парового объема конденсатора (объем над зеркалом испарения, объем 1), уравнение сохранения энергии водяного объема конденсатора (объем под зеркалом испарения, объем 2).

Согласно закону Дальтона, давление в корпусе конденсатора  $p_{\textit{бак}}$  (равное давлению воды в объеме 2) равно сумме парциальных давлений пара  $p_{st1}$  и воздуха  $p_{a1}$  в объеме 1:

$$p_{6a\kappa} = p_{st1} + p_{a1}. \tag{1}$$

Из уравнения идеального газа

$$p_{a1} = m_{a1}R(t_a + 273, 15),$$
 (2)

где  $m_{a1}$  - масса воздуха в объеме 1, R – газовая постоянная воздуха,  $t_a$  - температура воздуха в градусах Цельсия. Принимается, что в объеме 1  $t_a=t_s$ , где  $t_s(p_{st1},h_{st1})$  - температура пара в объеме 1,  $h_{st1}$  - удельная энтальпия пара в том же объеме.

Подставив выражение (2) в уравнение (1) и продифференцировав полученное выражение по времени, получим

$$\frac{dp_{6ak}}{d\tau} = \frac{dp_{st1}}{d\tau} + R(t_s(p_{st1}, h_{st1})) + {}^{273,15}) \frac{dm_{a1}}{d\tau} + Rm_{a1} \left[ \left[ \frac{\partial t_s(p_{st1}, h_{st1})}{\partial p_{st1}} \right]_h \frac{dp_{st1}}{d\tau} + \left[ \frac{\partial t_s(p_{st1}, h_{st1})}{\partial h_{st1}} \right]_p \frac{dh_{st1}}{d\tau} \right]$$
(3)

Окончательно из уравнения Дальтона имеем

$$\frac{dp_{bak}}{d\tau} + \left(-Rm_{a1}\left(\frac{\partial t}{\partial p_{st}}\right)_{h} - 1\right)\frac{dp_{st}}{d\tau} + \left(-Rm_{a1}\left(\frac{\partial t}{\partial h_{st}}\right)_{p}\right)\frac{dh_{st}}{d\tau} = R(t_{a1} + 273.15)\frac{dm_{a1}}{d\tau}.$$
(4)

Из уравнения (4) видно, что в качестве основных независимых переменных модели конденсатора турбоустановки выбраны следующие производные:  $\frac{dp_{\textit{бак.}}}{d\tau}, \frac{dp_{\textit{sdat.}}}{d\tau}, \frac{dp_{m}}{d\tau}, \frac{dp_{m}}{d\tau}, \frac{dp_{m}}{d\tau}, \frac{dp_{m}}{d\tau}, \frac{dp_{m}}{d\tau}, \frac{dp_{$ 

ним также относится производная  $\frac{dh_{l^2}}{d\tau}$ , которая содержится в других расчетных уравнениях ( $h_{l^2}$  - удельная энтальпия воды в объеме 2).

Условие постоянства объема конденсатора, записанное через основные переменные модели, выводится из равенства

$$\frac{dV_1}{d\tau} + \frac{dV_2}{d\tau} = 0, \qquad (5)$$

где  $V_1$  и  $V_2$  - соответственно величины объемов 1 и 2 конденсатора. Для того, чтобы записать равенство (5) через независимые основные переменные модели, представим слагаемые в виде

$$\frac{dV_{1}}{d\tau} = \frac{d}{d\tau} \Big( m_{st1} v_{st1} + m_{l1} v / \Big), \tag{6}$$

$$\frac{dV_2}{d\tau} = \frac{d}{d\tau} \left( m_{l^2} v_{l^2} + m_{st^2} v / / \right).$$
(7)

Уравнение сохранения объема принимает вид

$$\frac{d}{d\tau} \left( m_{st1} v_{st1} (p_{st1}, h_{st1}) + m_{l1} v / (p_{\delta a \kappa}) \right) + \frac{d}{d\tau} \left( m_{l2} v_{l2} (p_{\delta a \kappa}, h_{l2}) + m_{st2} v / / (p_{\delta a \kappa}) \right) = 0.$$
(8)

47

Раскрывая скобки, получим

$$\begin{pmatrix} m_{l2} \frac{\partial^{v}_{l2}}{\partial^{p}_{6a\kappa}} + m_{st2} \frac{\partial^{v}/\prime}{\partial^{p}_{6a\kappa}} + m_{l1} \frac{\partial^{v}}{\partial^{p}_{6a\kappa}} \frac{d^{p}}{d\tau} + \left( m_{st1} \frac{\partial^{v}_{st1}}{\partial^{p}_{st1}} \right) \frac{d^{p}_{st1}}{d\tau} + \left( m_{l2} \frac{\partial^{v}_{l2}}{\partial^{h}_{l2}} \right) \frac{d^{h}_{l2}}{d\tau} = -\frac{dm_{l2}}{d\tau} v_{l2} - \frac{dm_{st1}}{d\tau} v_{st1} - \frac{dm_{st2}}{d\tau} v/\prime} - \frac{dm_{l1}}{d\tau} v/\prime}{d\tau}$$
(9)

где  $m_{l2}$ ,  $m_{st2}$  - соответственно массы водяной и паровой фаз (паровые пузыри) в объеме 2;  $m_{l1}$ ,  $m_{st1}$  - соответственно массы водяной (капли) и паровой фаз в объеме 1;  $v_{l2}$ , v'' - удельные объемы воды и водяного пара (сухой насыщенный пар при давлении  $p_{6ak}$ ) в объеме 2; v', v'' - удельные объемы воды (вода на линии насыщения при давлении  $p_{6ak}$ ) и водяного пара в объеме 1.

Принималось во внимание, что каждая из составляющих смеси воздуха и водяного пара над зеркалом испарения занимает полностью объем V<sub>1</sub>.

Использовалось дифференциальное уравнение сохранения энергии для паровой и газовой смеси в объеме 1 для открытой системы [11] следующего вида:

$$dQ^{(1)} = dH^{(1)} - V_{1} dp_{\delta a \kappa} - \sum_{i} dM_{i} \left\{ \frac{h_{BXi}}{h_{BbIXi}} \right\} - \sum_{k} (dMh)_{k}^{BHYMP} (1).$$
(10)

Здесь и далее фигурная скобка введена для обозначения функции выбора одной из двух величин: энтальпии внутри объема или энтальпии, приносимой в объем. Выбор либо величины в «числителе», либо величины в «знаменателе» производится в зависимости от направления потока, поскольку направление всегда известно до начала расчета модели.

Дифференцирование по времени дает

$$\frac{dQ(1)}{d_{\tau}} = \frac{dH(1)}{d_{\tau}} - V_1 \frac{dp_{\text{ back}}}{d_{\tau}} - \sum_i G_i \left\{ \frac{h_{\text{BX}i}}{h_{\text{BblX}i}} \right\} - \sum_k (Gh)_k^{\text{BHymp}(1)}.$$
(11)

Здесь  $dQ^{(1)}$  - количество тепла, подводимое (или отводимое) к объему за счет процессов теплопередачи и фазовых переходов на границе среды в объем 1 за время  $d\tau$ ;  $dH^{(1)}$  - изменение энтальпии среды в объеме 1 за время  $d\tau$ ; предпоследнее слагаемое описывает приток энтальпии в объем 1 из турбоустановки и атмосферы или унос энтальпии в

обратном направлении; слагаемое  $-\sum_{k} (Gh)_{k}^{Bhymp\ (1)}$  описывает унос энтальпии из объема

1 в объем 2 или приток энтальпии в обратном направлении; *G*<sub>i</sub> - массовый расход i-го

потока из турбоустановки или атмосферы в объем 1;  $G_k^{ghymp(1)}$  - массовый расход паровой или жидкой фазы из объема 1 в объем 2.

Объем 1 связан с выхлопом турбины, БРУ-К, системой аварийного срыва вакуума и.т.д. Объем 2 имеет связи с БРУ-К и выходом из конденсатора (линия отвода конденсата). Для моделирования смешения всех потоков используется отдельная программа, рассчитывающая итоговые потоки массы и энергии (произведение расхода на энтальпию). Далее эти потоки массы и энергии учитываются суммарно для каждого из рассматриваемых объемов

Для того, чтобы записать уравнение (11) через основные независимые переменные, величину *H*<sup>(1)</sup> представим следующим образом:

$$H^{(1)} = m_{a1}h_{air} + m_{st1}h_{st1} + m_{l1}h/, \qquad (12)$$

где *h<sub>air</sub>, h*′ - соответственно удельные энтальпии воздуха и жидкой фазы (капли влаги) в объеме 1. Продифференцируем левую и правую части уравнения (12):

$$\frac{dH^{(1)}}{d\tau} = \frac{dm_{a1}}{d\tau}h_{air} + m_{a1}\frac{dh_{air}}{d\tau} + \frac{dm_{st1}}{d\tau}h_{st1} + m_{st1}\frac{dh_{st1}}{d\tau} + \frac{dm_{l1}}{d\tau}h/ + \frac{dh/}{d\tau}m_{l1}.$$
 (13)

Далее преобразуя правую часть равенства (13), имеем

*(*1)

$$\frac{dH^{(1)}}{d\tau} = h_{air} \frac{dm_{a1}}{d\tau} + m_{a1}c_{p} \frac{dt_{s}(p_{st1}, h_{st1})}{d\tau} + h_{st1} \frac{dm_{st1}}{d\tau} + m_{st1} \frac{dh_{st1}}{d\tau} + m_{st1} \frac{dh_{st1}}{d\tau} + h_{st1} \frac{dh_{st1}}{d\tau} + \frac{dh_{st1}}{d\tau} + \frac{dh_{st1}}{d\tau} + \frac{dh_{st1}}{d\tau} + \frac{dh_{st1}}{d\tau} \frac{dh_{st1}}{d\tau} + \frac{h_{st1}}{d\tau} + \frac{$$

$$\frac{dt_{s}(p_{st_{1}},h_{st_{1}})}{d\tau} = \left(\frac{\partial t_{s}}{\partial p_{st_{1}}}\right)_{h} \frac{dp_{st_{1}}}{d\tau} + \left(\frac{\partial t_{s}}{\partial h_{st_{1}}}\right)_{p} \frac{dh_{st}}{d\tau}, \qquad (15)$$

где *с<sub>раіг</sub>* - удельная теплоемкость воздуха при давлении воздуха в конденсаторе. Выражения для других слагаемых уравнения (11):

$$\sum_{i} \frac{dM_{i}}{d\tau} \left\{ \frac{h_{gxi}}{h_{gbixi}} \right\} = gh_{air} + g_{tur} x_{tur_aut} h //, \qquad (16)$$

$$\sum_{k} \frac{(dMh)_{k}^{BHymp(1)}}{d\tau} = g_{_drep} \left\{ \frac{0}{g_{_drep}(h//-h/)} \right\} + g_{_2} \left\{ \frac{g_{_2}h//}{-g_{_2}h//} \right\} + sig_{_bubl} \left\{ \frac{sig_{_bubl}h//}{0} \right\} + sig_{_drep} \left\{ \frac{-sig_{_drep}h/}{0} \right\},$$
(17)

$$\frac{dQ^{(1)}}{d\tau} = Q_{w1} + Q_{1} - Q_{s1_{l}2} + Q_{l_{1}s1} - D_{kp}h/.$$
(18)

Здесь *g* – массовый расход воздуха, поступающий в конденсатор; *g\_tur* - массовый расход влажного пара, поступающего в конденсатор из турбоустановки;

g\_drop - масса сухого насыщенного пара, поступающего в единицу времени в объем 1 при испарении капель влаги в этом объеме;

g\_2 - масса сухого насыщенного пара, поступающего в объем 1 или уходящего из объема 1 через зеркало испарения;

*sig\_bubl* - масса сухого насыщенного пара, поступающего в объем 1 из объема 2 с пузырями пара за счет конвекции;

*sig\_drop* - масса влаги (капли), уходящей из объема 1 в объем 2 за счет конвекции; *x\_tur\_out* - степень сухости пара на выходе из турбоустановки;

*Q*<sub>\_1</sub> - количество тепла, отдаваемое в единицу времени при конденсации пара в объеме 1 на поверхности теплообмена;

*Q\_w*<sup>1</sup> - количество тепла, отдаваемое рабочей средой 1 объема в единицу времени металлоконструкциям конденсатора;

*Q*<sub>s1\_/1</sub> - количество тепла, передаваемое от пара 1 объема к воде в 2 объеме;

*Q*<sub>l1\_s1</sub> - количество тепла, передаваемое от капель 1 объема к пару в 1 объеме;

*D<sub>kp</sub>* - дополнительная конденсация переохлажденного пара (кг/с) в паровом объеме 1. Окончательно уравнение сохранения энергии для объема 1 имеет вид

$$\begin{pmatrix} -V_{1} + m_{l1} \frac{dh}{dp}_{\delta a \kappa} \end{pmatrix} \frac{dp}{d\tau} \frac{da}{d\tau} + \begin{pmatrix} m_{a1}c_{p}a \left(\frac{\partial t_{s}}{\partial p_{s}t}\right)_{h} \end{pmatrix} \frac{dp}{d\tau} \frac{st}{d\tau} + \begin{pmatrix} m_{st} + c_{p}a \left(\frac{\partial t_{s}}{\partial h_{s}t}\right)_{p}m_{a1} \end{pmatrix} \frac{dh_{st}}{d\tau} = \\ = g_{drap} \begin{cases} 0 \\ \frac{g_{drap}(h//-h/)}{g_{drap}(h//-h/)} \end{cases} + g_{2} \begin{cases} \frac{g_{2}h}{g_{2}h} \end{pmatrix} + sig_{bubl} \begin{cases} \frac{sig_{bubl}}{g_{bbl}} \end{pmatrix} + sig_{bubl} \end{cases} + sig_{a}drap \begin{cases} \frac{sig_{bbb}}{g_{bb}} \end{pmatrix} + sig_{a}drap \end{cases} + sig_{a}drap \begin{cases} \frac{-sig_{drap}h}{g_{b}} \end{pmatrix} + g_{a}ar + g_{tur}x_{tur,a}drh + Q_{u}r + Q_{1} - h_{s}t \frac{dm_{s}t}{d\tau} - h_{a}r \frac{dm_{a}r}{d\tau} - Q_{s1_{l}l}^{2} + Q_{l1_{s}1} - D_{kp}h / . \end{cases}$$
(19)

Вывод, аналогичный выводу уравнения (19), дает следующее уравнение сохранения энергии для объема 2:

$$\begin{pmatrix} m_{s\ell} \frac{dh/!}{dp_{\delta a \kappa}} - V_2 \end{pmatrix} \frac{dp_{\delta a \kappa}}{d\tau} + (m_{l^2}) \frac{dh_{l^2}}{d\tau} = -g_{\_bubl} (h/! - h/) + g_{\_2} \left\{ \frac{-g_{\_2} (2h/! - h/)}{-g_{\_2}h/!} \right\} + g_{\_tur} (1 - x_{\_tur\_aut}) h/! + sig_{\_bubl} \left\{ \frac{-sig_{\_bubl}h/!}{-0} \right\} + sig_{\_drap} \left\{ \frac{sig_{\_drap}h/!}{0} \right\} + g_{\_arad} - h/! \frac{dm_{s\ell}}{d\tau} - h_{l^2} \frac{dm_{l^2}}{d\tau} + Q_{\_w^2} + Q_{\_2} + Q_{s1\_l^2} - Q_{l^2\_s^2} + D_{kp}h/! - D_{gp}h/!.$$

$$(20)$$

Здесь  $Q_{\_w2}$  - количество тепла, отдаваемое рабочей средой 2 объема в единицу времени металлоконструкциям конденсатора;  $Q_{\_2}$  - количество тепла, отдаваемое в единицу времени средой в объеме 2 на поверхности теплообмена;  $gh_\_cond$  - унос энтальпии (Дж/с) из объема 2 с конденсатом пара;  $Q_{s1\_l2}$  - количество тепла, передаваемое от пара 1 объема к каплям в 1 объеме;  $Q_{l2\_s2}$  - количество тепла, передаваемое от пузырей 2 объема к воде в 2 объеме;  $D_{gp}$  - дополнительная генерация пара (кг/с) из перегретой воды в объеме 2.

Таким образом, дифференциальные уравнения (4), (9), (19), (20) составляют систему основных уравнений для расчета термодинамических параметров в конденсаторе турбоустановки.

### УЧЕТ НЕРАВНОВЕСНОСТИ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В Конденсаторе Турбоустановки. Расчет дополнительной Конденсации и генерации пара в конденсаторе

При численном интегрировании уравнений (4), (9), (19), (20) из-за неизбежных численных погрешностей и наличия разрывов в правых частях уравнений (вызванных срабатыванием клапанов, выключением насосов и.т.п.) на каждом шаге по времени возникают ситуации, когда нарушаются естественные условия [9]:

$$h_{l2} \le h'$$
;  $h_{r1} \ge h//$ . (21)

Например, при *h<sub>st1</sub><h*<sup>"</sup> коррекция расчета должна проводиться с учетом дополнительной конденсации пара, теплота которой обеспечивает выполнение равенства

$$h_{c1}(\tau) = h//(\tau).$$
 (22)

Это условие приводит к уравнению

$$h_{st_1} + \Delta \left(\frac{dh_{st_1}}{d_{\tau}}\right) \Delta \tau = h// + \frac{dh//}{dp_{\delta a \kappa}} \Delta \left(\frac{dp_{\delta a \kappa}}{d_{\tau}}\right)_{kp} \Delta \tau , \qquad (23)$$

где знак  $\Delta$  означает приращение соответствующей величины. Изменение давления

 $\Delta \left(\frac{dp_{\textit{bark}}}{d_{\tau}}\right)_{kn}$  и энтальпии  $\Delta \left(\frac{dh_{st1}}{d_{\tau}}\right)$  от дополнительной конденсации пара определяется

из следующих уравнений:

$$\begin{pmatrix} -V_1 + m_{l^1} \frac{dh}{dp_{\delta a \kappa}} + m_{a^1} c_{p a i} \left( \frac{\partial t_s}{\partial p_{st^1}} \right)_h \right) \Delta \left( \frac{dp_{\delta a \kappa}}{d\tau} \right)_{kp} = - \left( m_{st^1} + c_{p a i} \left( \frac{\partial t_s}{\partial h_{st^1}} \right)_p m_{a^1} \right) \Delta \left( \frac{dh_{st^1}}{d\tau} \right)$$
(24)  
$$\Delta \left( \frac{dh_{st^1}}{d\tau} \right) = \frac{D_{kp} \left( h_{st^1} - h \right)}{m_{st^1}}.$$
(25)

При записи уравнения (24) принималось

$$\Delta \left(\frac{dp_{6ak}}{d\tau}\right)_{kp} = \Delta \left(\frac{dp_{st}}{d\tau}\right)_{kp}.$$
(26)

Подставив выражение (25) в уравнение (24), имеем

$$\Delta \left(\frac{dp_{6ak}}{d\tau}\right)_{kp} = D_{kp}\frac{C}{E},$$
(27)

где

$$C = \left(h/-h_{st1}\right) \left(1 + c_{pair}\left(\frac{\partial t_s}{\partial h_{st1}}\right)_p \frac{m_{a1}}{m_{st1}}\right),$$
(28)

$$E = -\frac{V_1 + m_{a_1} c_{pair}}{\frac{\partial t_s}{\partial^p st_1}} + \frac{dh}{h} + \frac{dh}{dp_{\delta a \kappa}}.$$
(29)

Подставив формулы (25) и (27) в равенство (23), получаем окончательное выражение для величины D<sub>kp</sub>:

$$D_{kp} = \frac{h_{st1} - h//}{\left(\frac{h/-h_{st1}}{m_{st1}} + \frac{dh//}{dp_{6ak}}\frac{C}{E}\right)\Delta\tau}.$$
(30)

Тогда автоматически будет выполняться условие (22), а давление станет равным

$$p_{\delta a \kappa}(\tau) = p_{\delta a \kappa}(\tau) - \Delta \left(\frac{dp_{\delta a \kappa}}{d\tau}\right)_{kp} \Delta \tau.$$

При *h*<sub>l2</sub>>*h*′ коррекция расчета должна проводиться с учетом дополнительной генерации пара, обеспечивающей выполнение равенства

$$h_{l^2}(\tau) = h/(\tau).$$
 (31)

Это условие приводит к уравнению

$$h_{l2} + \Delta \left(\frac{dh_{l2}}{d\tau}\right) \Delta \tau = h/ + \frac{dh/}{dp_{6ak}} \Delta \left(\frac{dp_{6ak}}{d\tau}\right)_{gp} \Delta \tau.$$
(32)

Изменение давления  $\Delta \left(\frac{dp_{\textit{бак}}}{d_{\tau}}\right)_{a}$  и энтальпии  $\Delta \left(\frac{dh_{l^2}}{d_{\tau}}\right)$  от дополнительной конденса-

ции пара находится из следующих уравнений:

$$\left(m_{st^2}\frac{dh/\prime}{dp_{\delta a\kappa}} - V_2\right) \Delta \left(\frac{dp_{\delta a\kappa}}{d\tau}\right)_{gp} = -m_{l^2} \Delta \left(\frac{dh_{l^2}}{d\tau}\right)$$
(33)

$$\Delta \left(\frac{dh_{l2}}{d\tau}\right) = -\frac{D_{gp}\left(h//-h_{l2}\right)}{m_{l2}}.$$
(34)

Подставив выражение (34) в уравнение (33), имеем

$$\Delta \left(\frac{dp_{\textit{fark}}}{d\tau}\right)_{gp} = D_{gp} \frac{A}{B}, \qquad (35)$$

где

$$A = m_{l2} \frac{h//-h_{l2}}{m_{l2}}, \qquad (36)$$

$$B = m_{\rm st}^2 \frac{dh//}{dp_{\rm for}} - V_2. \tag{37}$$

Подставив формулы (34) и (35) в равенство (32), получаем окончательное выражение для *D*<sub>*qp*</sub>:

$$D_{gp} = \frac{h_{l2} - h/}{\left(\frac{h// - h_{l2}}{m_{l2}} + \frac{dh/}{dp} \frac{A}{6aK}\right) \Delta \tau}.$$
 (38)

Давление с учетом дополнительной генерации пара

$$p_{\delta a \kappa}(\tau) = p_{\delta a \kappa}(\tau) + \Delta \left(\frac{dp_{\delta a \kappa}}{d\tau}\right)_{gp} \Delta \tau.$$
(39)

После расчета основных производных проводится коррекция давлений и энтальпий в объемах 1 и 2 по формулам коррекции.

### ЗАМЫКАЮЩИЕ СООТНОШЕНИЯ ДЛЯ МОДЕЛИ КОНДЕНСАТОРА

Для номинальных условий работы конденсатора абсолютное давление равно всего 0.04 бар и температура около 30 градусов. Первоначально авторы попытались использовать замыкающие соотношения для неравновесной модели компенсатора объема, однако система замыкающих соотношений из монографии В.Н. Кузнецова [10] оказалась неприменимой из-за качественно иной физики процессов в вакууме конденсатора по сравнению с условиями высоких давлений и температур в компенсаторе объема ВВЭР.

Для оценки скорости движения капель и пузырей воспользуемся рекомендациями монографии [5]. При наличии пяти режимов скорости всплытия пузырьков пара сначала оценим характерные размеры существующих при условиях конденсатора размеров и скоростей капель и пузырей.

Капиллярная постоянная для этих условий определяется отношением сил поверхностного натяжения и сил тяжести:

$$r_b = \sqrt{\sigma/(g(\rho_l - \rho_g))}, \tag{40}$$

что составляет 2,7 мм. Размер пузыря, оцененный по формуле Фритца при оценке краевого угла смачивания в Θ=80 градусов, дает для эквивалентного радиуса оценку 2.24 мм. В качестве характерного размера капли возьмем утроенную капиллярную постоянную, что дает оценку размера 8.1 мм. Это означает, что для установившейся скорости всплытия пузырей можно использовать соотношение

$$U_{\infty} \approx 1.6 \sqrt{\frac{\sigma g(\rho_l - \rho_g)}{\rho_l^2}} , \qquad (41)$$

по которому получаем оценку скорости всплытия 0,26 м/с.

Скорость осаждения капель определяется как сумма скорости пара в направлении поверхности, на которой он конденсируется, и относительной скорости капель в паровом потоке, движущихся под действием силы тяжести:

$$W_{dron} = W_{cond} + W_{\Omega L}^{\text{max}} \tag{42}$$

....

При этом скорость пара в направлении поверхности теплообмена

$$W_{cond} = \frac{\sigma_{cond}}{\rho_a \cdot F_{cond}}$$
, (43)

где  $\sigma_{cond}$  – расход конденсирующегося пара,  $F_{cond}$  - площадь поверхности конденсации.

Скорость капель жидкости в потоке пара определяется из условия баланса сил сопротивления и гравитации для предельного случая больших скоростей капель, когда дробление еще не началось (число Вебера меньше критического значения We=5,5 < We<sub>cr</sub> = 9÷18):

$$W^{\bullet p}_{\infty} \approx 1.7 \, \sqrt[4]{\frac{\sigma^g(\rho l - \rho_g)}{\rho_g^2}} \, . \tag{44}$$

Расчет по этой формуле дает скорость 28 м/с.

Физика процессов конденсации является достаточно сложным вопросом, (основные использованные нами соотношения взяты из монографий [7,8]). В монографии [8] имеется проверенная на экспериментальных стендах методика учета влияния воздуха на теплообмен при конденсации движущегося пара. Эти рекомендации для условий конденсаторов более корректны, чем использовавшаяся нами первоначально методика [2].

Расчет генерации/конденсации пара на межфазной поверхности осуществляется по равновесному приближению, поскольку шаг вывода информации в тренажере значительно больше времени характерных процессов.

Много проблем вызвала неустойчивость моделирования переходных процессов при низких давлениях. Рассматривались и были проверены три возможных причины неустойчивости: неустойчивость, вызванная физикой самого моделируемого процесса; неустойчивость из-за принятого численного алгоритма решения; неустойчивость вследствие ошибки в реализации модели. Проведенный анализ позволил определить проблему неустойчивости в том, что в уравнении энергии диагональным членом является производная по времени от энтальпии с коэффициентом, пропорциональным удельному объему. Поэтому убывание диагонального члена идет обратно пропорционально плотности пара. Потеря диагонального преобладания вызывает неустойчивость алгоритма. В соответствии с термодинамическими свойствами воды и пара падение устойчивости алгоритма начинается при давлениях ниже 5 бар и стремительно возрастает в вакууме. Разработанный алгоритм решения, при котором в диагональный член и правую часть уравнения энергии добавляется стабилизирующая добавка и тем самым обеспечивается диагональное преобладание, позволил повысить устойчивость алгоритма и дал возможность рассчитать режим срыва вакуума.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕСТОВЫХ РАСЧЕТОВ КОНДЕНСАТОРА ПАРОВОЙ ТУРБИНЫ К-1000-60/1500-2 (ЗАПОРОЖСКАЯ АЭС)

Изложенная выше методика была использована для расчетов конденсатора паровой турбины К-1000-60/1500-2. В качестве исходных данных [4] принимались следующие.

Расход пара <i>g_tur</i> , кг/с [т/ч]	319.44 [1150]					
Параметры пара на входе в конденсатор						
Давление р <sub>бак</sub> , кПа [ата]	3.92 [0.04]					
Температура <i>t<sub>s</sub></i> , <sup>0</sup> С	28.645					
Энтальпия <i>h_<sub>tur_out</sub>, кДж/кг</i> [ккал/кг]	2243 [536.7]					
Степень сухости x_tur_out	0.875					
Расход охлаждающей воды кг/с [т/ч]	15700 [56604]					
Температура охлаждающей воды t1 <sup>е</sup> , <sup>0</sup> С	15					
Повышение температуры охлаждающей воды, <sup>0</sup> С	10.348					
Поверхность охлаждения, м <sup>2</sup>	33160					

Тестовые расчеты давления пара для стационарных режимов работы конденсатора

проводились для следующих значений  $t_1^{\beta}$ , <sup>0</sup>C: 5, 10, 15, 20, 25. Сравнение полученных результатов с данными, приведенными в технической документации конденсатора турбины, представлено на рис. 1.



Рис.1. Зависимость давления в конденсаторе турбины от температуры охлаждающей воды: — модель ОК; — заводской расчет

На рис. 2 приведены результаты расчета изменения давления в конденсаторе во времени при моделировании срыва вакуума. Массовый расход воздуха в конденсатор турбины определялся по формуле

$$g_{air} = {}^{k} \sqrt{p_{amM} - p_{\delta ak'}}$$
(39)

где *р<sub>атм</sub>* - атмосферное давление, *k* - коэффициент пропорциональности, вычисленный на основе имеющихся опытных данных.

### выводы

Разработанная динамическая двухтемпературная неравновесная модель двухфазного теплообменника и реализованный на ее основе алгоритм доказали свою работоспособность при сравнении расчетных данных модели с характеристиками конденсатора [4]. Результаты расчетов в пределах допустимых погрешностей совпали с опытными данными конденсатора.

Выбор неравновесной модели (вместо равновесной) обусловлен более высокими точностью и (одновременно) скоростью расчета модели. Повышение скорости расчета в неравновесной модели происходит потому, что из исходного состояния неравновес-



Рис.2. Срыв вакуума: 1 - расчет без учета теплоемкости металлоконструкций; 2 - расчет с учетом теплоемкости металлоконструкций

ная модель делает как бы один шаг в направлении равновесия, в то время как равновесная модель на каждом временном шаге тренажера должна пройти весь путь - от текущего состояния до установившегося.

Особенностью рассматриваемой неравновесной модели по сравнению с известными неравновесными моделями баков, в которых рассчитываются дополнительная конденсация и генерация пара в подобъемах на каждом временном шаге [9], является учет в конденсаторе турбоустановки влияния неконденсирующихся газов по методикам [7,8] на теплообмен, а также учет движения капель и пузырей при низких давлениях [5,6].

Срыв вакуума дает слишком сильное влияние воздуха на теплообмен, если использовать корреляции для неподвижной смеси. Использование методики Калужского турбинного завода [8], наиболее надежной и проверенной на сегодняшнее время, позволило решить эту проблему.

Авторы выражают признательность д.т.н., профессору В.В. Ягову (каф. ИТФ МЭИ) за конструктивную критику выбора замыкающих соотношений, полученную в процессе работы над моделью.

### Литература

1. Разработка и поставка функционально-аналитического тренажера турбинного отделения ВВЭР-1000 (В-338) для УТП Калининской АЭС (договор 7/96 от 20.06.96г.): Техн.задание. - Обнинск, 1997

2. *Кутателадзе С.С.* Теплопередача и гидродинамическое сопротивление. / Справочное пособие.- М: Энергоатомиздат, 1990. - 367 с.

3. Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С. Теплопередача. - М.: Энергия, 1975.

4. Технический отчет по теме «Тепловые испытания турбоустановки К-1000-60/1500-2 ПОАТ ХТГЗ и энергоблока 1000 МВт ст. N1 Запорожской АЭС». Том I, II. - Южтехэнерго, 1987.

5. Теоретические основы теплотехники. Теплотехнический эксперимент: Справочник /Под общ. ред. В.А. Григорьева, В.М. Зорина: Теплоэнергетика и теплотехника: Кн. 2. - 2-е изд., перераб. - М.: Энергоатомиздат, 1988.- 560 с.

6. Лабунцов Д.А., Ягов В.В., Крюков А.П. Основы механики двухфазных систем П. /Под ред. О. А. Синкевича. - М.: Моск. Энерг. Институт, 1988. - 77с. 7. *Берман С.С.* Теплообменные аппараты и конденсационные устройства турбоустановок. - М.: Машгиз, 1959. - 420 с.

8. *Шкловер Г.Г., Мильман О.О.* Исследование и расчет конденсационных устройств паровых турбин. М.-1985.

9. *Плютинский В.И., Охотин В.В.* Моделирование неравновесных процессов в компенсаторах объема для использования в тренажных устройствах: Сб. статей /Атомные электрические станции. Вып. 6 /*Под общ. ред. Л.М. Воронина.* - М.: Энергоатомиздат, 1983. – 200 с.

10. Кузнецов Ю.Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1989. – 296 с.

11. Семенов А.М. Локальные и интегральные формулировки первого и второго законов термодинамики для неравновесных открытых многокомпонентных систем: Сб. докл./Юбилейная научн. конф. «Теплоэнергетика и теплофизика» (Москва, 19 октября 1998г.) –М.: Изд. МЭИ, 1998 – 152с.

Поступила в редакцию 29.12.2000

УДК 621.039.526

# СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ СПЛАВАМИ ЖИДКИХ МЕТАЛЛОВ

### В.С. Окунев

P

Московский государственный инженерно-физический институт (технический университет), г. Москва

> Представлены результаты сравнительного анализа безопасности быстрых реакторов, охлаждаемых жидкими металлами и их сплавами. Сравниваются традиционные компоновки с минимальным (оптимальным) пустотным эффектом реактивности. Исследовались теплоносители трех групп: щелочные металлы и их сплавы, тяжелые металлы и их сплавы, сплавы щелочных металлов с тяжелыми.

Наиболее предпочтительны быстрые реакторы, охлаждаемые Pb, Bi и сплавом Pb-Bi. Менее предпочтительны компоновки, охлаждаемые щелочными металлами и их сплавами. Быстрые реакторы, охлаждаемые сплавами щелочных металлов с тяжелыми, занимают промежуточное положение по уровню самозащищенности.

### введение

Использование сплавов жидких металлов в качестве теплоносителя реактора на быстрых нейтронах (БР) позволяет регулировать, а значит, улучшать характеристики безопасности, надежности и экономичности. В статье представлены результаты сравнительного анализа безопасности БР, охлаждаемых жидкими металлами и их сплавами. Исследовались теплоносители трех групп: щелочные металлы и их сплавы, тяжелые металлы и их сплавы, сплавы щелочных металлов с тяжелыми.

Для выбора наиболее предпочтительного теплоносителя БР, а также для ранжирования различных теплоносителей на основе сплавов по степени предпочтительности с точки зрения максимизации внутренней самозащищенности установки от тяжелых аварий целесообразно сравнивать одинаковые компоновки, полученные в результате решения оптимизационных задач в одинаковой постановке: при едином критерии оптимальности, ограничениях для одних и тех же функционалов, при одинаковом выборе вектора управления. Предполагалось, что активная зона РУ содержит две подзоны со смешанным нитридным топливом различного обогащения (зоны малого и большого обогащения), которые окружены боковым и торцевыми экранами.

При решении задачи о влиянии выбранного теплоносителя на безопасность реактора на начальных этапах проектирования в качестве критерия оптимальности может рассматриваться один из функционалов безопасности, например, пустотный эффект реактивности (ПЭР). Поскольку ПЭР имеет сильную пространственную зависимость, в задачах учитывались два функционала: эффекты при осушении реактора (ПЭР<sub>р</sub>) и центра

© В.С. Окунев, 2001

активной зоны — зоны малого обогащения и экрана над ней (ПЭР<sub>ц</sub>). Сравнительный анализ безопасности БР, охлаждаемых сплавами жидких металлов, проводился для компоновок, полученных в результате решения классических вариационных задач на условный экстремум: задач поиска оптимального управления из области определения, при котором целевой функционал - ПЭР<sub>ц</sub> достигает минимального значения и выполняются ограничения для ряда функционалов, определяющих надежную и безопасную работу БР. Функционалы надежности характеризуют работу реактора на номинальной мощности. К ним относятся температуры компонентов РУ, максимальная линейная нагрузка на твэлы, прочностные и другие характеристики. Функционалы безопасности – это экстремальные температуры, мощность и прочие характеристики в аварийных режимах типа ATWS (с отказом аварийной защиты). Кроме того, рассматривались ограничения КВА≈1, ПЭР<sub>р</sub><β и др. В качестве управляющих параметров выбирались обогащение топлива, размеры зон реактора, диаметр топливной таблетки, шаг решетки твэлов, температура теплоносителя на входе в активную зону, расход в номинальном режиме, объемные доли материалов активной зоны и др.

Расчетные и оптимизационные исследования проведены с помощью программы DRACON-M [1], позволяющей рассматривать многозонные БР в двумерной цилиндрической геометрии. Аварийные процессы описываются в приближении точечной нейтронной кинетики с учетом обратной связи по средним температурам топлива и теплоносителя.

# ОБЩИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТИ

Внутреннюю самозащищенность БР, охлаждаемых различными теплоносителями, иллюстрирует табл.1. Приведена тепловая мощность реактора по отношению к РУ «Суперфеникс», если в качестве ограничений задачи рассматривалось условие совместимости полученной (оптимальной) компоновки по размерам активной зоны с «Суперфениксом», или по отношению к проектным для реактора БН-800, если компоновка совместима с ним по размерам. Условию внутренней самозащищенности от той или иной аварии в

Теплоноситель	Na	Na-K-Cs	Na-K	Pb-Bi	Pb	Bi	Na-Pb	K-Pb	K-	Bi		
		(эвтектика)					(10% тяжелого металла)					
Вариант	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
Мощность РУ	0,5 <sup>(1)</sup>	0,5 <sup>(1)</sup>	1 <sup>(2)</sup>	1,9 <sup>(1)</sup>	1 <sup>(1)</sup>	1 <sup>(1)</sup>	1 <sup>(2)</sup>	1 <sup>(1)</sup>	1 <sup>(1)</sup>	1 <sup>(2)</sup>		
ПЭР при осушении												
– центра	~ β	> β	$> \beta$	< 0	<β	< 0	$< \beta$	~ β	~ β	$> \beta$		
– реактора	<β	< 0	< 0	< 0	< 0	< 0	< 0	~ β	<β	< 0		
Внутренняя самозащищенность от аварий типа «ATWS»												
LOF WS	+	+	+	+	+	+	+	+	-	+		
LOHS WS	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+		
TOP WS	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+		
OVC WS	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+		
(LOF+TOP+												
+OVC) WS	+	-	_	+	+	+	+	+	-	+		

#### Таблица 1 Внутренняя самозащищенность БР с различными теплоносителями

Примечание. Указана мощность по отношению: <sup>(1)</sup> к «Суперфениксу» (при размерах активной зоны, соответствующих «Суперфениксу»), <sup>(2)</sup> БН-800 (при размерах БН-800); знаками «плюс» и «минус» отмечено выполнение ограничений для функционалов безопасности: «+» — выполнено, «-» - нарушено. Каждый вариант представляет собой результат решения отдельной задачи оптимизации компоновки реактора (минимизации ПЭР<sub>и</sub>)



Рис. 1. ПЭР: по оси ординат отложены значения ПЭР/β при осушении центральной зоны и всего реактора соответственно, по оси абсцисс на рис. 1-4 отложен номер варианта из табл. 1

табл.1 соответствует знак плюс, а нарушению хотя бы одного ограничения для какоголибо функционала безопасности - минус.

Для удобства сравнения результатов варианты компоновок БР в табл. 1 и на рис. 1-4 пронумерованы.

### ПУСТОТНЫЙ ЭФФЕКТ РЕАКТИВНОСТИ

Значение ПЭР, реализующегося при осушении центра активной зоны или всего реактора, указаны в табл. 1 по отношению к нулю, если они отрицательны, и по отношению к эффективной доле β запаздывающих нейтронов, если они положительны. Точные значения ПЭР (в единицах β) представлены на рис. 1 в виде гистограммы.

Как видно из табл. 1 и рис. 1, с точки зрения возможности достижения минимального ПЭР при осушении центра активной зоны реактора наиболее предпочтительны БР, охлаждаемые тяжелыми металлами и их сплавами.

Щелочные металлы и их сплавы менее предпочтительны - добиться приемлемого (не превышающего β) значения ПЭР<sub>ц</sub>, оставаясь в рамках традиционной компоновки, оказалось возможным только для БР, охлаждаемого натрием, и то при снижении мощности реактора в два раза. Это объясняется конфликтным характером основных требований и критериев, присутствующих в постановке оптимизационной задачи, в первую очередь, необходимостью одновременной минимизации ПЭР и выполнения ограничений для функционалов, определяющих внутреннюю самозащищенность от аварий с ухудшением условий теплоотвода. Причем при использовании теплоносителей с относительно низкой температурой кипения конфликт обостряется по мере уменьшения максимально допустимой температуры теплоносителя в процессах LOF WS (прекращение принудительной циркуляции теплоотвода от первого контура с отказом аварийной защиты) или LOHS WS (прекращение теплоотвода от первого контура с отказом аварийной защиты). В этом случае, по сравнению с вариантами компоновок, охлаждаемых тяжелыми металлами и их сплавами, низкая максимально допустимая температура теплоносителя по сути играет роль дополнительного ограничения, препятствующего минимизации ПЭР<sub>ц</sub> (присутствие дополнительных ограничений не улучшает критерий оптимальности). Требование снижения максимальной температуры теплоносителя в аварийных режимах (сужающее область безопасных компоновок в пространстве управлений, внутри которой возможна минимизация ПЭР, и, следовательно, препятствующее снижению ПЭР) доминирует над эффектом ужестчения нейтронного спектра при использовании теплоносителя на основе более тяжелых элементов, чем натрий (способствующее снижению ПЭР). В результате этого ПЭР<sub>ц</sub> для БР, охлаждаемых щелочным теплоносителем, максимален при использовании эвтектики Na-K-Cs (с температурой кипения 994 К), значительно ниже для РУ, охлаждаемой эвтектикой Na-K (1057 К), и еще ниже для БР с натриевым теплоносителем (1156 К), несмотря на наличие в сплавных теплоносителях более тяжелых, чем натрий, ядер цезия и калия.

Что касается БР, охлаждаемых сплавами щелочных металлов с тяжелыми, то даже при относительно малом (10%) содержании тяжелого металла удается обеспечить приемлемое значение ПЭР (ПЭР<sub>ц</sub> < β), за исключением отдельных случаев, которые можно считать нехарактерными «флуктуациями» (табл. 1, рис. 1-4, вариант 10), что является определенной «платой» за повышение внутренней самозащищенности от аварий других типов. В целом БР с теплоносителями на основе сплавов щелочных металлов с тяжелыми по уровню внутренней самозащищенности от аварий друпоносителя с отказом аварийной защиты) занимают промежуточное положение между реакторами, охлаждаемыми тяжелым теплоносителем на основе свинца или висмута.

Большинство рассмотренных компоновок характеризуется отрицательным ПЭР при осушении всего реактора, а некоторые - небольшим (в пределах β) положительным эффектом. Поскольку функционал ПЭР<sub>р</sub> не минимизировался, а присутствовал в оптимизационной задаче в качестве ограничения, то по его значению (рис. 1) вряд ли можно судить о предпочтительности того или иного теплоносителя БР.



Рис. 2. Температурный запас до кипения (К) теплоносителя (ось ординат) в аварийных режимах с нарушением условий теплоотвода

# АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ С УХУДШЕНИЕМ УСЛОВИЙ ТЕПЛООТВОДА

Кроме аварийной ситуации LOCA WS, которую так или иначе характеризуют значения функционалов ПЭР<sub>и</sub> и ПЭР<sub>р</sub>, к аварийным режимам с ухудшением условий теплоотвода относятся также ситуации LOF WS и LOHS WS. При этом для большинства полученных компоновок максимальная температура топлива уменьшается в переходном режиме, а если и увеличивается, то не достигает предельно допустимого значения. Максимальная температура теплоносителя и оболочек твэлов значительно увеличивается по сравнению с номинальным режимом и может превысить максимально допустимую. Таким образом, основными ограничениями, характеризующими самозащищенность от таких аварий, являются максимальная температура теплоносителя и оболочек твэлов при охлаждении активной зоны реактора щелочными металлами с относительно низкой температурой кипения, и максимальная температура оболочек твэлов, если в качестве теплоносителя первого контура используется свинец, висмут или сплавы на их основе, для которых характерна высокая температура кипения. Т.е. в последнем случае ограничение для максимальной температуры теплоносителя не влияет на результаты оптимизации и может не рассматриваться при решении задачи проектирования. Для сплавов щелочных и тяжелых металлов при небольшом содержании последнего необходимо следить за выполнением ограничений и для максимальной температуры теплоносителя, и для максимальной температуры оболочек твэлов.

На рис. 2 в виде гистограмм представлены температурные запасы до кипения (отложены по оси ординат) теплоносителя в аварийных режимах с ухудшением условий теплоотвода для компоновок, охлаждаемых жидкими металлами и их сплавами (поз. «*a*» соответствует режиму LOF WS, «*б*» — LOHS WS). Отрицательный запас соответствует кипению.

# АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ С УВЕЛИЧЕНИЕМ МОЩНОСТИ

К аварийным режимам с увеличением мощности реактора относятся процессы ТОР WS и, в определенной мере, OVC WS. Ситуации TOP WS, инициированные несанкционированным вводом ограниченной величины положительной реактивности, приводят к увеличению мощности и максимальных температур в реакторе. На рис. 3 (поз. «*a*») приведены температурные запасы до начала температурного разложения нитридного топлива (отложены по оси ординат) в процессе TOP WS (для получения консервативных оценок нижняя граница разложения нитрида принималась равной 2000 К). Для всех полученных компоновок за счет оптимального выбора температуры теплоносителя на входе в активную зону и обратных реактивностных связей исключено замерзание теплоносителя в аварийных ситуациях OVC WS, инициированных подключением «холодной» петли или переводом главных циркуляционных насосов на повышенную производительность. При этом значения мощности и температуры топлива максимальны в новом стационарном состоянии, установившемся в результате действия отрицательных обратных связей. Рис. 3 (поз. «б») иллюстрирует температурный запас до начала разложения топлива в ситуации OVC WS, инициированной подключением «холодной» резервной петли. Идентичность позиций «*a*» и «б» на рис. З говорит об эквивалентности процессов TOP WS и OVC WS с точки зрения изменения максимальной температуры топлива - одного из основных функционалов безопасности.

# ВНУТРЕННЯЯ САМОЗАЩИЩЕННОСТЬ ОТ ОДНОЙ ИЗ НАИБОЛЕЕ ОПАСНЫХ КОМБИНАЦИЙ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ

Одной из наиболее опасных комбинаций аварийных ситуаций является неодновременное наложение процессов LOF WS, TOP WS и OVC WS. На рис. 4 приведены температурные запасы до кипения теплоносителя в БР. Максимум температуры теплоносителя



Рис. 3. Температурный запас (К) до начала разложения топлива (ось ординат) в аварийных режимах с увеличением мощности

и оболочек твэлов в этой ситуации для большинства компоновок достигается в новом квазистационарном состоянии, установившемся в результате действия обратных реактивностных связей. При этом имеется существенный температурный запас до плавления топлива, а в большинстве случаев — и до начала разложения (до 2000 К).

# выводы

На основании проведенных исследований можно сделать следующие выводы.

1. Наилучшей самозащищенностью от тяжелых аварий обладают компоновки, охлаждаемые свинцом, висмутом и их сплавами. Применение эвтектики Pb-Bi позволяет не только обеспечить безопасную работу реактора, но и существенно повысить мощность РУ при фиксированных размерах активной зоны, что немаловажно и для энергетичес-



Рис. 4. Температурный запас (К) до кипения теплоносителя (ось ординат) при наложении режимов LOF WS, TOP WS и OVC WS

ких БР, и для выжигателей радиоактивных отходов [2].

2. Использование сплавов щелочных металлов с тяжелыми и, в первую очередь, Na-Pb [3], несмотря на серьезные препятствия к их применению (образование тугоплавких интерметаллидов, повышение температуры замерзания теплоносителя, плохая совместимость и др.) позволит обеспечить безопасность на достаточно высоком уровне, по крайней мере, превышающем достижимый для реакторов с натриевым охлаждением активной зоны при одинаковой тепловой мощности и размерах реактора.

 Ограничения для размеров активной зоны (при фиксированной тепловой мощности реактора), требующие совместимости полученных вариантов компоновок с РУ «Суперфеникс» или БН-800, в большинстве случаев препятствуют наиболее полной реализации преимуществ использования в качестве теплоносителя БР сплавов жидких металлов (и, особенно, на основе тяжелых металлов и щелочных металлов с тяжелыми), т.е. преимущества таких теплоносителей более очевидны при отсутствии ограничений, характерных для реакторов типа БН.

4. По уровню внутренней самозащищенности БР, охлаждаемые щелочными металлами и их сплавами, уступают реакторам с теплоносителем на основе тяжелых металлов и их сплавов, а также сплавов щелочных металлов с тяжелыми (даже при небольшом -10% содержании тяжелого металла) при одинаковых размерах активной зоны и мощности. Трудности в обеспечении безопасности БР, охлаждаемых щелочными металлами и сплавами на их основе, связаны, в основном, с относительно низкой температурой кипения, что сказывается, в первую очередь, на проблеме обеспечения самозащищенности от аварий с ухудшением условий теплоотвода и, во вторую, на возможности оптимизации (улучшения) прочих характеристик (в т.ч. безопасности, ПЭР и др.) из-за более узкой области, ограниченной меньшим максимально допустимым значением температуры теплоносителя, в которой может проводиться такая оптимизация. Особенно это проявляется при использовании эвтектического сплава Na-K-Cs в качестве теплоносителя первого контура. Как показывают исследования, даже при снижении мощности реактора, охлаждаемого таким сплавом, в два раза по сравнению с «Суперфениксом» при совместимости с ним по размерам активной зоны не удается одновременно достичь приемлемого ПЭР при осушении центральной зоны и самозащищенности от одной из наиболее опасных аварийных ситуаций - наложения процессов LOF WS, TOP WS и OVC WS. Таким образом, концепция охлаждения БР невоспламеняющимся сплавом Na-K-Cs [4], может быть приемлемой по требованиям безопасности только при существенном снижении энергонапряженности активной зоны по сравнению с РУ типа БН [5].

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Итак, с точки зрения возможности обеспечения внутренней самозащищенности от тяжелых аварий оптимальные компоновки БР, охлаждаемые жидкими металлами и их сплавами, можно ранжировать следующим образом.

Наиболее предпочтительные варианты соответствуют БР с теплоносителем на основе тяжелых металлов (Pb, Bi, Pb-Bi). Для таких РУ в принципе достижима внутренняя самозащищенность и, более того, возможно существенное повышение мощности практически без ущерба для безопасности.

Достаточно привлекательны по характеристикам безопасности БР, охлаждаемые сплавами щелочных металлов с тяжелыми. При номинальной мощности и размерах компоновки, соответствующих традиционным РУ с натриевым охлаждением активной зоны, полученные компоновки обладают преимуществами по сравнению с традиционными реакторами типа БН. При этом небольшой запас по температуре топлива до 2000 К или отсутствие такого запаса практически не отражается на самозащищенности, т.к. принятое максимально допустимое значение соответствует нижней границе начала разложения нитрида урана и повышается при переходе на смешанное уран-плутониевое топливо. Таким образом, сплавы щелочных металлов с тяжелыми обладают потенциальными возможностями повышения внутренней самозащищенности. Иначе говоря, принципиальная возможность использования таких экзотических на первый взгляд сплавов не лишена перспектив.

И, наконец, для БР с теплоносителями на основе щелочных металлов и их сплавов температурный запас до кипения теплоносителя в аварийных ситуациях с ухудшением условий теплоотвода минимален даже при существенном снижении мощности реактора. И тем не менее, потенциал БР, охлаждаемых щелочными металлами и сплавами на их основе, достаточно велик. При снижении энергонапряженности активной зоны таких БР можно добиться внутренней самозащищенности, даже оставаясь в рамках традиционной компоновки, а невоспламеняемость сплава Na-K-Cs [4] - существенное преимущество при его использовании.

# Литература

1. *Kuzmin A.M., Okunev V.S., Morin D.V., Novikov A.E.* DRACON-M Modernized Computer Code for Investigation with Account of Safety Functionals: C6. «Проблемы безопасности ядерно-энергетических установок»: Тез. докл. IX семинара по проблемам физики реакторов (Москва, 4 - 8 сентября 1995 г.) - М.: МИФИ,1995. - Т.1. - С. 208-209.

2. *Окунев В.С.* Расчетно-оптимизационные исследования характеристик безопасности быстрых реакторов большой мощности, охлаждаемых тяжелыми металлами и их сплавами//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - № 3. - С.50-57.

3. *Кузьмин А.М., Окунев В.С., Шмелев А.Н*. О физических характеристиках быстрых реакторов, охлаждаемых сплавом Na-Pb//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. - №2. – С. 84-93.

4. *Казачковский О.Д, Старков А.В., Кочеткова Е.А. и др.* Некоторые особенности сплавов системы натрий-калий-цезий//Атомная энергия -1992. - Т.73. - Вып.6. - С. 500-502.

5. *Окунев В.С.* Основы возможной концепции и оптимизация характеристик безопасности реакторов на быстрых нейтронах с различными видами топлива, охлаждаемых сплавом Na-K-Cs//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2000. - №2. - С.111-120.

Поступила в редакцию 19.01.2001

УДК 621.039.56

# РАССЕЯНИЕ МЕДЛЕННЫХ НЕЙТРОНОВ ВОДОЙ В ОБЛАСТИ КРИТИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ

# Ю.В. Лисичкин\*, А.Г. Новиков\*\*

\* Обнинский институт атомной энергетики, Обнинск

\*\* ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

P

Проводится анализ результатов экспериментально-расчетных исследований дважды дифференциальных сечений (ДДС) рассеяния медленных нейтронов образцами воды, находящейся в под- и надкритическом состояниях. Экспериментальная часть работы выполнялась на двойных импульсных нейтронных спектрометрах по времени пролета ДИН-1М и ДИН-2ПИ, установленных соответственно на импульсных реакторах ИБР-30 и ИБР-2 Лаборатории нейтронной физики им. И.М. Франка (ОИЯИ, г. Дубна). Показано, что результаты эксперимента удается описать в предположении, что вода в околокритическом состоянии представляет собой своеобразную смесь двух компонент: газоподобной, по своим свойствам близкой к идеальному газу мономерных молекул воды, и жидкоподобной, ничем принципиально не отличающейся от обычной воды. Из экспериментальных данных получена зависимость относительных концентраций газо- и жидкоподобной компонент от общей плотности воды. Дается физическая интерпретация указанных результатов на основе теории гетерофазных флуктуаций Я.И.Френкеля и термодинамики надкритического состояния вещества и закритических фазовых переходов, развитых в работах В.К.Семенченко. Проводится также сравнение полученных данных с другими экспериментальными результатами.

### введение

Систематические экспериментально-расчетные исследования рассеяния медленных нейтронов водой, выполненные ранее с использованием спектрометров ДИН-1М [1] и ДИН-2ПИ [2], установленных соответственно на реакторах ИБР-30 и ИБР-2 ОИЯИ (г. Дубна), показали, в частности, что экспериментальные данные, полученные для поди надкритического состояний (далее околокритического состояния) воды, наилучшим образом описываются на основе так называемой двухкомпонентной (двухфазной) модели [3,4]. При этом одна компонента (фаза) демонстрирует газоподобное поведение молекул воды, а другая – жидкоподобное (флюидное). На момент выполнения указанных работ предположение о двухкомпонентной структуре околокритического состояния воды во многом воспринималось скептически. И даже в более поздних публикациях, где цитируются результаты наших исследований, их интерпретация не является вполне адекватной (см., например, [5,6]). Однако к настоящему времени в целом ряде экспериментальных, теоретических и расчетных (главным образом, выполненных методом молекулярной динамики) работ получены новые указания о сложном характере локальной

<sup>©</sup> Ю.В. Лисичкин, А.Г. Новиков , 2001

структуры воды в различных состояниях (см., например, обзор [7]). В частности, активно обсуждается представление о том, что вблизи известной (при Т=647 К, Р=22 МРа, р≈0,328 г/см<sup>3</sup>) критической точки вода является флуктуирующей смесью жидкообразной и газообразной фаз. При этом предполагается, что в основе проявления обсуждаемых необычных свойств воды лежит специфическая «двухъямная» форма потенциала межмолекулярного взаимодействия.

В последние годы к свойствам надкритической воды начинает проявляться все более активный интерес. Появляются новые работы, в которых вода в надкритическом состоянии исследуется как экспериментально (методом рентгеновской [8,9] и нейтронной [10] дифракции, неупругого [11] и малоуглового [12] рассеяния нейтронов), так и методом молекулярно-динамического моделирования [5,6]. Но возрастающий интерес к воде, находящейся в околокритическом состоянии, обусловлен не только задачами физики конденсированных сред. Потребности современного реакторостроения, где вода широко используется в качестве замедлителя и теплоносителя в состоянии, близком к критическому (а в ряде возможных аварийных ситуаций и в надкритическом состоянии), также стимулируют повышенное внимание к соответствующим исследованиям [13]. В этой связи мы сочли целесообразным вернуться к экспериментальным данным, полученным нами ранее на околокритической воде, и провести их дополнительный анализ. На основе результатов наших работ [3,4] и систематизации полученной разными методами и авторами экспериментальной информации о физическом состоянии воды в надкритической области мы построили соответствующую фазовую Р-Т-диаграмму, которая обсуждается в свете предложенной нами двухкомпонентной модели надкритической воды и существующих теоретических представлений. Используя количественные параметры двухкомпонентной модели, мы оценили энтальпию воды при надкритической температуре t=400°С как функцию давления, которая оказалась в удовлетворительном согласии с известными данными.

# АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

Методика проведения нейтронно-динамического эксперимента на образцах воды, находящейся в околокритическом состоянии, используемое при этом экспериментальное оборудование, а также первичная обработка результатов и их частичный анализ уже были подробно описаны в [3,4,14]. Здесь мы лишь напомним, что обсуждаемые экспериментальные данные были получены при надкритической температуре t~400°C в интервале плотностей воды от близких к критической (р~0.317 г/см<sup>3</sup>) до плотностей, при которых водяной пар близок к состоянию идеального газа мономерных молекул (р~0.005 г/см<sup>3</sup>). Эти данные были дополнены двумя точками на линии насыщения при температурах, несколько ниже критической: t~327° C (р~0.65 г/см<sup>3</sup>) и t~360°C (р~0.53 г/см<sup>3</sup>).

Анализ результатов проводился на основе адекватного сопоставления экспериментальных ДДС с расчетными, полученными исходя из определенной структурно-динамической модели околокритического состояния воды. Для расчетов использовался модернизированный комплекс программ SLOWN [15], позволяющий, в частности, учитывать эффекты конечного разрешения спектрометра, ослабление потока однократно рассеянных нейтронов в образце, вклады многократного и многофононного рассеяния.

На первом этапе анализа апробировались следующие структурно-динамические модели исследуемого рассеивателя: 1) модель «жидкости», 2) модель идеального газа мономеров H<sub>2</sub>O и 3) модель идеального газа димеров (H<sub>2</sub>O)<sub>2</sub>. На рис.1 представлено сравнение части полученных нами экспериментальных и расчетных данных. Видно, что ни одна из использованных моделей не описывает приемлемым образом экспериментальные ДДС во всей исследованной нами области плотностей. Вместе с тем, при плотностях, не превышающих ρ~0,02 г/см<sup>3</sup>, эксперимент удовлетворительно согласуется с моделью идеального газа свободно вращающихся мономерных молекул H<sub>2</sub>O, тогда как при плотностях p>0.5 г/см<sup>3</sup> адекватной оказывается модель «жидкости». При промежуточных плотностях 0.02≤р≤0,5 г/см<sup>3</sup> экспериментальные кривые проходят в среднем между расчетами, полученными по моделям «жидкости» и идеального газа мономеров H<sub>2</sub>O (свободных ротаторов). Это обстоятельство навело нас на предположение, что в области промежуточных плотностей водяной пар в околокритическом состоянии можно рассматривать как суперпозицию двух упомянутых выше компонент. Поэтому дальнейший анализ проводился на основе двухкомпонентной (двухфазной) модели околокритического состояния воды, т.е. на предположении о том, что в области промежуточных плотностей выше и ниже критической точки вода представляет собой смесь двух компонент (фаз) - жидкоподобной (флюида) и газоподобной (идеальный газ свободных ротаторов). При этом предполагалось, ЧТО относительная доля каждой компоненты (фазы) должна изменяться в зависимости от обшей плотности ис-



Рис. 1. Экпериментальные абсолютные дважды дифференциальные сечения рассеяния нейтронов водой, находящейся в околокритическом состоянии. Начальная энергия нейтронов  $E_0 = 7.5$  мэВ, угол рассеяния  $\theta = 38^{\circ}$ ,  $\iota$  – пролетное время нейтронов в мкс/м. Расчеты по моделям 1 - жидкости, 2 - идеального газа мономеров воды, 3 - «двухфазной» модели, 4 - идеального газа димеров воды



Рис. 2. Зависимость относительной концентрации "жидкой фазы" С<sub>ж</sub> от плотности г водяного пара: • - результаты анализа полных ДДС рассеяния; • - результат анализа трансляционной части ДДС рассеяния

следуемой системы. Таким образом, согласно данной модели ДДС (или любую его аддитивную часть) можно представить в виде

где C<sub>ж</sub>+C<sub>r</sub>=1; C<sub>ж</sub>, C<sub>r</sub> - соответственно относительные доли жидкоподобной и газоподобной компонент.

(ДДС)<sub>ж</sub> рассчитывалась на основе модели автокорреляционной функции атома водорода в жидкой воде, которая была разработана нами при анализе экспериментов, выполненных во

всем диапазоне существования жидкой фазы воды (на линии насыщения) [16]. При этом для расчета трансляционной (квазиупругой) части (ДДС)<sub>ж</sub> использовались данные из [17]. Неупругая часть (ДДС)<sub>ж</sub> рассчитывалась на основе обобщенного частотного распределения (ОЧР) молекул воды, температурная зависимость которого была получена и проанализирована в [18,19]. ОЧР для надкритических температур получалось экстраполяцией в область этих температур результатов работы [18], которая, в частности, показала достаточно слабую температурную зависимость ОЧР воды для температур выше 500 К.

(ДДС)<sub>г</sub> рассчитывались по модели идеального газа свободно вращающихся мономеров H<sub>2</sub>O [20]. При этом предполагалось, что закон рассеяния, соответствующий трансляционной (квазиупругой) компоненте (ДДС)<sub>г</sub> представляет собой кривую гауссовской формы; ОЧР, необходимое для расчета неупругой составляющей (ДДС)<sub>г</sub>, конструировалось в предположении, что поступательные, вращательные и внутримолекулярные движения молекул воды являются некоррелированными. Вращательное движение свободной молекулы воды рассматривалось как суперпозиция независимых движений трех линейных ротаторов, каждому из которых соответствует момент инерции относительно одной из главных осей инерции молекулы воды. Таким образом, вращательная часть ОЧР молекулы H<sub>2</sub>O оказывается суперпозицией трех кривых, каждой из которых приписывается «вес», обратно пропорциональный массе, с которой молекула участвует во вращательном движении вокруг соответствующей главной оси инерции [20]

В результате разложения экспериментальных ДДС на жидкоподобную и газоподобную составляющие были получены оптимальные значения  $C_{x}$  и  $C_{r}$  (рис. 2). Согласие экспериментальных ДДС с расчетами, выполненными по двухкомпонентной модели околокритического состояния воды, использующей оптимальные значения  $C_{x}$  и  $C_{r}$ , как демонстрирует рис.1, достаточно хорошее. Из этого рисунка также видно, что заметное влияние на рассеивающие свойства воды газоподобная компонента начинает оказывать еще в подкритическом состоянии (T=633 K,  $\rho$ =0,53 г/см<sup>3</sup>). При  $\rho$ ≈0,02 г/см<sup>3</sup> практически все молекулы уже находятся в газоподобной фазе (компоненте), а жидкоподобная компонента практически исчезает. При критической плотности ( $\rho$ ~0.3 г/см<sup>3</sup>) обе компоненты (фазы) содержат примерно одинаковое число молекул.

Следует отметить, что различие между рассеянием медленных нейтронов жидкоподобной и газоподобной компонентами (фазами) в условиях нашего эксперимента наиболее рельефным образом проявляется в трансляционной (квазиупругой) части ДДС (на рис.1 это область второго «горба (пика)», соответствующего пролетному времени нейтронов 1~800 мкс/м). В этой связи для дополнительной проверки двухкомпонентной модели околокритического состояния воды была специальным образом проанализирована именно трансляционная часть экспериментальных ДДС [21]. Выделение этой части ДДС и ее последующий анализ проводились с использованием комплекса программ SLOWN методически, аналогично работе [20]. При этом, кроме моделей идеального газа мономеров и димеров проверялись также модели Г.В. Юхневича и др. [22] (согласно которым при плотностях р≤0,1 г/см<sup>3</sup> вода представляет собой смесь мономеров и димеров), М.А. Стыриковича и др.[23] (в которых предполагается, что при увеличении плотности водяного пара наряду с димерами могут возникать также тримеры, тетрамеры и т. д. или их смеси, а взаимодействие между этими «полимерными» молекулами отсутствует). Однако оказалось, что в области плотностей р≤0.02г/см<sup>3</sup> водяной пар практически ведет себя как идеальный газ мономеров (свободных ротаторов) H<sub>2</sub>O. Дальнейшее увеличение плотности приводит к проявлению межмолекулярного взаимодействия, приводящего, в частности, к сужению естественной полуширины трансляционной части ДДС, но этот процесс не может быть описан ни одной из цитированных выше моделей, поскольку отмеченное сужение экспериментальной полуширины с ростом плотности происходит медленнее, чем этого требуют обсуждаемые модели. Наибольшую адекватность экспериментальным данным при описании трансляционной части ДДС опять-таки продемонстрировала двухкомпонентная модель. При этом относительные доли жидкоподобной С<sub>ж</sub> и газоподобной С<sub>г</sub> компонент, полученные оптимальной подгонкой модельных и экспериментальных кривых трансляционной части ДДС, оказались близки к тем значениям, которые были найдены посредством анализа «полных» ДДС рассеяния (см. рис.2).

### ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

По нашему мнению, представленные выше экспериментальные результаты физически можно разумно интерпретировать, исходя из теории гетерофазных флуктуаций Я.И. Френкеля [24] и термодинамики надкритического состояния вещества и закритических фазовых переходов, развитой в работах В.К. Семенченко с сотрудниками [25]. Согласно теории Френкеля, в термодинамически равновесной жидкости даже в состоянии, далеком от критического, существует конечная вероятность появления флуктуаций плотности, которые могут быть названы гетерофазными и представляют собой зародыши новой фазы. Условия развития гетерофазных флуктуаций улучшаются по мере приближения к критическому состоянию, т.к. уменьшаются различие в плотностях фаз и поверхностное натяжение на границе между ними. В критической точке граница эта полностью исчезает, и среда становится гомогенной.

Независимые экспериментальные сведения о микроскопическом состоянии надкритической воды довольно ограниченны. Тем не менее, признаки присутствия газоподобной и жидкоподобной компонент в надкритической воде были отмечены еще в давних работах С.А. Ухолина и Г.С. Ландсберга [26], а затем Е. Франка [27], Ю.Е. Горбатого с сотрудниками [28], выполненных оптическими методами. Из этих данных следовало, что переход через критическую точку в воде не приводит к заметным перестройкам межмолекулярного взаимодействия (это следует также и из результатов данной и других цитированных выше наших работ). Отсюда можно утверждать, что и в надкритическом состоянии (по крайней мере, не слишком далеком от критической точки) в определенной области термодинамических переменных вода продолжает оставаться смесью двух компонент (фаз), сосуществующих, по-видимому, в форме микрогетерогенностей флукткационного характера. Эта область по терминологии В.К. Семенченко получила название мезофазы. Систематизируя имеющиеся в нашем распоряжении результаты настоящей работы и литературные данные о надкритическом состоянии воды, мы попытались примерно оценить на фазовой диаграмме воды, приведенной на рис. 3, контуры этой области. Критерием оценки (условных) границ мезофазы (кривые За и Зв) служили данные об «истаивании» экстремумов ряда физических свойств воды, характерных для Р, атм



Рис. 3. Р-Т-диаграмма для воды в надкритической области: 1 – линия насыщения; 2 - кривая закритических фазовых переходов и сверхкритическая точка по В.К. Семенченко [33]; положения максимумов: ▲ - теплоемкости с<sub>v</sub> [29], • - теплоемкости с<sub>p</sub> [30], о - теплопроводности [31]; состояния воды: \* - принадлежащие переходной области по результатам [32], ■ - исследованные в нашем эксперименте; линии За и 36 – условные границы переходной области по данным [29,30]

околокритического состояния. При этом нами использовались экспериментальные результаты по теплоемкости С<sub>и</sub>, С<sub>р</sub> [29,30] и теплопроводности λ [31] при сверхкритических параметрах воды, а также результаты оптических экспериментов Ю.Е. Горбатого с сотрудниками [32]. Область термодинамических переменных слева от кривой За соответствует жидкоподобному, а справа от кривой 36 - газоподобному состояниям. Согласно [33], в надкритической области в пределах существования мезофазы может быть выделена некоторая кривая (кривая 2 на рис.3), которая является продолжением линии насыщения (кривая 1 на рис.3) за критическую точку и вплоть до t~450°С и Р=420 атм описывается линейной зависимостью. Затем эта кривая становится нелинейной и проходит через максимум (см. вставку к рис.3), именуемый авторами сверхкритической точкой, выше которой, по их мнению, вещество находится только в газообразном состоянии. На рис.3 показаны также положения максимумов теплопроводности λ [31], теплоемкостей С<sub>р</sub> и С<sub>v</sub> [29,30]. Видно, что эти положения практически находятся на кривой 2, которую авторы [33] называют линией закритических фазовых переходов и которая делит область мезофазы приблизительно пополам. По своему физи-

ческому смыслу кривая 2 является линией, на которой перестройка структуры вещества путем гетерофазных флуктуаций достигает своего максимального развития. Такую кривую можно рассматривать в качестве условной границы перехода. Именно в этом смысле она и показана на рис.3. Как следует из данных нашего эксперимента, переходной области принадлежат результаты при плотностях р≈(0,1-0.5) г/см<sup>3</sup>, а кривая 2 соответствует состоянию вещества, когда приблизительно половина молекул водяного пара находится в жидкоподобном и столько же в газоподобном состояниях. Что же касается вопроса о существовании сверхкритической точки, которой, согласно [33], должна заканчиваться линия закритических фазовых переходов, то он требует дополнительного экспериментального исследования.

Полученные результаты важно оценить и с теплофизической точки зрения. В качестве иллюстрации применения обоснованного в настоящей работе представления о двухкомпонентной структуре надкритического состояния воды для анализа ее теплофизических свойств мы оценили энтальпию водяного пара при t=400° С как функцию давления, исходя из соотношения

$$I_{nap}(P,T) = C_{\mathcal{H}}I_{\mathcal{H}}(P,T) + C_{r}I_{r}(P,T), \qquad (2)$$

где I<sub>ж</sub>(P,T) и I<sub>r</sub>(P,T) – соответственно, жидкоподобная и газоподобная составляющие энтальпии I<sub>пар</sub>(P,T), С<sub>ж</sub> и С<sub>г</sub> были определены выше. Возможность представления энтальпии водяного пара линейной комбинацией (2) следует из общих формул для термодинамических функций (см., например, [34]), мультипликативности соответствующей статистической суммы (в пренебрежении взаимодействия поступательных, вращательных, и меж- и внутримолекулярных движений) и других общепринятых в рассматриваемом аспекте приближений. Жидкоподобная составляющая энтальпии I<sub>ж</sub>(P,T) находилась путем экстраполяции данных М.П. Вукаловича [35] по энтальпии воды на линии насыщения к температуре t=400°С, что дало значение около 520 ккал/кг, которое считалось постоянным во всем исследованном интервале плотностей. Газоподобная составляющая I<sub>r</sub>(P,T) находилась следующим образом. Вначале линейной экстраполяцией данных [35] по энтальпии перегретого пара при t=400° С из области малых давлений (Р≤15 атм) к высоким давлениям (Р≈300 атм) была оценена энтальпия «идеального» газа H<sub>2</sub>O  $I_{\mu \alpha r}(P,T)$  (см. рис. 4). Затем с учетом данных из [36] вводилась поправка на отличие плотности газоподобной компоненты ρ<sub>г</sub> от плотности идеального газа ρ<sub>идг</sub> в виде α=ρ<sub>г</sub>/ρ<sub>идг</sub>. Окончательно газоподобная составляющая I<sub>г</sub>(P,T), входящая в соотношение (2), определялась по формуле

$$I_{r}(P,T) = \alpha^{*} I_{\mu \beta r}(P,T).$$
(3)

Сравнение рассчитанной изложенным выше образом энтальпии водяного пара с табличными данными приведено на рис. 4, который демонстрирует вполне удовлетворительное согласие между ними. Этот факт свидетельствует о том, что использование двухкомпонентной модели надкритического состояния воды и ее количественных параметров, полученных из анализа результатов нейтронного эксперимента, по крайней мере, не противоречит имеющимся данным по такой важной теплофизической характеристике как энтальпия. Это наводит на мысль, что представленная в настоящей работе структурно-динамическая модель надкритической воды заслуживает более глубокого экспериментального и расчетно-теоретического исследования.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполненный нами анализ экспериментов по неупругому рассеянию нейтронов на околокритической воде подтвердил наличие в ней определенной области термодинамических состояний, называемой мезофазой, в которой вещество находится в переходном состоянии, обладая как газоподобными, так и жидкоподобными свойствами, что



Рис. 4. Энтальпия водяного пара как функция давления при температуре t=400°C: 1 - энтальпия «идеального» газа I<sub>идг</sub> (Р)т, 2 - табличная кривая, • - результат настоящей работы

является следствием существования в этих состояниях сгущений и разрежений плотности флуктуационного характера.

Предложенная нами двухкомпонентная модель околокритического состояния воды может быть использована для расчета как нейтронно-физических, так и термодинамических характеристик этой воды, что будет полезным в связи с широким применением воды, находящейся в околокритическом состоянии, в энергетических ядерных реакторах в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя.

Работа выполнена при поддержке ГНТП «Актуальные направления в физике конденсированных сред», направление «Нейтронные исследования».

Авторы выражают благодарность проф. П.Л. Кириллову за внимание к работе и полезные дискуссии.

### Литература

1. Абрамов А.В., Благовещенский Н.М., Блинов Б.К. и др. Спектрометры ДИН на пучках ИБР-2, ИБР-30. Основные характеристики и направления исследований//Атомная энергия. - 1989. - Т.66. - №5. - С. 316.

2. Глазков Ю.Ю, Данилкин С.А., Лисичкин Ю.В. и др. Исследования конденсированных сред с помощью медленных нейтронов //Атомная энергия. - 1996. - Т.80. - №5. - С. 391.

3. Лисичкин Ю.В., Новиков А.Г., Фомичев Н.К. Взаимодействие медленных нейтронов с водой в околокритической и надкритической области и механизм перехода жидкость-пар // Ж. физ. химии. - 1985. - Т.59. - №7. - С. 1671.

4. Фомичев Н.К., Лисичкин Ю.В., Новиков А.Г. Рассеяние медленных нейтронов надкритической водой и эффекты тройных корреляций. «Физика жидкого состояния». - Киев: Вища школа, 1987. - Вып. 15. - С. 91.

5. Cummings P., Cochran H., Simonson J., Mesmer R., Karaborni S. Simulation of supercritical water and supercritical aqueous solutions // J. of Chem. Phys. - 1991. - V. 94. - № 8. - P. 5606.

6. *Guissami Y., Guillot B.* A computor simulation study of the liquid-vapor coexistence curve of water //J. of Chem. Phys. - 1993. - V.98. - №10. - P. 8221.

7. *Mishima O., Stanley H.E.* The relationship between liquid, supercooled and glassy water // Nature. - V.396. - № 6709. - P. 329.

8. Yamanaka K., Yamaguchi T., Wakita H. Structure of water in liquid and supercritical states by rapid X-ray diffractometry//J. of Chem. Phys. - 1994. - V.101. - №11. - P. 9830.

9. Okhulkov A.V., Demianets Yu.N., Gorbaty Yu.E. X-ray scattering in liquid water at pressures of up to 7.7 kbar. Test of fluctuation model//J. of Chem. Phys. - 1994. - V.100. - №2. - P.1578.

10. Tromp R., Postorino P., Neilson G., Ricci M., Soper A. Neutron diffraction studies of  $H_2O/D_2O$  at supercritical temperatures. A direct determination of  $g_{HH}(R)$ ,  $g_{0H}(R)$  and  $g_{00}(R)//J$ . of Chem. Phys. - 1994. - V. 101. - Nº7. - P. 6210.

11. *Uffindel C., Kolesnikov A., Li J-C., Mayers J.* Inelastic neutron scattering study of water in the sub- and supercritical region//Physica B. - 2000. - V.276-278. - P.444.

12. Bonetti M., Romet-Lemonne G., Calmettes P., Bellisent-Funel M.-C. Small-angle neutron scattering from heavy water in the vicinity of the critical point//J. Chem. Phys. - 2000. -V.112. - №1. - P. 268.

13. Proc. of the First Intern. Symp. on Supercritical Water-coold Reactors. Design and Technology (The University of Tokyo, Japan November 6-9, 2000).

14. Лисичкин Ю.В. Новиков А.Г., Пэдуреану И., Ротареску Г., Фомичев Н.К. Рассеяние медленных нейтронов тяжелой водой в интервале температур (23-200)°С: Сообщение ОИЯИ РЗ-86-779. - Дубна, 1986.

15. Лисичкин Ю.В., Новиков А.Г., Семенов В.А., Тихонова С.И. Получение обобщенного спектра частот колебаний атомов замедлителя из экспериментальных дважды дифференциальных сечений рассеяния медленных нейтронов//Вопросы атомной науки и техники. Серия "Ядерные константы." - 1981. - Вып. 3. - С. 53.

16. Ионкин В.И., Лисичкин Ю.В., Новиков А.Г. и др. Дважды дифференцциальные сечения рассеяния медленных нейтронов водой в широком диапазоне температур и давлений //Вопросы атомной науки и техники. Серия "Ядерные константы». - 1989. - Вып. 1. - С. 19.
17. *Искендеров С.М., Новиков А.Г*. Исследование вращательной диффузии молекул воды //Ж. физ. химии. - 1982. - Т. 56. - № 10. -С. 2396.

18. *Новиков А.Г., Ваньков А.А.*, Гостева Л.С. Анализ температурной зависимости обобщенного спектра частот воды //Ж. структ. химии. - 1990. - Т. 31. - № 1. - С. 55.

19. *Новиков А.Г., Лисичкин Ю.В., Фомичев Н.К*. Микродинамические характеристики протона молекулы воды в широком диапазоне температур //Ж. структ. химии. - 1990. - Т. 31. - № 4. - С. 56.

20. Лисичкин Ю.В., Искендеров С.М., Новиков А.Г., Фомичев Н.К. Взаимодействие медленных нейтронов с водой в околокритической и надкритической области. Ч.1. Дважды дифференциальные сечения рассеяния медленных нейтронов водой, находящейся в околокритическом и надкритическом состояниях: Препринт ФЭИ-1366. - Обнинск, 1983.

21. *Лисичкин Ю.В., Новиков А.Г., Фомичев Н.К*. Анализ трансляционной части закона рассеяния медленных нейтронов надкритической водой //Ж. физ. химии. - 1987. - Т. 61. - № 1. - С. 250.

22. Юхневич Г.В., Ветров А.А. Димерные комплексы в парах воды плотностью 0.1 г/см<sup>3</sup>// Доклады АН СССР. - 1972. - Т. 204. -№ 1. - С. 154.

23. *Стырикович М.А., Юхневич Г.В., Ветров А.А., Вигасин А.А*. Молекулярный состав паров воды высокой плотности и некоторые их термодинамические характеристики//Доклады АН СССР. - 1973. - Т. 210. - № 2. - С. 323.

24. Френкель Я.И. Кинетическая теория жидкостей. - Л.: Наука, 1975.

25. Семенченко В.С. Избранные главы теоретической физики. -М.: Просвещение, 1966.

26. *Ландсберг Г.С., Ухолин С.А*. Зависимость комбинационного спектра воды от плотности и давления//Доклады АН СССР. - 1937. -Т. 16. -№ 8 –С. 403.

27. Frank E., Roth K. Infra-red absorption of HOD in water at high pressures and temperatures // Disc. Far. Soc. - 1967. - № 43. - P. 108.

28. Бондаренко Г.В., Горбатый Ю.Е., Эдельштейн В.М. Влияние температуры и давления на колебательно-вращательные спектры надкритической воды //Доклады АН СССР. - 1974. - Т. 214. - № 2. - С. 365.

29. *Амирханов Х.И., Керимов А.М*. Экспериментальные исследования теплоемкости С<sub>у</sub>воды и водяного пара при сверкритических параметрах состояния //Теплоэнергетика. - 1963. - № 9. - С. 61.

30. *Сирота А.М., Мальцев Б.К*. Экспериментальные исследования теплоемкости воды в критической области // Теплоэнергетика. - 1962. - № 1. - С. 52.

31. *Сирота А.М., Латунин В.И., Беляева Г.М*. Экспериментальные исследования максимумов теплопроводности воды в критической области // Теплоэнергетика. - 1973. - № 6. - С. 6.

32. Горбатый Ю.Е., Бондаренко Г.В. Колебательно-вращательные спектры дейтероаналогов воды при давлениях до 500 бар и температурах до 550°С. Очерки физ.-хим. петрологии. - М.: Наука, 1976. - Вып. 6. - С. 46.

33. *Семенченко В.С., Баскакова В.Б*. О закритической области воды //Ж. физ. химии. - 1965. -Т. 39. - №. 12. - С. 3105.

34. *Годнев И.Н.* Вычисление термодинамических функций по молекулярным данным. - М.: Изд. технико-теор. литературы. -1956.

35. Вукалович М.П., Ривкин С.Л., Александров А.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. - М.: Изд. стандартов, 1969.

36. *Новиков А.Г., Лисичкин Ю.В., Фомичев Н.К.* Взаимодействие медленных нейтронов с водой в околокритической и надкритической области. Ч. 2. Молекулярный механизм перехода жид-кость-газ: Препринт ФЭИ-1403. - Обнинск, 1983.

Поступила в редакцию 12.01.2001

УДК 621.384.66

## CALCULATIONS OF RADIATION DAMAGE IN SPALLATION MODULE OF EAP-80

#### P. Pereslavtsev, D. Sahrai

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

Þ

Окно вакуумной трубы протонного ускорителя, используемого в подкритическом реакторе, является деталью, подвергающейся критическому анализу. Ожидается, что эта деталь будет подвергаться интенсивному протонному и нейтронному облучению. Надежность эксплуатации окна ускорителя влияет на осуществимость проекта подкритического реактора. Моделирование ядерных процессов в окне ускорителя было проведено с помощью программы MCNP/4B. Современные нейтронные и протонные данные были использованы в расчетах накопления радиационных повреждений в окне и некоторых деталях, расположенных около него. Полученные результаты демонстрируют, что окно ускорителя является деталью мишени реактора, в которой накапливаются самые большие дозы радиационных повреждений. Накопление газообразных атомов в конструкционных материалах мишени вызвано, в основном, действием протонного облучения.

#### INTRODUCTION

The structural materials of the EAP-80 (Energy Amplifier Prototype, 80 MWt thermal power) spallation module [1] are assumed to be exposed to high density particle fluxes both neutron and proton. The calculations of the radiation damage retention in structural components made of AISI 316 stainless steel were performed in a several steps:

• preparation of proton and neutron cross sections in a wide energy range from 0 to several hundred MeV;

• calculations of particle (both neutron and proton) spectra within certain components of interest;

• calculation of the number of displacements per atom (*dpa*) and of hydrogen and helium atoms accumulation in the structural matrix.

#### NUCLEAR DATA

For the *dpa* calculations two sources of nuclear data were used. The first is the data for stainless steel for energies up to 20 MeV, namely, the IRDF-90.2 (International Radiation Damage File) library. The second is the specially developed radiation damage library BISERM [2], covering projectile energies from 10 MeV to 1 GeV. Total displacement cross sections (the sum of elastic and nonelastic cross sections) for AISI 316 steel were considered (Fig.1). The cross sections for composite materials (such as AISI 316) were calculated in accordance with the corresponding weight fraction of elements. The concentrations of isotopes in natural mixture were used for the preparation of cross sections. Both libraries briefly discussed above were elaborated for incident neutrons.

<sup>©</sup> P. Pereslavtsev, D. Sahrai, 2001



Fig.1. Neutron displacement cross section for AISI 316 stainless steel

Two sets of nuclear data were combined for the preparation of neutron gas production cross sections (H and He). IEAF-2000 (Intermediate Energy Activation File) [3] elaborated in collaboration with FZK (Forschungzentrum Karlsruhe, Germany) and INPE was used for gas production calculations in energy range from 0 to 150 MeV). The BISERM library data were applied for energies above 150 MeV. The IEAF-2000 data for high energies were based on the same CASCADE/INPE calculation as the BISERM data were. So, the combination of these libraries does not lead to jumps of cross sections at the 150 MeV points. The data prepared for the hydrogen and helium accumulation calculations are presented in Fig.2. It should be emphasised that hydrogen production cross sections were prepared as a sum of  $^{1}$ H,  $^{2}$ H and  $^{3}$ H nuclide production data. As for helium data, the sum of  $^{3}$ He and  $^{4}$ He production cross sections was prepared for analysis.

Proton irradiation is supposed to be intensive in the reactor components locateds near the primary proton inlet point. Hence, the bulk of proton cross sections should be used for damage calculations. The preparation of the set of proton data was implemented using the



Fig.2. Neutron hydrogen and helium production cross sections for AISI 316 stainless steel

CASCADE/INPE code. The proton data cover the energy region from 10 MeV to 1 GeV.

Special attention was given to the preparation of the total neutron and proton cross sections for AISI 316 steel. The calculations of particle spectra above 20 MeV are based on the correct values for these cross sections. The NJOY processing code was applied for getting all the necessary data from the LA-150 (high energy Los Alamos library) data. The total cross sections above 150 MeV were calculated using the CASCADE/INPE code.

#### **CALCULATIONS OF PARTICLE SPECTRA**

Particle spectra were calculated for the window technology design of the EAP-80 reactor. The energy of the primary protons was taken to be 600 MeV. It was assumed that the most loaded components are located near the accelerator membrane. Hence, the calculations of the particle spectra were performed for the target window, as well as for the additional and external spheres of the spallation module. A slightly simplified spallation module design (Fig.3) was used for the simulation of the particle transport. The EAP-80 geometry parameters were used for calculations.

The calculations of particle spectra above 20 MeV were carried out with the help of the CASCADE/INPE code. A special routine was applied to simulate the heterogeneous allocation of the EAP-80 fuel, coolant and structural materials. A parabolic distribution of protons in the beam was considered. The neutron transport below 10.5 MeV in the CASCADE code is simulated on the basis of the multigroup transport approach. The internal data library used allows calculations of low energy neutron spectra to be performed with insufficient accuracy. The data presented in Fig. 1 demonstrate the importance of detailed information on the

neutron spectra below 20 MeV. To reach the maximum accuracy in the low energy neutron spectra calculations consideration of all neutron histories was restricted to below 20 MeV in the CASCADE code in its turn. The low energy neutron source produced in this way was used in the low energy transport calculations.

The neutron spectra below 20 MeV were obtained by means of the MCNP/4B Monte Carlo code. The distribution of fuel was considered to be heterogeneous in the calculations. For the purposes of comparison the surface of the accelerator window was divided into 5 layers with a 2 cm step of longitudinal distance. Additional hemispheres were introduced for Pb-Bi liquid coolant flow profiling (Fig. 3). It is natural to expect that these additional stainless steel parts of the target should



Fig.3. Principal scheme of the spallation region of the target. Division of the accelerator window (1 component, Cells 1-5) by five parallel planes is shown

accumulate damage, too. Because these parts are less important for the target safety they were roughly divided into cells. So, two intermediate hemispheres and an external one were divided into two cells, each with equal longitudinal length. An additional cylindrical cell, introduced into the design to arrange the raising coolant flow, was considered to consist of one cell. Two special points assumed to have the greatest *dpa* load were selected in the target design (points A and B, Fig.3).

For both codes a huge division of neutron spectra energies was used. Thus, about 8000 energy groups were considered for careful *dpa* calculations including all peaks in the energy dependence of the cross sections (Fig.1).

#### **RESULTS OF RADIATION DAMAGE CALCULATIONS**

As stated above, the initial proton energy was taken to be 600 MeV and the accelerator current was taken to be 3 mA. It was assumed that irradiation of materials could last 1 year. This time limit was chosen on the basis of traditional limits in commercial reactors.

The results of the *dpa* calculations are summarised in Table 1. Cell numbering corresponds to five main components of interest. Cells 1-5 belong to the target membrane, 6,7 - to the intermediate hemisphere, 8 - to the cylindrical part, 9,10 - to the additional hemisphere and 11, 12 to the external hemisphere. Points A and B are shown in Fig. 3. In Fig.4 particle spectra are presented for Cell 5. Point detector method was applied for the calculations of particle spectra in points A and B. The radius of the detector was chosen to be 1 mm for point A and 2 mm for point B.

The accelerator membrane was divided into five parallel planes with the longitudinal distance of 2 cm from each other (Fig. 3). Thus, Cells 1-5 were produced. The same technique was applied to divide the other elements with equal longitudinal lengths. Note that cell numbering proceeds down the longitudinal coordinate. Cylindrical component 3 of the target

		9	9	
Component number Fig.3	Cell number	Neutron radiation damage dose, dpa/year	Proton radiation damage dose, dpa/year	Total dose, dpa/year
1	1	6.6	1.3	7.9
1	2	7.5	1.4	8.9
1	3	7.7	1.5	9.2
1	4	8.6	1.7	10.3
1	5	11.0	3.3	14.3
1	Α	28.8	7.2	36
2	6	7.8	0.8	8.6
2	7	9.3	0.7	10
3	8	10.9	0.7	11.6
4	9	9.0	0.3	9.3
4	10	8.5	0.06	8.6
5	11	8.9	0.2	0.2
5	12	8.1	0.01	8.1
5	В	7.1	0.003	7.1

Accumulation of radiation damage dose in the target cells

Table 1

is located along the beam axis. So, it was expected that the accumulation of damage in it was distributed uniformly. No division into cells was considered for component 3. The results obtained for gas production in various target components are summarised in Tables 2,3.

#### Table 2

Component number in Fig.3	Cell number	Neutron hydrogen accumulation, appm/year	rron hydrogen Proton hydrogen cumulation, accumulation, ppm/year appm/year	
1	1	47	704	751
1	2	156	710	866
1	3	230	795	1025
1	4	260	848	1108
1	5	534	1651	2185
1	Α	982	3647	4629
2	6	72	368	440
2	7	133	336	469
3	8	247	260	507
4	9	76	98	174
4	10	76	12	88
5	11	57	70	127
5	12 57		13	70
5	В	81	10	91

#### Accumulation of hydrogen atoms in components

#### Accumulation of helium atoms in components

Table 3

Component number in Fig.3	Cell number	Neutron helium accumulation, appm/year	ron helium Proton helium mulation, accumulation, pm/year appm/year	
1	1	9.2	161	170
1	2	30	166	196
1	3	45	186	231
1	4	57	192	249
1	5	104	371	475
1	Α	218	824	1042
2	6	14	83	97
2	7	26	72	98
3	8	48	52	100
4	9	15	19	34
4	10	15	2.1	17
5	11	11	13.5	25
5	12	11	0.3	11
5 <b>B</b>		16	0.2	16



Fig.4. Neutron and proton spectra in Cell 5

As was expected, the maximum *dpa* rate is located in the central zone of the vacuum tube membrane. As the distance between the membrane layer position and central point of the membrane surface increases, the *dpa* dose rate decreases. It may be argued, that welding seam between the vacuum tube and the membrane is not intensively loaded. All the other components of the central part of the spallation module were found to accumulate a reasonable *dpa* dose. The location of the Cell 8 (along the beam axis) determines a higher dose in comparison with other coolant stream profiling components. The distribution of the *dpa* dose rate in the accelerator membrane is shown in Fig. 5.

Once the primary proton beam interacts with the target nuclei the scattering of protons takes place. This process leads to diffusion of protons to the peripheral zones of the target. Due to this fact, hydrogen accumulation in the intermediate sphere is greater than that for



Fig.5. Distribution of dpa dose rate in vacuum tube membrane



Fig.6. Distribution of hydrogen accumulation rate in vacuum tube membrane

components along the beam axis. The situation is reversed for neutron irradiation: the closer the cell is to beam axis, the greater is the accumulation of hydrogen. Fig. 6 reproduces the data for the hydrogen production rate in the target window.

High energy secondary neutrons produced in the target are spread mainly along the axis. The primary scattered protons and secondary protons produced in interactions diffuse out of the spallation region causing a higher gas accumulation in peripheral components. Distribution of the helium accumulation in the membrane is presented in Fig.7.

A detailed design of the EAP-80 spallation module in general should be based on material damage calculations. So far there are no fixed requirements for the maximum safety level of damage accumulated in the medium. Any experiments performed in the frameworks of investigations into material behaviour under irradiation can establish such values. It is important, therefore, to get detailed information on impact of each particle energy group



Fig.7. Distribution of the helium accumulation rate in the vacuum tube membrane

on the total damage produced. This information can clarify the importance of neutrons belonging to various energy groups. In this case the experimental data obtained at the facility available for damage investigations could be extrapolated for the EAP-80 design. Such a procedure is feasible and could be very fruitful in the case of proper neutron spectrum, produced by an experimental source. The calculations performed permit the role of each energy group to be emphasised for further analysis. The handling of the vacuum tube membrane seems to be the weakest point of the spallation module. The percentage of the total *dpa* produced by certain neutron energy groups in the target window is presented in Table 4.

The data presented in Table 4 allow some conclusions to be made. The first is that the *dpa* dose distribution in the window is very irregular. For example, point A belongs to Cell 5 but the *dpa* doses for these Cells are very different. Such distinctions were caused by the averaging procedure for neutron spectrum over Cell 5. Hence, the point cell (point detector) was found to represent a more precise *dpa* load. The second is that for point cell A more than 50% of dpa are produced by neutrons with energies from 1 to 10 MeV. The great importance of neutrons with energies from 20 to 100 MeV is accounted for by the peak in the damage cross section in this region (Fig.1).

The impact of various neutrons on the total hydrogen and helium production is presented in Tables 5 and 6. In terms of hydrogen production, low energy neutrons appeared to be less important than other neutron groups. This fact can be easily explained by the energy dependence of the hydrogen production cross section (Fig. 2). Taking into account that the threshold of this reaction is about 3 MeV, a low percentage of the total hydrogen production by neutrons with energies from 2 to 10 MeV is quite predictable. The main contribution to the total gas production is made by intermediate end high energy neutrons, namely, by 20-100 MeV and 100-600 MeV groups. Thus, low energy neutrons (energies less than 10 MeV) produce only a small share of the total gas damage in the window and, therefore, cannot be used for testing gas production in the materials planned to be used in EAP-80. Although the threshold of the helium production cross section is about zero, the role of neutrons with energies less that 4 MeV is negligible.

#### CONCLUSION

The results, obtained for radiation damage accumulation in some components of the EAP-80 spallation module, demonstrate that the most loaded cell in this device is target the window. Moreover, the distribution of defects in the window matrix is a non-linear function of the distance from the edge of membrane to the edge of vacuum tube. Even in the case of

Table 4

Cell №	0-0.1 MeV	0.1-1 MeV	1-2 MeV	2-4 MeV	4-10 MeV	10-20 MeV	20-100 MeV	100-600 MeV
	%							
1	12	62	14	6	2	1	2	1
2	11	56	14	6	2	1	8	2
3	11	54	14	6	2	1	9	3
4	10	51	14	6	3	1	11	4
5	8	42	12	9	7	3	13	6
Α	3	16	8	17	28	13	13	2

Percentage in the total *dpa* accumulation in the target membrane of different neutron energy groups

Table 5

# Relative contribution to the total hydrogen production of different neutron energy groups

Cell №	2-10 MeV	10-20 MeV	20-100 MeV	100-600 MeV
			%	
1	3	7	52	38
2	1	3	58	38
3	1	2	50	47
4	1	2	47	50
5	1	3	47	49
Α	8	24	43	25

Table 6

# Relative contribution to the total helium production of different neutron energy groups

Cell №	4-10 MeV	10-20 MeV	20-100 MeV	100-600 MeV
			%	
1	4	10	49	37
2	1	4	56	39
3	1	4	47	48
4	2	3	50	45
5	4	4	44	48
Α	9	28	42	21

parabolic distribution of protons in the beam the peak of damage corresponds to the central point of the window surface.

The rate of the displacements per atoms formation in the window material is expected to be around 50 dpa/year. The total accumulation rate of hydrogen in the membrane is about 6000 appm/year (120 appm/dpa). For helium production rate this value is about 1300 appm/year (26 appm/dpa). The accumulation of gaseous atoms in the structural components is determined mainly by proton irradiation. The *dpa* dose rate depends on the neutron spectrum and, in part, on the proton spectrum.

#### ACKNOWLEDGEMENTS

The authors would like to thank professor Yu.A. Korovin for reading the manuscript and helpful comments.

#### References

1. Energy Amplifier Demonstration Facility, Reference Configuration, Summary report, Report ANSALDO, EA B0.00 1 200, January 1999.

2. Korovin Yu.A., Stankovsky A.Yu., Konobeyev A.Yu., Pereslavtsev P.E. BISERM Nuclear Data Library for Evaluation of Radiation Effects in Materials Induced by Neutrons of Intermediate Energies // Report INPE, Obninsk, August 1996.

3. Korovin Yu.A., Konobeyev A.Yu., Pereslavtsev P.E., Stankovsky A.Yu. Nuclear Data Bases for Intermediate and High Energy Applications, Proc. of Int. Conf. PHYSOR'2000, Pitsburg, May 2000.

Поступила в редакцию 16.01.2001

УДК 51-72:621.039.53

P

## МОДЕЛИРОВАНИЕ МЕЖКРИСТАЛЛИТНОЙ КОРРОЗИИ НА ПОВЕРХНОСТНОЙ СТРУКТУРЕ ПОЛИЭДРОВ ВОРОНОГО

#### И.В. Пышин, А.Л. Шимкевич

ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

Построена 3-мерная математическая модель межкристаллитной коррозии сталей в контурах с щелочно-металлическим теплоносителем. Изложена модельная составляющая, описывающая проникновение жидкого металла в поликристаллический конструкционный материал контура не по ребрам, а по граням зерен.

Данная статья подводит итог многочисленных работ по разработке алгоритмов моделирования межкристаллитной коррозии конструкционных сталей в жидких щелочных металлах [1-4]. Коррозионные процессы составляют одну из важнейших проблем технологии жидкометаллических теплоносителей [5-7], а высокая по сравнению с фронтальным растворением кинетика межкристаллитной коррозии ставит задачу исследования межкристаллитной коррозии на первый план [5, 7].

Зеренная структура конструкционного материала удовлетворительно моделируется плотной упаковкой неправильных выпуклых многогранников [1]. Математическая модель проникновения теплоносителя (натрия) в такую структуру по ребрам многогранников была подробно рассмотрена ранее [2, 3]. Для построения «полной» модели межкристаллитной коррозии необходимо было смоделировать также процесс проникновения теплоносителя по граням модели зеренной структуры.

Схема развития данного процесса показана на рис. 1, откуда видно, что грань модели разделяется на три области. Внутренняя односвязная область, еще не затронутая коррозией, заполнена исходным оксидом, например, Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Промежуточная двусвязная область отвечает твердофазной реакции с образованием сложного оксида NaCrO<sub>2</sub>, причем фазовые преобразования протекают на ее границах. И наконец, внешняя двусвязная область грани характеризует существование раствора [Na<sub>2</sub>O]<sub>ж.</sub> и коллоидного раствора [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> в жидком натрии.

Уравнения химических реакций рассмотренного коррозионного процесса имеют вид

$$[Na_20]_{TB.} + Cr_2O_3 \rightarrow 2 NaCrO_2, \tag{1}$$

$$NaCrO_2 \rightarrow [NaCrO_2]_{*.}$$
, (2)

где индекс «ж.» относится к жидкой фазе, а индекс «тв.» - к твердой фазе.

Твердофазная реакция образования сложного оксида (1) протекает на границе между внутренней и промежуточной областями (рис. 1). Скорость этой реакции (моль/(м<sup>2</sup>·с)) в данной точке В' лимитируется диффузией через слой NaCrO<sub>2</sub> и зависит от ширины про-

межуточной области  $\ell_B$  в точке B [2]:

```
© И.В. Пышин, А.Л. Шимкевич, 2001
```



Рис.1. Процесс коррозии на грани

$$V_B^{NO} = \frac{j_0 a}{\ell_B},\tag{3}$$

где *j*<sub>0</sub> - удельный поток [Na<sub>2</sub>O]<sub>тв.</sub> через слой NaĆrO<sub>2</sub>, обусловленный дефектами в кристаллической решетке; *a* - межатомное расстояние в NaCrO<sub>2</sub>.

Реакция растворения сложного оксида (2) протекает на границе между промежуточной и внешней областями. Скорость этого процесса зависит от степени насыщения натрия коллоидами сложного оксида в рассматриваемой точке. Для точки А имеем

$$V_{A}^{NC0} = k \left( C_{S}^{NC0} - C_{A}^{NC0} \right), \tag{4}$$

где  $C_s^{NO}$  - концентрация насыщения [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> в натрии;  $C_A^{NO}$  - концентрация [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> в точке *A*; *k* - константа скорости растворения.

Выразим через  $V_A^{NO}$  скорость изменения ширины промежуточной области, т.е.  $\frac{\partial \ell}{\partial t}A$ .

Здесь использован символ частной производной, т.к.  $\ell_A$ является не только функцией времени, но и координат точки *А*, лежащей на границе промежуточной и внешней областей:

$$\frac{\partial \ell}{\partial t} = \frac{2M}{\rho_{NOD}} V_{A}^{NO} - \frac{M}{\rho_{NOD}} V_{A}^{NO}, \qquad (5)$$

где *M<sub>NCO</sub>*, р<sub>*NCO</sub> - молярная масса и плотность* NaCrO<sup>2</sup> соответственно; *t* - время.</sub>

Дифференциал перемещения точки *А* в направлении единичной нормали <sup>*п*</sup><sub>*A*</sub> к границе внешней области, проведенной из точки *А* можно выразить следующим образом:

$$\partial n_{A} = \partial n_{A} - \partial \ell_{A'} \tag{6}$$

$$\frac{\partial n}{\partial t} \stackrel{A}{=} \frac{M}{\rho_m} \frac{V N 0}{A}, \tag{7}$$

$$\frac{\partial n}{\partial t} = \left(\frac{M}{\rho_{\varpi}} - \frac{2M}{\rho_{N\varpi}}\right) \left(\frac{N0}{A} + \frac{M}{\rho_{N\varpi}} + \frac{M}{\rho_{N\varpi}}\right) \left(\frac{N0}{A} + \frac{M}{\rho_{N}}\right) \left(\frac{N0$$

где  $M_{CO}$  и  $\rho_{NCO}$  - молярная масса и плотность  $Cr_2O_3$  соответственно.

Итак, получаем

$$\frac{\partial \ell}{\partial t} = \frac{{}^{2}M_{NCO}}{\rho_{NCO}} \cdot \frac{j_{0}a}{\ell_{A}} - \frac{M_{NCO}}{\rho_{NCO}} k \left( c_{s}^{NCO} - c_{A}^{NCO} \right), \tag{9}$$

85

$$\frac{\partial n}{\partial t} = \left(\frac{M_{CO}}{\rho_{CO}} - \frac{2M_{NCO}}{\rho_{NCO}}\right) \frac{j_0 a}{\ell_A} + \frac{M_{NCO} k}{\rho_{NCO}} \left(\frac{c_N c_O}{c_S} - c_A N c_O\right)$$
(10)

Аппроксимировав границу между промежуточной и внешней областями ломаной линией с N вершинами и записывая уравнения (9), (10) для каждой вершины этой ломаной, получим систему из 2N дифференциальных уравнений. Решая данную систему, можно получить траекторию движения каждой вершины во времени и, таким образом, смоделировать процесс проникновения теплоносителя по граням зерен. Однако пред-

варительно следует определить неизвестные величины  $C_A^{NO}$ .

Поскольку для перемещения границы между промежуточной и внешней областями лимитирующей стадией является низкая кинетика растворения NaCrO<sub>2</sub>, то во внешней области поле концентраций С<sup>NCO</sup> будет иметь стационарный характер [2], удовлетворяющий однородному уравнению Лапласа

$$\Delta C NC0 = 0. \tag{11}$$

Определим граничные условия для (11). Ранее было показано [4], что при выполнении некоторых критериев для параметров задачи распределение концентрации сложного оксида по длине ребра можно считать линейным. Поэтому, если определены кон-

центрации в вершинах грани  $C_1^{NO}$ ,  $C_2^{NO}$ ,..., $C_6^{NO}$  (см. рис. 1), то для границы грани, образованной ребрами многогранника, имеем следующее выражение для концентрации [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> в произвольной точке *E*, лежащей на ребре:

$$C_{E}^{NC0} = \frac{C_{E}^{NC0} - C_{E}^{NC0}}{\ell_{12}} x_{E}^{+} C_{E}^{NC0}, \qquad (12)$$

где  $\ell_{1,2}$  - длина ребра, которому принадлежит точка *E*, в данном случае ребра [1,2] (см. рис. 1).

Итак, для границы внешней области, образованной ребрами полиэдра, получено граничное условие 1-го рода (12).

Теперь рассмотрим условия на границе между промежуточной и внешней областями. Удельный поток коллоидов сложного оксида с единицы площади поверхности этой границы в жидкий металл равен

$$J_{A}^{NC0} = D^{NC0} \frac{\partial C^{NC0}}{\partial \vec{n}_{A}}, \qquad (13)$$

где  $D^{NCO}$  – коэффициент диффузии [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> <sup>A</sup>в жидком натрии. С другой стороны,  $J_A^{NOO} = V_A^{NOO}$ , тогда из (4) имеем

$$D^{NCO} \frac{\partial c^{NCO}}{\partial \vec{n}_{A}} = k \left( c_{S}^{NCO} - c_{A}^{NCO} \right), \tag{14}$$

$$\frac{\partial C NC0}{\partial \vec{n}_A} + \frac{k}{D NC0} \left( C A C - C S C \right) = 0.$$
(15)

Таким образом, для границы между промежуточной и внешней областями получается граничное условие 3-го рода (15). Решая уравнение (11) на каждом шаге по време-

ни с условиями (12), (15), находим величины  ${}^{C}{}^{NO}_{A}$ , необходимые для вычисления правых частей (9) и (10). Чтобы замкнуть расчетную схему этой задачи, остается найти способ вычисления значений концентрации сложного оксида в вершинах зеренной



Рис.2. К выводу величины дополнительного источника во внутреннем узле, обусловленного интегральными диффузионными потоками [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> с граней в ребра

структуры, т.е.  $C_1^{NO}$ ,  $C_2^{NO}$ ,..., $C_6^{NO}$  для данной грани.

Ранее [3] была предложена методика расчета этих концентраций в узлах (вершинах) графа, образованного ребрами многогранников (зерен). Эта методика основана на аналогии между реберным графом и графом резистивной электрической цепи. Для расчета концентраций в узлах удалось применить известный из электротехники метод узловых уравнений [8], который позволяет осуществлять вычисления в матричной форме, удобной для алгоритмизации. При этом было введено ограничение на проникновение теплоносителя в конструкционный материал **только** по ребрам зерен, которое теперь требует модификации в расчетной схеме.

Для этого необходимо корректно учесть в общем балансе сложного оксида также потоки, исходящие с граней в ребра зеренной структуры.Поскольку распределение концентрации сложного оксида по длине ребра можно считать линейным [4], то для учета данного баланса достаточно ввести во внутренние узлы графа [3] интегральные диффузионные потоки [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> с граней в ребра по всей их длине. Концентрации [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> во внешних узлах равны концентрации сложного оксида в потоке теплоносителя и не претерпевают каких-либо изменений.

Определим интегральный поток  $J_{i,i+1}^{NO}$  [NaCrO<sub>2</sub>]<sub>ж.</sub> с некоторой грани в ребро [*i*, *i*+1] (см. рис. 2.). Отметим, что одно ребро принадлежит минимум трем граням. Интегрируя по длине ребра [*i*, *i*+1], имеем

$$J_{i,i+1}^{N,0} = -\int_{0}^{|i,i+1|} D^{N,0} \frac{\partial^{CN,0}}{\partial^{n}_{i}}(x) h dx, \qquad (16)$$

где  $n_i$  - внешняя единичная нормаль, h - толщина грани как зазор между двумя зернами.

Для соблюдения баланса сложного оксида естественно положить, что  $J_{i,i+1}^{NO}$  распределяется поровну между узлами *i* и *i*+1, тогда поток в узел *i* с грани *j* равен

$$I_{j}^{\text{гран } \text{b} j} = -\frac{1}{2} DNCOn \left( \int_{0}^{|j-1,j|} \left( \frac{\partial CNCO}{\partial \overline{n}_{j-1}}(x) \right)_{j} dx + \int_{0}^{|j,j+1|} \left( \frac{\partial CNCO}{\partial \overline{n}_{j}}(x) \right)_{j} dx \right)$$
(17)

а полный поток, создаваемый дополнительным источником в узле *i*, определяется суммой

$$I_{j} = \sum_{i} I_{j}^{r \text{ paHb}} j, \qquad (18)$$

причем суммирование проводится по всем граням, которые имеют вершиной узел *i*. Теперь закон Кирхгофа для внутреннего узла 11 (см. рис.3) имеет вид

 $I_{11\to10} + I_{11\to12} + I_{11\to7} + I_{11\to6} - I_{11} = 0.$  (19)



Рис.3. Диффузионные потоки во внутреннем узле

Знак «-» перед *I*<sub>11</sub> обусловлен тем, что потоки, направленные к узлу, считаются отрицательными. Далее аналогично [3] имеем

$$\left( \frac{1}{r_{11,10}} + \frac{1}{r_{11,12}} + \frac{1}{r_{11,7}} + \frac{1}{r_{11,6}} \right) \mathcal{C}_{11}^{\text{MCO}} - \frac{1}{r_{11,10}} \mathcal{C}_{10}^{\text{MCO}} - \frac{1}{r_{11,12}} \mathcal{C}_{11}^{\text{MCO}} - \frac{1}{r_{11,7}} \mathcal{C}_{10}^{\text{MCO}} - \frac{1}{r_{11,6}} \mathcal{C}_{10}^{\text{MCO}} = I_{11},$$
(20)  
где  $r_{ij}$  - длина ребра, соединяющего вершины  $i$  и  $j$ .

Таким образом, в системе линейных алгебраических уравнений, полученной по методу узловых уравнений [3], после введения дополнительных источников во внутренних узлах изменяется только вектор ее свободных членов, который теперь имеет вид

$$\vec{P} = \left(I_1, I_2, \dots, I_{n'}^{p_{1'}, p_{2'}}, \dots, p_{n'}, C_T^{NC0}, C_T^{NC0}, \dots, C_T^{NC0}\right)^T,$$
(21)

где *n* - число внутренних узлов; *n*' - число узлов роста;  $p_{j'} = \frac{k C_{NOD}}{D_{NOD}} y_{j'}$ ;  $y_{j'}$  - длина ветви

роста [3].

Итак, завершено построение математической модели межкристаллитной коррозии. Учтены практически все характерные черты этого процесса. Последовательность действий, выполняемых при расчетах по данной модели, следующая:

1) решается уравнение Лапласа (11) для внешних областей граней, ребра которых заполнены теплоносителем, с граничными условиями (12) и (15);

2) вычисляются правые части (9) и (10);

- рассчитываются новые массивы ширины промежуточной области  $\ell$  для каждой грани, ребра которой заполнены теплоносителем;

- рассчитывается сдвиг по нормали  $\Delta n$  для каждой вершины ломаной, аппроксимирующей границу между промежуточной и внешней областями, и новые координаты ее вершин;

- рассчитываются дополнительные источники *I<sub>k</sub>* для всех внутренних узлов;

3) решается система линейных алгебраических уравнений, аналогичная [3], но с модифицированными свободными членами (21); как результат получаются новые значения С<sup>NCO</sup> в узлах роста и внутренних узлах [3];

4) вычисляются правые части систем дифференциальных уравнений для каждого узла роста [3];

- рассчитывается новая толщина «пробки» сложного оксида *d*;' для каждого узла роста [3];

- определяется величина сдвига вдоль ребра для каждого узла роста на данном шаге по времени [3];

- 5) проверяется возможность возникновения явлений «ветвления» и «смыкания» [3]; - вносятся соответствующие изменения в топологию графа, образованного ребрами многогранников;
  - вычисляются новые координаты узлов роста;
- 6) идентифицируются зерена, грани которых полностью заполнены теплоносителем;
   такие зерна удаляются из схемы расчета;

- вносятся соответствующие изменения в топологию графа, образованного ребрами многогранников;

7) переход на 1) к следующему шагу по времени.

#### Литература

1. Загорулько Ю.И., Козлов Ф.А., Пышин И.В., Шимкевич А.Л. Трехзонная модель межкристаллитной коррозии сталей в натрии: Препринт ФЭИ - 2485, Обнинск, 1995.

2. *Карымов Д.И., Пышин И.В., Шимкевич А.Л*. Компьютерное моделирование межкристаллитной коррозии: Препринт ФЭИ - 2678, Обнинск, 1997.

3. *Пышин И.В.* Диффузионная модель межкристаллитной коррозии сталей в щелочных металлах // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1999.- № 3. -С. 49-55.

4. *Пышин И.В., Шимкевич А.Л*. О критериях применимости ранее предложенных моделей межкристаллитной коррозии: Препринт ФЭИ - 2864. - Обнинск, 2000.

5. Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах/Под ред. Б.А. Невзорова.- М.: Атомиздат, 1977.

6. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. – М.: Атомиздат, 1970.

7. *Никитин В.И*. Физико-химические явления при воздействии жидких металлов на твердые. – М.: Атомиздат, 1967.

8. Теоретические основы электротехники. Т. І. Основы теории линейных цепей /Под ред. П.А. Ионкина. - М: Высшая школа, 1976.

Поступила в редакцию 05.03.2001

УДК 539.172

## РАСЧЕТ СЕЧЕНИЙ РЕАКЦИЙ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЭЛЕМЕНТАРНЫХ ЧАСТИЦ С ЯДРАМИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ТРАНСАКТИНИДАМИ

#### А.П. Маркин, В.С. Мастеров, Н.П. Савельев

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск

В работе приведены результаты расчетов реакций, вызванных фотонами, нуклонами и легкими нуклидами промежуточных энергий, и оценка сечений (e,e') на быстрых электронах для важнейших с точки зрения проблемы выжигания ядер продуктов деления (Cs, Sr, I, Tc) и трансактинидов (Np, Am, Cm).

#### введение

P

Создание экологически чистого и экономически обоснованного топливного цикла ядерной энергетики требует всестороннего рассмотрения проблемы. В частности, необходима разработка и оценка методов выжигания или трансмутации высокоактивных ядерных отходов, среди которых наибольшую озабоченность вызывают два их типа: трансактиниды и ядра-осколки деления. Они нарабатываются в ядерных реакторах и обладают периодом полураспада несколько десятков лет и больше. В данной работе рассматривается один из наиболее перспективных способов выжигания радиоактивных изотопов - использование пучков заряженных частиц, высокоэнергетичных нейтронов или у-квантов, получаемых на протонных или электронных ускорителях с большими токами. Для создания концепции выжигания на ускорителях необходимо получение оцененных ядерных данных о взаимодействии соответствующих частиц промежуточных энергий с радиоактивными ядрами, для которых отсутствуют экспериментальные данные. Их отсутствие должно компенсироваться созданием достаточно надежных методов расчета соответствующих сечений и спектров, а также исследованием возможностей распространения существующих методов, испытанных на стабильных изотопах, на радиоактивные изотопы.

Одним из первых этапов этой работы являются расчеты, результаты которых приводятся в настоящей работе. Были рассчитаны энергетические зависимости сечений фотоядерных реакций и реакций, инициируемых нуклонами и легкими нуклидами, проведена оценка сечений ядерных реакций на быстрых электронах для важнейших с точки зрения проблемы выжигания долгоживущих изотопов (в скобках указаны периоды полураспада в годах): <sup>135</sup>Cs(2,3·10<sup>6</sup>), <sup>137</sup>Cs(30,1), <sup>90</sup>Sr(29,1), <sup>129</sup>I(1,57·10<sup>7</sup>), <sup>97</sup>Tc(2,6·10<sup>6</sup>), <sup>98</sup>Tc(4,2·10<sup>6</sup>), <sup>99</sup>Tc(2,13·10<sup>5</sup>), <sup>236</sup>Np(1,55·10<sup>5</sup>), <sup>237</sup>Np(2,14·10<sup>6</sup>), <sup>243</sup>Am(7,37·10<sup>3</sup>), <sup>244</sup>Cm(18,5), <sup>245</sup>Cm(8,5·10<sup>3</sup>), <sup>246</sup>Cm(4,76·10<sup>3</sup>), <sup>247</sup>Cm(1,56·10<sup>7</sup>), <sup>248</sup>Cm(3,48·10<sup>5</sup>), <sup>250</sup>Cm(9,7·10<sup>3</sup>).

<sup>©</sup> А.П. Маркин, В.С. Мастеров, Н.П. Савельев, 2001

#### МОДЕЛИ И МЕТОДЫ ОЦЕНКИ СЕЧЕНИЙ ФОТОНЕЙТРОННЫХ РЕАКЦИЙ Сферические ядра

Полные сечения фотопоглощения  $\sigma_{\gamma}(E_{\gamma})$  на стабильных ядрах и их основные составляющие сечения реакций ( $\gamma$ ,n) и ( $\gamma$ ,2n) достаточно хорошо изучены вплоть до энергий  $E_{\gamma}$ =25-30 МэВ. Для отдельных изотопов имеются данные по реакции ( $\gamma$ ,3n) вблизи порога. Данные о ядерных реакциях, полученные к середине семидесятых годов, собраны и систематизированы в известном атласе Бермана [1]. Анализ этих данных дает основание заключить, что энергетические зависимости указанных выше сечений обнаруживают простые и универсальные закономерности, позволяющие довольно надежно оценить эти сечения для неисследованных изотопов включая радиоактивные ядра-мишени вплоть до  $E_{\gamma}$ -30 МэВ, и с меньшей уверенностью экстраполировать соответствующие данные вплоть до энергий порядка 50 МэВ.

В результате взаимодействия фотонов с ядром при энергиях фотонов меньше 50 МэВ в ядре возбуждается особый тип коллективных движений, называемый "гигантским резонансом". Зависимость сечения фотопоглощения от энергии для большинства недеформированных ядер хорошо аппроксимируется соответствующим лоренцианом, а в случае деформированных ядер, когда существуют две моды колебаний (продольная и поперечная), - суммой двух лоренцианов. Поскольку реакция идет через возбуждение коллективных степеней свободы, т.е. через составное ядро, то согласно гипотезе Бора каналы распада ядра не зависят от способа образования составного ядра. В этом случае одним из наиболее распространенных методов для оценки вероятностей распада является испарительная модель Вайскопфа-Ивинга [2]. В рамках этой модели сечение процесса ( $\gamma$ , $\mu$ ), где  $\mu$  - один из выходных каналов, записывается в виде

$$\sigma(\gamma,\mu) = \frac{\sigma_{\gamma} \cdot \Gamma_{\mu}(\mathcal{E}_{\mu})}{\sum_{\mu} \int \Gamma_{\mu}(\mathcal{E}_{\mu}) \cdot d\mathcal{E}_{\mu}}, \qquad (1)$$

где  $\sigma_{\gamma}$ - сечение образования компаунд-ядра, т.е. сечение захвата ядром фотона, а  $\Gamma_{\mu}(E_{\mu})$  - парциальная ширина распада составного ядра по каналу  $\mu$  с энергией испущенной частицы, равной  $E_{\mu}$ . В знаменателе стоит сумма по всем возможным каналам распада. Более совершенная модель Хаузера-Фешбаха требует большего объема информации о ядрах, образующихся в реакции, и гораздо большего времени для расчета сечений. Имея в виду оценочный характер проводимых вычислений, мы ограничились формулой (1). В проведенных нами расчетах учитывалось испускание возбужденным составным ядром нейтронов, протонов, дейтронов,  $\alpha$ -частиц и  $\gamma$ -квантов.

Как правило, при расчете σ<sub>γ</sub> рассматривается электрический дипольный *E*1 резонанс, однако на некоторых ядрах с помощью такой простой параметризации не удается описать поведение сечения в жесткой части спектра, что возможно обусловлено наличием гигантских резонансов высших мультипольностей (*M*1 или *E*2). В таких случаях сечение аппроксимируется суммой двух лоренцианов.

Вероятность испускания заряженных частиц из составного ядра, возбужденного фотоном, из-за наличия кулоновского барьера, пропорционального Z<sup>2</sup> (здесь Z - заряд ядра), сильно подавлена по сравнению с вероятностью испускания нейтрона и составляет 10<sup>-2</sup>-10<sup>-4</sup> от последней. Радиационная ширина также составляет мизерную долю от нейтронной, т.к. последняя очень быстро нарастает выше порога испускания нейтрона. Таким образом, из всех возможных при рассматриваемых энергиях каналов распада компаунд-ядра с испусканием нейтрона может конкурировать только канал деления для ядер в области тяжелых трансактинидов. Сразу оговорим, что в случае, если реакция идет на нейтронодефицитных изотопах, когда очень велика энергия отделения нейтрона, испускание заряженных частиц и радиационный распад могут составлять подавляющую часть сечения реакции.

Наблюдаемые закономерности сводятся к следующему.

1. Зависимость сечения поглощения γ-кванта от его энергии σ<sub>γ</sub>(*E*<sub>γ</sub>) представляет собой пик гигантского электрического дипольного резонанса, удовлетворительно описываемый лоренцианом

$$\sigma_{\gamma}(E) = \sigma_0 / \left( \frac{1}{2} + \left( E_{\gamma}^2 - E_0^2 \right) / E_{\gamma}^2 \cdot \Gamma^2 \right), \tag{2}$$

где  $\sigma_0$  - сечение в резонансе,  $E_0$  - резонансная энергия,  $\Gamma$  - ширина резонанса. В табл.1 приведены экспериментальные данные по параметрам гигантского резонанса для сферических ядер в интересующей нас области энергий, взятые из атласа [2]. Для некоторых из исследованных нуклидов данные в этом атласе отсутствуют, и в этих случаях параметры гигантского резонанса рассчитывались по систематике Блэна [12,13].

2. Испускание протонов происходит с гораздо меньшей вероятностью, чем нейтрона. Отношение этих вероятностей составляет величину порядка 10<sup>-2</sup> или меньше.

3. Если деление возможно, то оно сильно конкурирует с процессом испускания нейтрона.

4. При энергиях выше *E*<sub>0</sub> на правом крыле гигантского резонанса сечение может заметно (иногда вдвое) превышать лоренцеву экстраполяцию. Есть тенденция считать это вкладом резонансов других мультипольностей, прежде всего квадрупольного [6]. Если этот вклад также аппроксимировать лоренцианом, то его наиболее вероятные характеристики примерно таковы:

- резонансная энергия на 10-15 МэВ выше, чем у дипольного;
- амплитуда резонанса на порядок ниже;
- ширина резонанса примерно та же.

Соотношение вероятностей испускания различного числа нейтронов в рамках, разрешенных энергетическим балансом, удовлетворительно описывается простой испарительной моделью, в которой спектр нейтронов имеет квазимаксвелловскую форму [7]

$$f(E_{n'}^{T}) \cdot dE_n = C \cdot E_n \cdot e^{-E_n/T} \cdot dE_n.$$
(3)

Термодинамическую температуру *Т* ядра для наших целей можно оценивать по формулам Дилга [8]. В этой работе плотность ядерных состояний описывается в модели ферми-газа с "обратным смещением":

$$T = \left(1 + (1 + 4aE)^{1/2}\right)/2a, E = U - \Delta,$$
(4)

где  $U = E_{\gamma} - \sum_{k=1}^{X} E_k - B_{\chi \eta}$ - энергия возбуждения ядра после вылета *х* нейтронов с энергий

 $E_k$  каждый;  $B_{xn}$  - порог испускания x нейтронов. Параметр плотности уровней a и обратное смещение ("back shift")  $\Delta$  систематизированы в работе [9]. Эта систематика позволяет оценить их значения для интересующих нас радиоактивных ядер.

Все интересующие нас параметры гигантского резонанса и нейтронных спектров получаются с невысокой точностью, поэтому в расчетах представляются оправданными следующие дополнительные упрощающие предположения:

1) ступенчатая энергетическая зависимость температуры  $T(E)=T_x=const~(E=E_{\gamma}-B_{xn},$  где  $B_{xn}$  - порог испускания x нейтронов в реакции ( $\gamma, xn$ ));

 учет при каждой энергии конкуренции только двух фотонейтронных реакций с числом испущенных нейтронов, различающимся на единицу;

3) пренебрежение при *E*<sub>γ</sub><50 МэВ реакциями с *x*>3.

Совокупность значений параметров для сферических ядер, использованных в расчетах, приводится в табл. 1. Значения порогов реакций (энергий связи) взяты из справочника [10].

Таблица 1

Нуклид	<sup>90</sup> Sr	<sup>97</sup> Tc	<sup>98</sup> Tc	<sup>99</sup> Tc	<sup>129</sup> I	<sup>135</sup> Cs	<sup>137</sup> Cs
a, M∋B⁻¹	12,3	12,8	12,9	13,0	15,5	15,0	15,2
$\Delta$ , МэВ	0,67	-0,67	0,0	-0,52	-0,32	-0,21	0,92
Т₁, МэВ	1,03	1,09	1,00	1,04	0,93	0,95	0,87
Т₂, МэВ	1,40	1,38	1,31	1,33	1,18	1,20	1,14
Т₃, МэВ	1,72	1,63	1,55	1,56	1,39	1,41	1,35
B <sub>1n</sub> , МэВ	7,80	9,47	7,28	8,97	8,84	8,83	8,27
В <sub>2n</sub> , МэВ	14,17	17,35	16,75	16,25	15,67	15,72	15,04
B <sub>3n</sub> , M <sub>9</sub> B	25,28	27,28	24,63	25,72	24,81	24,72	23,86
B4n, M9B	33,71	35,90	34,56	33,59	31,95	31,87	30,75
E <sub>0</sub> M <sub>9</sub> B	16,49	16,23	16,19	16,16	15,27	15,12	15,07
σ₀, мб	210	230	230	230	320	330	330
Г, МэВ	4,54	4,46	4,45	4,44	4,20	4,16	4,14

#### Параметры гигантского дипольного резонанса для сферических ядер среднего веса (см. формулу (1) в тексте)

На рис. 1 представлены результаты расчета сечений реакций ( $\gamma$ , n), ( $\gamma$ , 2n), ( $\gamma$ , 3n) и их суммы на сферическом ядре <sup>90</sup>Sr. Для ядер <sup>99</sup>Tc, <sup>129</sup>I и <sup>137</sup>Cs кривые имеют аналогичный вид, поэтому в статье не приводятся.

#### Деформированные ядра

В отличие от рассмотренных ранее ядра <sup>236</sup>Np, <sup>237</sup>Np, <sup>243</sup>Am, <sup>244</sup>Cm, <sup>245</sup>Cm, <sup>246</sup>Cm, <sup>247</sup>Cm, <sup>248</sup>Cm, <sup>250</sup>Cm сильно деформированы. Выше отмечалось, что у таких ядер дипольный гигантский резонанс имеет две компоненты, обусловленные двумя модами колебаний. Поэтому при расчете сечений фотоядерных реакций нужно учитывать расщепление гигантских резонансов. Примем следующие простые предположения о характере этого расщепления:

1) каждый гигантский резонанс описывается суммой двух лоренцианов;

 каждый лоренциан определяется тремя параметрами: σ<sub>0</sub>- значение сечения в резонансе, E<sub>0</sub> - резонансная энергия, Γ - ширина резонанса.



Рис.1. Сечения испускания нейтронов при захвате фотона ядром  $9^{90}$ Sr: 1 - ( $\gamma$ , n), 2 - ( $\gamma$ , 2n), 3 - ( $\gamma$ , 3n), 4 - ( $\gamma$ , n) total



Рис.2. Сечения испускания нейтронов при захвате фотона ядром <sup>243</sup>Am: 1 - ( $\gamma$ , n), 2 - ( $\gamma$ , 2n), 3 - ( $\gamma$ , 3n), 4 - ( $\gamma$ , n) total

<sup>236</sup>Np <sup>237</sup>Np <sup>243</sup>Am <sup>245</sup>Cm <sup>248</sup>Cm <sup>250</sup>Cm <sup>244</sup>Cm <sup>246</sup>Cm <sup>247</sup>Cm Нуклид a, M<sub>3</sub>B<sup>-1</sup> 26,03 23,76 21,65 22,61 23,00 22,59 22,05 26,42 23,53 0,47 -0,57 0,20 -0,38 0,18 -0,57 -0,67 -0,69 ∆, МэВ 0,33 0,67 0,66 0,65 0,67 T<sub>1</sub>, МэВ 0,63 0,69 0,66 0,62 0,57 T<sub>2</sub>, МэВ 0,84 0,81 0,87 0,86 0,84 0,84 0,82 0,74 0.80 Т₃, МэВ 1,01 0,95 1,02 1,02 1,00 1,00 1,01 0,94 0,88 B1n. M9B 6.20 6.21 5.16 6.46 5.52 6.80 6.36 6.57 5,74 10,91 12,32 12,49 11,90 B<sub>2n</sub>, M<sub>9</sub>B 11,37 11,61 11,98 12,31 12,72 B<sub>3n</sub>, M<sub>9</sub>B 17,12 17,82 17,14 18,78 18,02 19,46 18,53 19,30 18,84 B<sub>4n</sub>, МэВ 22,28 23.35 23.94 24,47 24,98 25,54 24.50 25,42 26,20 E<sub>0</sub>, M<sub>9</sub>B 10,85 10.86 10.87 10,88 10.88 10.89 10,92 11,03 11.05 σ₀, мб 330 330 330 330 330 320 320 310 310 Г, МэВ 2,52 2,52 2,52 2,52 2,53 2,53 2,53 2,56 2,56 12,66 12,69 12,72 E<sub>0</sub>, M<sub>9</sub>B 12,64 12,67 12,68 12,70 12,80 12,81 460 460 460 460 450 450 450 430 σ₀, мб 440 Eo, MэB 3,48 3,48 3,48 3,49 3,49 3,49 3,50 3,52 3,52

Таблица 2 Параметры гигантского дипольного резонанса для трансактинидов

Предположения относительно температуры ядра, каналов нейтронного распада, сделанные в предыдущем разделе, остаются в силе.

Совокупность значений параметров, использованных в расчетах сечений фотоядерных реакций для деформированных ядер, приводится в табл. 2. Значения порогов реакций (энергий связи) взяты из справочника [9].

На рис. 2 приведены результаты расчетов сечений реакций ( $\gamma$ , n), ( $\gamma$ , 2n), ( $\gamma$ , 3n) и их суммы на ядре <sup>243</sup>Am. Для ядер <sup>237</sup>Np, <sup>245</sup>Cm, <sup>248</sup>Cm кривые имеют аналогичный вид, поэтому в статье не приводятся.

#### ОЦЕНКА СЕЧЕНИЯ ФОТОДЕЛЕНИЯ ТЯЖЕЛЫХ ТРАНСАКТИНИДОВ

В делящихся ядрах порог деления обычно слабо отличается от порога испускания нейтрона. Вероятность деления отнюдь не мала по сравнению с вероятностью испускания нейтрона. Деление может происходить непосредственно после захвата фотона, а также после предварительного испускания одного, двух и так далее нейтронов. В первом случае говорят о первом шансе деления, а в случае предварительного испускания *х* нейтронов, как о (*x*+1)-м шансе. Вероятность деления в значительной степени определяется плотностью ядерных состояний, приводящих к делению (так называемые переходные состояния). Плотность переходных состояний в широком диапазоне энергий возбуждения пропорциональна плотности нейтронных состояний. Вследствие этого можно предположить, что отношение вероятности деления к вероятности испускания нейтрона, или отношение делительной и нейтронной парциальных ширин, с хорошей точностью не зависит от энергии возбуждения, если последняя превышает пороги как деления, так и испускания нейтрона, и ее можно считать константой [10].

В силу вышеизложенных соображений при расчете сечений фотоделения были приняты следующие упрощения:

• не учитывалась структура барьера деления и, как следствие, не учитывалось наличие структуры и в делительных ширинах; порог деления полагался равным высоте барьера деления в его наивысшей точке;

учитывались только первый и второй шансы деления;

 отношение делительной и нейтронной ширин полагалось не зависящим от энергии возбуждения, т.е. Г<sub>f</sub>/Г<sub>n</sub> = const. Пороги деления и отношения  $\Gamma_n/\Gamma_f$  были взяты нами из систематики, опубликованной в [10]. Совокупность этих параметров приведена в табл. З. Результаты расчетов первого и второго шансов деления реакций ( $\gamma_f$ ), ( $\gamma_rnf$ ) и их суммы для ядра <sup>237</sup>Np представлены на рис.З. Для ядер <sup>243</sup>Am, <sup>245</sup>Cm и <sup>248</sup>Cm кривые имеют аналогичный вид, поэтому в статье не приводятся.

Таблица 3

Нуклид	<sup>250</sup> Cm	<sup>248</sup> Cm	<sup>247</sup> Cm	<sup>246</sup> Cm	<sup>245</sup> Cm	<sup>244</sup> Cm	<sup>243</sup> Am	<sup>237</sup> Np	<sup>236</sup> Np
B <sub>1f</sub>	5,20	5,60	5,70	6,00	5,70	6,20	6,30	6,10	5,70
B <sub>2f</sub>	11,50	11,91	11,16	12,16	11,72	12,60	12,26	12,27	11,54
$(\Gamma_n/\Gamma_f)_1$	0,54	0,99	0,14	0,96	0,47	0,72	0,85	0,94	0,62
$(\Gamma_n/\Gamma_f)_2$	0,74	0,14	0,96	0,47	0,72	0,37	0,73	0,62	0,42

#### Барьеры деления и отношения нейтронных и делительных ширин Г<sub>п</sub>/Г<sub>f</sub> для трансактинидов, взятые из систематики [59]

#### НЕУПРУГОЕ РАССЕЯНИЕ БЫСТРЫХ ЭЛЕКТРОНОВ НА ЯДРАХ



При неупругом рассеянии электронов на ядрах наиболее важным с точки зрения последующей эмиссии частиц является механизм кулоновского возбуждения ядра электромагнитным полем пролетающего электрона. При этом мы пренебрегаем слабыми взаимодействиями и процессом образования электрон-позитронных пар. Это означает, что механизм возбуждения ядра ана-

логичен способу возбуждения ядра фотонами. Наиболее наглядно процесс неупругого рассеяния электронов, сопровождающийся возбуждением ядра, можно представить с помощью фейнмановской диаграммы. Из этой диаграммы видно, что взаимодействие электрона с ядром представляется в виде произведения сечения кулоновского рассеяния электрона с испусканием виртуального фотона на вероятность поглощения этого фотона ядром. Существенным отличием возбуждения ядра в реакции (e,e') является то, что в силу виртуальности обменного фотона на передаваемый им ядру момент не накладывается таких ограничений, как в фотоядерных реакциях, поэтому спектр возбуж-

Сечение реакции, б



Рис.3. Сечения 1, 2 шансов деления и их сумма для ядра <sup>237</sup>Np: 1- (ү, f1), 2 - (ү, f2), 3 - (ү, f) total





даемых состояний в этой реакции заметно богаче. Однако это замечание относится только к дискретному спектру возбуждения ядра, в непрерывном же спектре реакция, по-прежнему, идет через возбуждение гигантского резонанса, поэтому ничего нового с точки зрения исследования спектра эмиссии частиц эта реакция не дает. Как уже было отмечено, в сечении возбуждения ядра в реакции (е,е') возникает дополнительный множитель, обусловленный рассеянием электрона на кулоновском поле ядра и зависящий от энергии, переданной электроном ядру [11]:

$$\sigma(e, e', E\lambda) = \left(\frac{e^2}{hv_i}\right)^2 \cdot a^{-2\lambda+2} \cdot f_{\vec{E}^{\lambda}}(\xi, \eta) \cdot B(E\lambda),$$
(5)

где  $a = \frac{Ze^2}{\mu_0 v_i v_f}$ ,  $\xi = \frac{Ze_2}{h} \cdot \left(\frac{1}{v_f} - \frac{1}{v_i}\right)$  и  $\eta = \frac{Ze^2}{hv_i}$ . Здесь *a* - половина расстояния наибольше-

го сближения;  $\xi$  - параметр, характеризующий величину переданного импульса;  $\eta$  - кулоновский параметр;  $\mu_0$  - приведенная масса взаимодействующих частиц;  $v_i$  - начальная и  $v_f$  - конечная скорости электрона:  $B(E\lambda)$  - стандартный приведенный матричный элемент для переходов типа  $E\lambda$ . Для быстрых электронов с энергией порядка нескольких десятков мегаэлектронвольт  $v \approx c$ . Сечение захвата фотона типа  $E\lambda$  ядром дается выражением [7]

$$\sigma(\gamma, E\lambda) = \frac{4\pi^3 e^2}{hc} \cdot \frac{(\lambda+1)(2\lambda+1)}{\lambda[(2\lambda+1)!!]^2} \cdot k^{2\lambda-2} \cdot B(E\lambda).$$
(6)

Выразить сечение возбуждения ядра в реакции (e,e',*E*λ) можно через сечение возбуждения ядра при поглощении им фотона типа Eλ:

$$\sigma(e,e',E\lambda) = \frac{e^2}{4\pi^3 hc} \cdot \left(\frac{c}{v_j}\right)^2 \cdot \frac{\lambda[(^2\lambda+1)!!]^2}{(\lambda+1)(^2\lambda+1)} \cdot (ak)^{-2\lambda+2} \cdot f_{\mathcal{P}}(\xi,\eta) \cdot \sigma(\gamma,E\lambda).$$
(7)

Функция  $f(\xi,\eta)$  протабулирована в работе [11]; она слабо зависит от параметров и при  $\xi$ >10<sup>-4</sup> не превосходит нескольких единиц. Множитель перед  $f(\xi,\eta)$  для дипольного возбуждения имеет порядок 10<sup>-4</sup>, а для высших мультипольностей убывает как  $E^{-2\lambda}$ .



Рис.5. Функции возбуждения реакций на <sup>90</sup>Sr: 1- <sup>90</sup>Sr (*d*,*pn*), 2- <sup>90</sup>Sr (*d*,*p2n*), 3- <sup>90</sup>Sr (*d*,*p3n*)



Нас интересуют энергии возбуждения компаунд-ядра порядка нескольких десятков мегаэлектронвольт, при которых возможно испускание, по крайней мере, нескольких нейтронов. Сечение  $\sigma(e,e')$  при таких энергиях сильно подавлено по сравнению с сечением поглощения фотона. По указанным причинам из двух рассмотренных способов возбуждения ядра более предпочтительным представляется фотовозбуждение.

#### АНАЛИЗ СЕЧЕНИЙ РАЗЛИЧНЫХ КАНАЛОВ РЕАКЦИЙ ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ НЕЙТРОНОВ И ЛЕГКИХ ЯДЕР С ЯДРАМИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И ТРАНСАКТИНИДАМИ

#### Модели механизмов ядерных реакций

Взаимодействие легких нуклидов с ядрами протекает весьма сложно и в современной ядерной физике это взаимодействие принято разделять на три типа реакций. В зависимости от времени нахождения налетающей частицы в области действия ядерных сил различают

a) статистический механизм, при котором реакция идет с образованием составного (компаунд) ядра с полностью установившимся равновесием между нуклонами;

b) предравновесный механизм, при котором реакция также идет с образованием компаунд-ядра, но полное статистическое равновесие не успевает установиться;

с) прямой механизм, т.е. реакции, происходящие без стадии составного ядра.

При этом полное сечение взаимодействия есть сумма сечений всех трех типов реакции. Сразу оговорим, что последний механизм не учитывался нами в расчетах.

Статистический механизм. Для описания статистической части сечения наиболее простая модель была предложена Вайскопфом и Ивингом [2] (см. формулу (1)).

Предравновесный механизм. Для расчетов сечений предравновесных реакций в настоящее время развито также несколько моделей, в основном, базирующихся на представлении об экситонах. В частности М.Бланном [12,13] были сформулированы гибридная и зависящая от геометрии гибридная (GDH-geometry dependent hybrid) модели. Нами для расчетов была выбрана именно последняя модель.

В рамках этой модели вычисление неравновесной компоненты сечения проводится по формуле

Сечение реакции, б







Рис.8. Функции возбуждения реакций на <sup>98</sup>Tc: 1- <sup>98</sup>Tc (*n*, *n*), 2 - <sup>98</sup>Tc (*n*, 2*n*), 3 - <sup>98</sup>Tc (*n*, 3*n*)

$$\frac{d_{\sigma}^{pre}}{d_{\varepsilon_{X}}} = \pi D^{2} \sum_{l=0}^{\infty} (2^{l} + 1)^{J}_{l} \sum_{n=n}^{n} R_{X}(n) \cdot \frac{\omega(p-1,h,E-Q_{X}-\varepsilon_{X})}{\omega(p,h,E)} \cdot \frac{\lambda_{C}^{X}}{\lambda_{C}^{X}+\lambda_{+}^{X}} \cdot gD_{n'}$$
(8)

где D - длина волны налетающей частицы;  $T_l$  - парциальные коэффициенты прилипания, рассчитанные по оптической модели;  $\varepsilon_x$  - энергия вылетающего нуклона;  $Q_x$  - его энергия связи в составном ядре;  $\omega(p,h,E)$  - плотность экситонных состояний, имеющих p частиц и h дырок (p+h=n) при энергии возбуждения составного ядра E;  $\lambda^x_c$  - скорость эмиссии нуклона;  $\lambda^x_+$  - скорость внутриядерного перехода, соответствующего поглощению нуклона в ядре; g=A/14,0 - плотность одночастичных состояний;  $R_x(n)$  - число частиц типа x в n-экситонном состоянии;  $D_n$  - фактор "обеднения" n-экситонного состояния, учитывающий изменение заселенности состояний за счет эмиссии на предыдущих этапах;  $n_0$  - начальное число экситонов (обычно выбирается  $n_0=3$ ). Плотность экситонных состояний вычисляется, как правило, по формуле Струтинского-Эриксона

$$\omega(p,h,E) = \frac{g(gE-A)^{n-1}}{p!\,h!\,(n-1)!},\tag{9}$$

где А-поправка, учитывающая принцип Паули и равная  $A = (p^2 + h^2 + p - 3h)/4$ .

Сечения взаимодействия нейтронов с ядрами были рассчитаны с использованием программы ALICE-92 [3], рекомендованной МАГАТЭ для подобного рода расчетов. Программа ALICE была написана М. Бланном [5] для расчета сечений взаимодействия нуклонов и легких нуклидов при энергиях до 300 МэВ. В этой программе парциальная ширина распада вычисляется согласно теореме взаимности. Скорость эмиссии нуклона рассчитывается согласно выражению

$$\lambda_{c}^{\chi} = \frac{\binom{2}{s_{\chi}} + 1}{\pi^{2}h^{3}g_{\chi}} \mu_{c} \frac{\sigma_{\chi}^{\chi}(\varepsilon_{\chi})}{\pi^{2}h^{3}g_{\chi}},$$
(10)

где  $s_x$  — спин;  $\mu_x$  - приведенная масса частицы типа x;  $\sigma_{inv}^x$  - сечение обратной реакции для рассматриваемой частицы, а  $g_x$  - плотность одночастичных состояний, равная для нейтронов  $g_n = N/14$  и для протонов —  $g_p = Z/14$ .

Скорость поглощения нуклона вычисляется по формуле





Рис.10. Функции возбуждения реакций на <sup>98</sup>Tc: 1 - <sup>98</sup>Tc (*n*, 2*pn*), 2 - <sup>98</sup>Tc (*n*, 2*p*2*n*), 3 - <sup>98</sup>Tc (*n*, 2*p*3*n*)



$$\lambda_{+}^{X} = V \cdot \sigma_{0}(\varepsilon_{x}) \cdot \rho_{N}, \qquad (11)$$

где *V* - скорость нуклона внутри ядра; σ<sub>0</sub> - сечение нуклон-нуклонной реакции, эффективно учитывающее принцип Паули; ρ<sub>N</sub> - плотность ядерного вещества.

**Деление и ү-излучение.** Вклад канала деления в сечение реакции мал при энергиях возбуждения до 100 МэВ на легких и средних ядрах, поэтому мы не учитывали этот канал в случаях, когда мишенью являлись ядра продуктов деления. В то же время при взаимодействии легких нуклидов с трансактинидами значительная, а иногда и подавляющая часть сечения реакции определяется именно делением, поэтому вычисление сечения деления требует аккуратности. Расчет вероятности деления производился в рамках той же программы ALICE-92 с параметрами барьера деления вычисленными согласно модели Сирка [3,4]. В расчетах учитывалась вероятность испускания только равновесных γ-квантов с помощью стандартной модели гигантского резонанса.

#### выводы

В расчетах мы учитывали реакции с испусканием до трех протонов и до пяти нейтронов. Полученные результаты, в основном, согласуются с ожидаемым поведением сечений. Интересным результатом следует считать подавляющий вклад деления в сечение реакций под действием нуклидов по сравнению с нейтронным вкладом (рис. 13, 14) практически для всех рассмотренных актинидов. На рис. 4-12, на которых представлены функции возбуждения различных реакций на ядрах продуктов деления, можно обнаружить, что сечение реакции с испусканием 3-4 нейтронов зачастую больше, чем 1-2.

Рассчитаны сечения фотоядерных реакций и проведена оценка сечений (е,е') на быстрых электронах, а также реакций, инициированных нейтронами, протонами, дейтронами и  $\alpha$ -частицами для важнейших с точки зрения проблемы выжигания ядер продуктов деления (Cs, Sr, I, Tc) и трансактинидов (Np, Am, Cm). Для энергий  $\gamma$ -лучей вплоть до 50 МэВ рассчитаны сечения реакций ( $\gamma$ ,n), ( $\gamma$ ,2n), ( $\gamma$ ,3n), ( $\gamma$ ,f). ( $\gamma$ ,nf). Для энергий налетающих частиц вплоть до 100 МэВ рассчитаны сечения реакций (*xn*), (*pxn*), (2*pxn*), (3*pxn*) с учетом равновесных и предравновесных механизмов, а также конкуренции испускания  $\gamma$ -лучей для нуклидов, а для трансактинидов вычислено полное сечение всех шансов деления.

Оценка сечений фотоядерных реакций (≤ 0,4 б) и сечений реакций (е,е') на быстрых



Рис.13. Функции возбуждения реакций на <sup>237</sup>Np: 1-<sup>237</sup>Np (*p*,*n*+*p*n+*f*), 2 - <sup>237</sup>Np (*p*,2*n*+*p*2*n*+*f*), 3 - <sup>237</sup>Np (*p*,3*n*+*p*3*n*+*f*)

Рис.14. Функции возбуждения реакций на <sup>243</sup>Am: 1- <sup>243</sup>Am (*d*,*n*+*pn*+*f*), 2- <sup>243</sup>Am (*d*,2*n*+*p*2*n*+*f*), 3- <sup>243</sup>Am (*d*,3*n*+*p*3*n*+*f*)

электронах (≤1 мб) позволяет утверждать малую перспективность использования пучков γ-квантов и электронов для целей трансмутации и выжигания высокоактивных ядерных отходов. Полученные результаты сечений фотоядерных реакций могут быть, тем не менее, использованы для оценки возможности управления подкритическими реакторами с помощью пучков γ-квантов. Величины сечений реакций (~1 барн) позволяют утверждать о возможности использования пучков нейтронов и легких нуклидов для целей трансмутации и выжигания высокоактивных ядерных отходов.

#### Литература

1. Berman B.L. Atomic Data and Nucl. Data Tables. - 1975. - V.15. - P. 319.

2. Weisskopf V.S., Ewing D.H. //Phys.Rev. - 1940. - V. 57. - P. 472.

3. Petrov Yu.V., Sakhnovsky E.G. Atomkernenergie//Kerntechnic. – 1985. - V. 46. - P.26.

4. Петров Ю.В., Шабельский Ю.М. //ЯФ. – 1979. - Т. 30. - С. 129.

5. *Blann M*. Calculation of g-Ray Cascades in ALICE. IAAE research coordinative meeting. Bologna, 1986, IAAE, 1986, Vienna.

6. *Fultz S.F. et al.* //Phys.Rev. – 1969. - V. 186. - P. 1255.

7. Давыдов А.С. Теория атомного ядра. - М.: Физматгиз, 1958.

8. *Dilg W*. Et al Level Density Parameters for the Back-shifted Fermi Gas Model in the Mass Range 40<A<250//Nucl.Phys. – 1973. - V. A217. - P. 269.

9. Wapstra A.H. and Bos K. The Atomic Mass Evaluation. Atomic Data and Nucl. Data Tables. – 1977. - V. 19. - P. 215-275.

10. *Куприянов В.М., Смиренкин Г.Н., Фурсов Б.И*. Систематика нейтронных сечений и других характеристик вероятности деления трансурановых ядер //Ядерная физика. – 1984. - Т. 39. - С. 281-296.

11. *Alder K. et al.* Nuclear Structure Studying in Ion Coulomb Excitation//Rev. Mod. Phys. – 1956. - V. 23. - P. 432-542.

12. *Blann M*. Importance of the Nuclear Density Distribution on the Pre-Equilibrium Decay//Phys. Rev. Lett. – 1972. - V. 28. – P. 757.

13. *Blann M., Vonach H.K.* Global Test of Modified Precompound Decay Models//Phys.Rev. - V. C28. - P. 1475.

Поступила в редакцию 25.02.2001

## ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: безопасность, экономика и право

IV МЕЖДУНАРОДНАЯ СТУДЕНЧЕСКАЯ НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ Санкт-Петербург, 28 января – 3 февраля 2001 г.

#### ОСНОВНЫЕ ИТОГИ КОНФЕРЕНЦИИ

Уже стало доброй традицией проводить международную студенческую научную конференцию «Полярное сияние» в городе на Неве. Не изменилась эта традиция и в наступившем 2001 г.

Это была уже четвертая конференция, проводимая в Государственном региональном образовательном центре (ГРОЦ) Минатома России в Санкт-Петербурге. Тема конференции нового тысячелетия была посвящена проблемам безопасности, экономики

и управления в области ядерных технологий. В конференции принимали участие не только талантливые студенты, аспиранты и молодые ученые многих городов России (Москва, Санкт-Петербург, Снежинск, Обнинск, Томск, Красногорск и др.), но и крупные специалисты в области атомной энергетики.

Учредители прошедшей конференции

 Министерство Российской Федерации по атомной энергии – главный спонсор и организатор молодежной научной конференции «Полярное Сияние».

 Государственный региональный образовательный центр Минатома России, любезно предоставил свои библиотеки и конференц-залы для проведения данного мероприятия. Особо приятно отметить, что номера участникам конференции предоставлены со значительной скидкой (что для студентов немаловажно).

 Московский государственный инженерно-физический институт и Экономикоаналитический институт МИФИ, чьи студенты и преподаватели занимаются формированием программы и организацией конференции. • Ядерное общество России – основной источник и генератор идей, которые, в свою очередь, лежат в основе научных и творческих поисков молодежи.

Тематика предложенных докладов в рамках обозначенной темы очень разнообразна:

• рынок ядерных технологий и перспективы ядерной энергетики;

• социальные и юридические проблемы атомной отрасли;

> молодежь и проблема занятости в атомной отрасли;

> • безопасность и экономика ядерных технологий;

> • ядерная промышленность и окружающая среда.

В связи с актуальностью рассматриваемых тем международного характера на обсуждение этих вопросов собрались более сотни талант-

ливых, молодых, активных студентов, аспирантов и специалистов из различных городов России, также на конференцию были приглашены студенты из технических институтов Франции, Финляндии и Армении. С интересными и очень познавательными докладами для студентов выступили авторитетные специалисты атомной отрасли, но все же основными докладчиками конференции были студенты.

Приятно отметить, что конференция была проведена на высоком техническом уровне. Лучшие доклады конференции были отмечены памятными подарками Минатома России.

Весной 2001 г. будут подведены окончательные итоги конференции и выпущены брошюры и сборники, определяющие тематику следующей конференции 2002 г.

За более подробной информацией вы можете обратиться в оргкомитет конференции: тел/факс: (095) 324-84-11, тел: (095) 239-47-42, web: http://polar.virtualave.net

ПОЛЯРНОЕ СИЯНИЕ 2001 МЕЖДУНАРОДНАЯ СТУДЕНЧЕСКАЯ НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ



Ì ÈLÊNÔĂĐÑÔAÎ ÎÁĐĂÇÎĂĂLÊB ĐÎNNĚÉNÊLÉ ÔĂÄĂĐĂÖÈÈ Ì ÈLÊNÔĂĐNÔAÎ ĐÎNNĚÉNÊLÉ ÔĂÄĂĐĂOÈÈ ĽĨ ÀÔIÌ LLÉ ÝLÁĐĂÈÈ ÊÎLÔĂĐL "ĐÎNÝLĂĐĂIÀOÌ] ÎÁLÊLNÊÈÉ ÈLNÔÈOÓO ÀOIÌ LLÉ ÝLÁĐĂÁÒÈÉÈ

# VII ì Åæädí à đí ăí à b êî í ô å đảí ö è b "Á Å ÇÎ Ï À ÑÍ Î Ñ Ò Ü À Ý Ñ È Ï Î Ä ÃÎ ÒÎ Â Ê À Ê À Ä ĐÎ Â "

Îáíèíñê, 8-11 îêòÿáðÿ 2001ã.

#### НА КОНФЕРЕНЦИИ ПРЕДПОЛАГАЕТСЯ ОБСУДИТЬ СЛЕДУЮЩИЕ ПРОБЛЕМЫ:

- I. Надежность и безопасность ядерных энергетических установок.
- 2. Подготовка кадров для ядерной промышленности.
- 3. Снятие АЭС с эксплуатации.
- 4. Ядерная безопасность внереакторных технологий.
- 5. Радиационная и экологическая безопасность.

Рабочие языки конференции - русский и английский.

#### ВО ВРЕМЯ РАБОТЫ КОНФЕРЕНЦИИ БУДУТ ОРГАНИЗОВАНЫ СЛЕДУЮЩИЕ МЕРОПРИЯТИЯ:

I. Выставка технологий, проектов, приборов, оборудования и продукции.

2. Рабочее совещание по проблемам утилизации плутония.

3. "Круглые столы" по различным аспектам.

В ходе конференции будут проведены экскурсии в научно-исследовательские институты города, на Первую АЭС.

Заявки на участие в конференции и тезисы докладов объемом до 2 с. направлять в оргкомитет до Тиюля 2001 г.

Тезисы желательно присылать в виде твердой копии и в электронном виде на дискетах или по электронной почте в формате Microsoft Word или ASCII код. Пожалуйста, указывайте подробно свои координаты: почтовый адрес, телефон, факс, электронная почта.

Оргкомитет приглашает спонсоров к взаимовыгодному сотрудничеству и участию в работе конференции. Список лиц, принявших участие в финансировании конференции, будет соответствующим образом отражен в программе и материалах конференции, а также в журнале "Известия вузов. Ядерная энергетика."

> Адрес: 249020, г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, І. ИАТЭ. Оргкомитет VII Международной конференции "Безопасность АЭС и подготовка кадров"

E-mail: rio@iate.obninsk.ru

Контактный телефон: (08439)3-69-31, 7-85-11, 7-84-54, факс: (08439)7-08-22



# VI СЕМИНАР MHT-VI

"СТРУКТУРНО-МОРФОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ МОДИФИКАЦИИ МАТЕРИАЛОВ МЕТОДАМИ НЕТРАДИЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ"

С 12 по 16 июня 2001 г. на базе Обнинского института атомной энергетики пройдет VI семинар "Структурно-морфологические основы модификации материалов методами нетрадиционных технологий" (МНТ-6).

На семинар приглашаются ученые вузов, научно-исследовательских институтов и научно-производственных объединений России и стран СНГ.

Предполагается заслушать и обсудить результаты экспериментальных и теоретических работ по влиянию сильных воздействий на твердое тело, в том числе нелинейных процессов, индуцированных такими воздействиями. Подобные процессы лежат в основе современных высоких технологий (взаимодействие облучения с веществом, лазерного облучения, сильной деформации, механоактивации, обработки взрывом и т.д.) и открывают широкие возможности при создании материалов с принципиально новыми свойствами.

Предполагается расширение участия молодых ученых (аспирантов и студентов) в работе семинара: организация молодежной секции, конкурс работ молодых ученых.

### Обнинск, 12 - 16 июня 2001 г.

## **ABSTRACTS OF THE PAPERS**

#### УДК 621.311.25:621.039.56

Program Complex DINA-I for VVER Main Circulation Pumps Diagnostics Based on Technological Monitoring Data Analysis \S.T Leskin D.G. Zarjugin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 10 pages, 5 illustrations, 4 tables. – References, 3 titles.

The program complex for main circulation pumps (MCP) diagnostics (DINA-1) based on technological monitoring data analysis is developed. The results of the analysis of the fifth block Novovoronezh NPP and the first block Kalinin NPP MCP conditions are presented. The program complex is able to recognize an anomaly of MCP, when measured parameters of pumps do not exceed limits of normal operating.

#### УДК 621.311.25:621.039.58

Recomendations on Increasing Plant Safety Modifications Based on Novovoronezh NPP (unit 5) Level 1 Probabilistic Safety Analysis Results\ A.V. Lioubarski, I.B. Kouzmina, D.E. Noskov, B.G. Gordon, V.N. Rozine; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 7 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 11 titles.

The paper presents the results of level 1 internal events probabilistic safety analysis (PSA) for unit 5 of Novovoronezh NPP performed within the framework of the international project SWISRUS. The PSA results allow to identify different design features and operational aspects which are the most vulnerable for plant safety. It is discussed the measures on increasing the safety based on PSA results which have been implemented or planned to be implemented at the plant. It is shown that PSA allows to provide quantitative estimation of influence of identified defects on plant safety and to develop the modification program for unit 5.

#### УДК 621.311.25:621.039.58

Methodology and Main Results of Level 2 Probabilistic Safety Analysis for Unit 5 of Novoronezh NPP D.E. Noskov, A.V. Lioubarski, I.B. Kouzmina, B.G. Gordon, V.N. Rozine; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. –5 pages, 2 illustrations, 1 table. – References, 4 titles.

The paper presents brief methodology of level 2 probabilistic safety analysis (PSA) for internal initial events of Novovoronezh Unit 5 performed within the framework of SWISRUS Project and main results obtained. The Level 2 PSA results provides the possibility to identify main types of containment failure and radioactive releases into environment.

#### УДК 621.311.25:621.039.58

Methodology Aspects and Results of Fire Probabilistic Safety Analysis for Unit 5 of Novovoronezh NPP I.B. Kouzmina, A.V. Lioubarski, D.E. Noskov, B.G. Gordon, V.N. Rozine; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. –6 pages, 2 illustrations. – References, 6 titles.

The paper presents methodology aspects and preliminary results of internal fire probabilistic safety analysis (PSA) level 1 study for Unit 5 of the Novovoronezh NPP performed under the international project SWISRUS. It is discussed dominant contributors to the risk from internal fires for the researched plant unit and reasons causing estimated values of risk. It is shown that the risk associated with fires could be significant and comparable to the risk of internal initiated events. This indicates necessity of PSA fires for NPP units and accounting the results obtained when developing the safety-related modernization programs.

#### УДК 51-72:621.039.53

Estimation of Lifetime and Residual Lifetime Prognosis of Nuclear Power Plant Constructional Elements Y.G.Korotkih, O.S.Kopjeva; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 8 pages, 4 illustrations, 1 table. – References, 4 titles. The prognosis model and the algorithm of the lifetime evaluation and the residual lifetime prognosis of the Nuclear power plant constructional elements determined its strength reliability is considered. The algorithm based on the methods of the damaged environment mechanics. **YJK** 621.039.53

Application of Two Types of Non-Destructive Analysis Instruments for Spot Check of Nuclear Materials O.V. Krivosheina; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001.-7 pages, 2 illustrations. – References, 6 titles.

Methodology of spot check of nuclear materials with two types (qualitative and quantitative nuclear materials (NM) assay) of non-destructive analysis (NDA) instruments is considered in the article. Combined application of the instruments significantly decreases cost of checks, and allow to resolve the detection problem of different NM quantity theft from accounting item. New method of sampling size calculation by means of diagrams is proposed.

#### УДК 51-72:621.039.534

Transient Model of Main Condenser for NPP Simulator\A. A. Kazantsev, V.A. Levtchenko; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. - 11 pages, 2 illustrations. – References, 11 titles.

In the paper the description of a mathematical model of the two-phase non-equilibrium heat exchanger – main condenser, designed for NPP simulator is briefly considered.

#### УДК 621.039.526

Comparative Safety Analysis of Fast Reactors, Cooled by Alloys of Liquid Metalls \V.S. Okunev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001.- 8 pages, 4 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.

The results of the comparative safety analysis of LMFRs cooled by the liquid metalls and their alloys are presented. The traditional type layouts with minimal (optimal) void reactivity effect are compared. Three groups of the coolant are considered: alkaline metalls and their alloys, heavy metalls and their alloys, and alloys of the alkaline with heavy metalls.

The most preferable the LMFR cooled by Pb, Bi and Pb-Bi-alloy. The less preferable the layout, cooled by alkaline metalls and their alloys. The LMFR, cooled by alloys of the alkaline with heavy metalls, are takes the intermediate position by the self-protection level.

#### УДК 621.039.56

Scattering of Slow Neutrons by Water in Critical States \Yu.V. Lisichkin, A.G. Novikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001.- 9 pages, 4 illustrations. – References, 36 titles.

The analysis of experimental and calculation investigations of slow neutron double-differential scattering cross sections for water, being in the sub- and supercritical states, is presented. Experimental part of this work has been performed with the double time-of flight neutron spectrometers DIN-1M and DIN-2PI, operating on the pulsed reactors IBR-30 and IBR-2 (Frank Laboratory of Neutron Physics, JINR, Dubna). It has been shown, the experimental results can be described in assumption that water in the nearly critical state is a mixture of two components: gas-like one with the properties, being similar to ideal gas of monomeric water molecules and liquid-like one with the properties not far from low temperature water. From the experimental data dependence of relative concentrations on these two components has been extracted as function of the water common molecular density. Physical interpretation of the results obtained is given on the basis of Ya. I. Frenkel theory of heterophase fluctuations and using thermodynamics of supercritical state and phase transitions elaborated by V. K. Semenchenko. The results obtained are compared with the experimental data of other authors as well.

#### УДК 621.284.66

Calculations of Radiation Damage in Spallation Module of EAP-80\P. Pereslavtsev, D. Sahrai; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001.-10 pages, 7 illustrations, 6 tables. – References, 3 titles.

One of the critical point of the subcritical reactor driven by the proton accelerator is the window of the accelerator vacuum tube. This component of the reactor is expected to be irradiated with intensive neutron and proton fluxes. The feasibility of the subcritical device is affected by the reliable performances of the window during machine operation. The simulation of the nuclear processes was implemented by MCNP/4B Monter-Carlo code. Modern neutron and proton nuclear data were used for the calculations of the radiation damage accumulation in the window and some components arranged near it. Results obtained demonstrate that the accelerator window is expected to be the most radiation damage loaded component of the EAP-80 spallation module. The accumulation of the gaseous atoms in the structural matrix is forced mainly by the proton irradiation.

#### УДК 51-72: 621.039.53

Simulation of Intercrystalline Corrosion on Surface Structure of Voronoy's Polyhedra \I.V. Pyshin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001.-6 pages, 3 illustrations. – References, 8 titles.

The intercrystalline corrosion model in 3 dimensions for loops with liquid alkali coolant is developed. The model component describing the liquid metal penetration to polycrystalline structure on faces but not edges is presented.

#### УДК 539.172

Calculation of Reaction Cross Section for Interaction of Elementary Particlies with Nuclei of Fussion Products and Transactinides A.P.Markin, V.S. Masterov, N.P. Savelyev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001.-10 pages, 7 illustrations, 6 tables. – References, 3 titles.

Results of calculations of reactions caused by protons, nucleons and light nuclides with intermediate energies and estimation of fast electrons (e,e') cross section for more important in view of transmutation of nuclei of fussion products (Cs, Sr, I, Tc) and transactinides (Np, Am, Cm).

# НАШИ АВТОРЫ

**Б.Г. Гордон** – д.т.н., директор научнотехнического центра по ядерной и радиационной безопасности при Госатомнадзоре РФ. Закончил в 1968 г. Московский энергетический институт (МЭИ). Область научных интересов: теплофизика и молекулярная физика; ядерные энергетические установки. **Д.Г. Зарюгин** – аспирант кафедры «Оборудование и эксплуатации ЯЭУ» ОИАТЭ. Область научных интересов: разработка методов анализа состояния оборудования АЭС по данным оперативного технологического контроля.

А.А. Казанцев - к.т.н., доцент кафедры теплофизики ОИАТЭ. Закончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института (ОФ МИФИ) в 1981 г. Занимается разработкой моделей основного технологического оборудования и моделированием двухфазных потоков для тренажеров АЭС. В настоящее время работает с.н.с. в ЭНИМЦ «Моделирующие системы».

**О.С. Копьева** – аспирантка кафедры «Атомные тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ. Область научных интересов: компьютерное моделирование.

Ю.Г. Коротких – д. ф.-м. н., профессор кафедры «Атомные тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ. Область научных интересов: механика поврежденной среды в приложении к объектам ЯЭ.

**И.Б. Кузьмина** – н.с. лаборатории вероятностного анализа безопасности (ЛВАБ) научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности при Госатомнадзоре РФ. Закончила Московский инженерно-физический институт в 1985 г. Область научных интересов: вероятностный анализ безопасности атомных станций для внутренних и внешних исходных событий; анализ данных; пожарная безопасность АЭС.

**В.А. Левченко** - в 1981 г. окончил ОФ МИФИ. В настоящее время работает директором ЭНИМЦ «Моделирующие системы». В течение последних 20 лет занимается разработкой, поставкой и гарантийным обслуживанием тренажеров АЭС, разработкой системы моделей основного технологического оборудования в объеме полномасштабного тренажера. С.Т. Лескин – д.т.н., зав. кафедрой «Оборудование и эксплуатации ЯЭУ» ИАТЭ. Область научных интересов: разработка методов анализа состояния оборудования АЭС по данным оперативного технологического контроля. Автор около 40 публикаций.

**А.В. Любарский** – с.н.с. лаборатории вероятностного анализа безопасности (ЛВАБ) научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности при Госатомнадзоре РФ. Закончил ОФ МИФИ в 1982 г. Область научных интересов: вероятностный анализ безопасности атомных станций для внутренних и внешних исходных событий; надежность персонала атомных станций.

А.П. Маркин – к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики (ОиСФ) ОИАТЭ. В.С. Мастеров – к.ф.-м.н., доцент кафедры ОиСФ ОИАТЭ, окончил Московский инженерно-физический институт в 1975 г.

**Д.Е. Носков** – с.н.с. лаборатории вероятностного анализа безопасности (ЛВАБ) научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности при Госатомнадзоре РФ. Закончил МЭИ в 1986 г. Область научных интересов: тяжелые аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора, анализ риска тяжелых аварий.

**В.С. Окунев** - к.т.н., старший научный сотрудник Московского государственного инженерно-физического института (технического университета).

**П.Э. Переславцев** - к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики ОИАТЭ.

**И.В. Пышин** – н.с. ГНЦ РФ-Физико-энергетического института. Область научных интересов – математическое моделирование физико-химических процессов в технологии жидкометаллических теплоносителей.

**В.Н. Розин** – заместитель главного инженера по безопасности Нововоронежской атомной станции. Закончил МЭИ в 1972 г. Область научных интересов: ядерная физика, теплогидравлика, анализ безопасности АЭС.

**Н.П. Савельев** – ассистент кафедры ОиСФ ОИАТЭ, закончил ОИАТЭ в 1997 г. Область научных интересов – теория ядерных реакций.

**Д. Сахраи** - соискатель кафедры общей и специальной физики ОИАТЭ.

# OUR AUTHORS

**B.G. Gordon** – Dr.Sci. (Engineering), director of Science and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety of Gosatomnadzor of Russia. Graduated from the Moscow Power Institute in 1968. Scientific interests: thermal physics and molecular physics; nuclear power installations. **A.A. Kazantsev** – Cand.Sci.(Engineering), associated professor of the thermal physics department of the OINPE. Graduated from the Obninsk branch of Moscow Physics and Engineering Institute in1981. Scientific interests: development of modelling of main engineering equipment and two phase flows for NPP simulators. Senior researcher of the "Simulation System Ltd.".

**O.S.Kopjeva** – post-graduated student of the nuclear heat station and medical engineering department of the Nizhny Novgorod State University (NNTU). Scientific interests: computer mathematical modeling.

**Y.G.Korotkih** – Dr.Sci. (Phys.-Math.), professor of the nuclear heat station and medical engineering department of the NNTU. Graduated from the NNSU. Scientific interests: the mechanics of damaged sphere in nuclear industry.

**I.B. Kouzmina** – scientific of probabilistic safety analysis (PSA) laboratory at the Science and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety of Gosatomnadzor of Russia. Graduated from the Moscow Physics Engineering Institute in 1985. Scientific interests: probabilistic safety analysis of nuclear power plants for internal and external initiators; data analysis; fire safety analysis for nuclear power plants.

**S.T. Leskin** – Dr. Sci. (Engineering), head of the "Equipment and operation of NPP" department at the OINPE. Scientific interests: elaboration of the NPP equipment condition analysis methods using operation technological control data.

**V.A. Levtchenko** - graduated from the Obninsk branch of Moscow Physics and Engineering Institute in 1981. At present director "Simulation System Ltd." company. During last 20 years is engaged in development, delivery and warranty service of NPP simulators, development of basic equipment models sutable for full scope simulators. **A.V.Lioubarski** – senior researcher of PSA la-

**A.V.Lioubarski** – senior researcher of PSA laboratory at the Science and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety of Gosatomnadzor of Russia. Graduated from the Obninsk branch of the Moscow Physics Engineering Institute in 1982. Scientific interests: probabilistic safety analysis of nuclear power plants for internal and external initiators; human reliability analysis.

**A.P. Markin** - Cand.Sci.(Phys.-Math.), assosiate professor of the common and special physics department of the OINPE.

**V.S.Masterov** - Cand.Sci.(Phys.-Math.), assosiate professor of the common and special physics department of the OINPE, graduated from the Moscow Physics and Engineering Institute in 1975.

**D. E. Noskov** – senior researcher of PSA laboratory at the Science and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety of Gosatomnadzor of Russia. Graduated from the Moscow Power Institute in 1986. Scientific interests: severe accidents with core melting; risk from severe accidents.

**V.S. Okunev** - Cand.Sci. (Engineering), senior researcher of the Moscow State Physics and Engineering Institute.

**P.E. Pereslavtzev** – Cand.Sci. (Phys.-Math.), associate professor of the common and special physics department of the OINPE.

**I.V. Pyshin** – researcher of the State Scientific Centre of Russian Federation-Institute of Physics and Power Engineering. Scientific interests – mathematical modelling of physical-chemical processes in liquid metall technology.

**V.N. Rozine** – Deputy chief engineer of Novovoronezh NPP. Graduated from the Moscow Power Institute in 1972. Scientific interests: nuclear physics, thermal hydraulics; NPP safety analyses.

**D. Sakhrai** - competitor of the common and special physics department of the OINPE.

**N.P.Savelyev** – assistant of the common and special physics department of the OINPE. Graduated from the OINPE in 1997. Scientific interests: theory of nuclear reactions.

**D.G. Zarjugin** – post-graduate student of the "Equipment and operation of NPP" department at the INPE. Scientific interests: elaboration of the NPP equipment condition analysis methods using operation technological control data.