

# АНАЛИЗ УСЛОВИЙ ПРОТЕКАНИЯ ПЕРЕХОДНОГО ПРОЦЕССА ОБЕСТОЧИВАНИЯ ЭНЕРГБЛОКА

**А.Ю.Проходцев\*, Н.Л.Сальников\*\***

*\* Южно-Украинская АЭС, Украина*

*\*\* Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск*



Рассмотрено формирование начальных и граничных условий для использования расчетного кода RELAP5 при анализе переходных процессов при обесточивании блока ВВЭР-1000. Показано, что для проектных аварий с обесточиванием наихудшие условия по безопасности создаются при отказе БРУ-А на срабатывание.

## ВВЕДЕНИЕ

Для корректного проведения расчетов переходных процессов в реакторной установке с применением теплогидравлических компьютерных кодов типа RELAP, MELCOR, ATHLET большое значение имеет правильный выбор граничных и начальных условий. Под граничными условиями подразумеваются наборы конфигураций систем и оборудования реакторной установки, т.е. количество срабатывающих каналов систем, моделирование отказов оборудования и персонала.

Начальные условия включают в себя параметры, характеризующие состояние энергоблока, которые непосредственно измеряются на станции (например, давление, температура, и т.д.), либо могут быть рассчитаны (например, коэффициенты реактивности, эффективность органов СУЗ и т.д.). Кроме этого, к начальным условиям относятся некоторые проектные условия, такие как эффективная доля запаздывающих нейтронов, предельные значения коэффициентов неравномерности. Обычно, в качестве начальных условий выбирают предельные значения параметров (с учетом погрешности системы измерения) из диапазона, характеризующего нормальную эксплуатацию энергоблока (эксплуатационные пределы)

[эксплуатационный предел] = [номинальное значение] + [отклонение],

где [отклонение] - допустимое отклонение значения параметра от номинальной величины, вызванное работой систем контроля и управления и/или работой оборудования (погрешность измерения и/или регулирования) [1].

Начальные условия представляют собой отправную точку для создания стационарного (иными словами исходного) состояния реакторной установки. Из этого стационарного состояния, которое, как правило, представляет собой расчет работы реакторной установки на номинальном уровне мощности, начинается расчет любых переходных процессов. Переходными процессами, анализируемыми с применением, теплогидравлических кодов типа RELAP, ATHLET, могут быть течи

I и II контуров, срабатывания систем безопасности, отключения насосов или любые другие процессы в реакторной установке.

При применении теплогидравлических расчетных кодов, для подготовки входных данных для расчетов составляются расчетные матрицы, включающие варианты конфигураций оборудования. Рассмотрим три варианта поведения модели реакторной установки при использовании расчетного кода RELAP5 такого, часто встречающегося переходного процесса, как потеря внешнего электроснабжения [2]. Цель данных расчетов – определить такой отказ, воздействие которого на параметры внутри реакторной установки наиболее значительно.

## ОПИСАНИЕ ПЕРЕХОДНОГО ПРОЦЕССА

Анализ ситуации, связанной с потерей внешнего электроснабжения, представляет большой интерес, т.к. его возникновение связано с так называемыми *внешними рисками*, которые имеют для АЭС существенное значение. Ситуация осложняется тем, что внешние риски возникают вследствие таких событий, на возникновение которых атомная станция не может оказывать какое-либо влияние. Например, наводнение, лесные пожары, социальные риски и другие. В данном классе событий к наиболее вероятным рискам можно отнести отключения турбогенератора от системы в результате, например, падения частоты в энергосистеме ниже установленного для безопасной эксплуатации значения, а также замыкание или обрыв в высоковольтных сетях. Частота возникновения исходных событий, приводящих к потере внешнего электроснабжения, составляет  $1 \cdot 10^{-2}$  реактор/лет [3].

Обесточивание энергоблока приводит к нарушению нормального отвода тепла по первому и второму контурам вследствие отключения ГЦН, останова ТГ и потери одного из конечных источников поглощения тепла – системы циркуляционной воды. Временное обесточивание данных систем происходит, поскольку аварийное питание от дизель-генераторов поступает, с учетом времени запуска автоматики ступенчатого пуска и времени на разворот ДГ, через 17 сек. после обесточивания АЭС. Но и после запуска ДГ, отключенные ГЦН не включаются. Это не предусмотрено регламентом. Так же, как и остаются выключенными до восстановления нормального электропитания и другие системы, кроме систем безопасности. Далее возможны варианты с отказами систем безопасности.

На дальнейшее развитие событий оказывают влияние ряд различных факторов, формирующих перечень граничных условий, используемый при моделировании переходных процессов. Различия в граничных условиях обуславливают конечное состояние энергоблока, параметры реакторной установки и прочие характеристики процесса. Среди условий, влияющих на протекание аварийного переходного процесса, возникающего в результате исходного события “Потеря внешнего электроснабжения”, можно назвать следующие:

- срабатывание паросбросных устройств второго контура (БРУ-А, БРУ-К, предохранительные клапаны ПГ и КД);
- застревание наиболее эффективного кластера СУЗ (консервативное условие);
- срабатывание автоматики ступенчатого пуска (АСП);
- запуск дизель-генераторов;
- работа каналов систем безопасности;
- начало/конец кампании реактора;
- работа нагревателей КД и другие.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАКСИМАЛЬНОГО ЕДИНИЧНОГО ОТКАЗА НА ОСНОВЕ РАСЧЕТОВ**

Подобная зависимость поведения объекта моделирования (т.е. реакторной установки) от граничных условий, отражающая изменение конфигурации объекта, имеет сложный характер. Поэтому необходимо явное моделирование всех отказов систем, оказывающих влияние на переходной процесс. На рис.1 приведены результаты расчетов с применением RELAP5 для исходного события – потеря внешнего электроснабжения АЭС. Рисунок иллюстрирует различие в поведении давления II (верхняя часть) и I (нижняя часть рис.1) контуров для случаев проектной

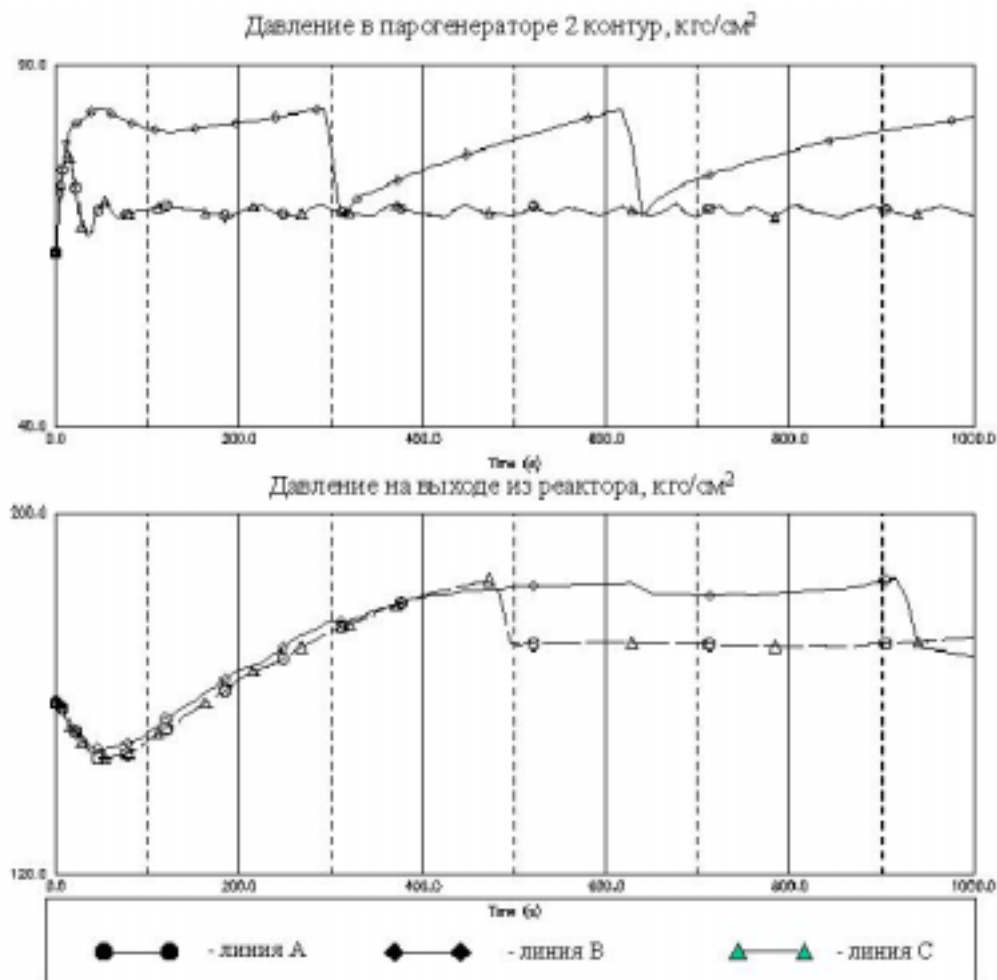


Рис.1.

работы всех систем (кривая В), отказа БРУ-А одной из петель (кривая А), отказа на запуск СА03 ВД (кривая С).

Отказы систем БРУ-А и СА03 – наиболее важные, с точки зрения воздействия на параметры реакторной установки, отказы в работе систем. Это связано с тем, что нормальное функционирование БРУ-А и СА03 необходимо для приведения реакторной установки в устойчивое безопасное состояние после срабатывания ава-

рийной защиты. Работой БРУ-А обеспечивается предохранение II контура от превышения давления, а СА03 ВД в данном случае обеспечивает подкритичность реактора вводом раствора борной кислоты. Здесь рассмотрены отказы только одного из каналов каждой из систем. Таким образом, рассчитанные переходные процессы представляют собой пример расчета *проектной аварии*, и демонстрируют реакцию энергоблока на *единичный отказ*.

Проектной считается авария, для которой проектом определены исходные события, конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа *единичного отказа* систем безопасности или одной, не зависимой от исходного события, ошибки персонала, ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами [4].

Под принципом *единичного отказа* понимается принцип, в соответствии с которым система должна выполнять заданные функции при любом, требующем ее работы, исходном событии и при не зависимом от исходного события отказе одного из активных или пассивных элементов, имеющих механические движущиеся части [4].

Цель формирования расчетной матрицы, содержащей максимальные достигаемые значения параметров в РУ, заключается в определении такого единичного отказа, который создает наихудшие условия для оборудования энергоблока. Для этого оцениваются параметры теплоносителя и количество срабатывающих систем безопасности. В частности, необходимо оценить давление и температуру в первом контуре, давление II контура, момент достижения уставок срабатывания паросбросных устройств I и II контуров, уровни в парогенераторах и т.д. Чем более высокие параметры теплоносителя достигаются, тем большее значение приобретает соответствующий отказ, который был причиной отклонения параметров.

Проведем анализ результатов расчетов по коду RELAP5, который представлен в табл.1

При отказе БРУ-А одной из петель достигается максимальное значение давления II контура в соответствующем паропроводе, равное  $84 \text{ кгс/см}^2$ , что приводит к срабатыванию предохранительного клапана парогенератора, а при работе БРУ-А без отказов давление не достигает максимума и предохранительные клапаны не срабатывают.

Отказ одного из каналов СА03 не сказывается сколько-нибудь заметно на поведении давления II контура. Все параметры объекта при отказе СА03 ВД ведут себя практически так же, как если бы никаких отказов не было, что говорит о том, что для данной аварии достаточно оставшихся двух каналов СА03 ВД для обеспечения выполняемой ими функции.

Отказ БРУ-А, следовательно, может рассматриваться как наиболее важный еди-

Таблица 1

**Максимальные параметры РУ, достигаемые во время переходных процессов (рассчитаны с применением RELAP5/MOD3)**

Процесс	Максимальная $T_{\text{I контура}}, ^\circ\text{C}$	Максимальное $P_{\text{I контура}}, \text{кгс/см}^2$	Максимальное $P_{\text{II контура}}, \text{гс/см}^2$	Максимальная $T_{\text{оболочки твэл}}, ^\circ\text{C}$
Обесточивание с отказом БРУ-А	311	185	84	347
Обесточивание с отказом СА03 ВД	307	185	77	347
Обесточивание без отказов	307	185	77	347

нический отказ, поэтому данный отказ может быть использован для анализа *группы проектных аварий* данного класса.

Несмотря на повышение параметров реакторной установки, давление в I и II контурах и температура оболочки твэл остается ниже максимально допустимой (максимальное давление в I и II контуре – 190 и 86 кгс/см<sup>2</sup> соответственно, максимальная температура поверхности оболочки твэл – 350°C [5]) во всех случаях. Поэтому повреждения оборудования первого и второго контуров не наблюдается. Сверхнормативного выхода продуктов деления нет, а срабатывание предохранительных устройств I и II контуров носит кратковременный характер и не приводит к повреждению оборудования.

### **ГРАНИЧНЫЕ УСЛОВИЯ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ В РАСЧЕТЕ ОБЕСТОЧИВАНИЯ С ОТКАЗОМ БРУ-А**

Рассматриваемый случай с отказом БРУ-А подтверждает, что превышения проектных пределов и условий работы оборудования первого и второго контуров не происходит. Тем не менее, для обеспечения безопасного останова реактора потребуется работа ряда систем безопасности. В том числе, аварийная защита, предохранительные клапаны парогенератора и компенсатора давления, САОЗ и др. Граничные условия, отражающие принятую для расчета процесса обесточивания с отказом БРУ-А конфигурацию оборудования (в сокращенном виде), представлены в табл. 2. Граничные условия для обесточивания с отказом САОЗ ВД формируются аналогично, но отказ БРУ-А, соответственно, исключается, а вводится отказ одного из каналов САОЗ ВД.

В табл. 2 приведены все системы, которые могут потребоваться в ходе переходного процесса. Предварительно для того, чтобы уменьшить количество необходимых расчетов, можно исключить из рассмотрения в качестве единичного отказа некоторые из систем. Часть из систем в табл. 2 будет отключена обесточиванием (ГЦН, БРУ-К, ТПН, ВПЭН). Другие, такие как АЗ, АПЭН, САОЗ, ПККД имеют многократное резервирование, поэтому отказ одного из каналов для них не критичен.

В коде RELAP5 [6] существует возможность использовать также некоторые дополнительные граничные условия. В частности, застревание наиболее эффективного кластера органов регулирования в верхнем положении и эффекты реактивности. В некоторых случаях это обеспечивает большую степень гибкости граничных условий [7].

В связи с тем, что сценарий с отказом БРУ-А приводит к наибольшему отклонению режима второго контура от номинального, то этот сценарий образует “границу” наихудшего сценария из всех возможных. Поскольку при всех иных единичных отказах, параметры реакторной установки отклоняются менее значительно, то в дальнейшем это позволяет утверждать, что все остальные варианты развития аварии приведут к заведомо меньшим последствиям для безопасности.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

При определении граничных условий (наборов конфигурации систем и оборудования) большую роль играет цель, для которой будут проводиться расчеты. Расчеты для проектных аварий имеют характерную особенность, которая заключается в использовании принципа единичного отказа. Эта особенность накладывает ограничение на количество одновременно отказывающих систем.

Однако в анализе запроектных аварий, как и в вероятностном анализе безопасности, принцип единичного отказа не применяется. В результате существенно возрастает число рассматриваемых комбинаций отказов и состояний реакторной

Таблица 2

**Граничные условия переходного процесса с отказом БРУ-А**

Элемент/Система Модели	Проект	Отказ
Контроль мощности реактора (АРМ, РОМ, АЗ)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Контроль давления в I контуре (система КД)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Контроль запаса теплоносителя в I контуре (продувка/подпитка)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Контроль расхода теплоносителя в I контуре (ГЦН, ГЗЗ)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Контроль давления во II контуре		
БРУ-К	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
БРУ-А		
“аварийного” ПГ	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
“нормального” ПГ	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
“двойного” ПГ	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
ПК-ПГ	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Подпитка ПГ (ТПН, ВПЭН, АПЭН)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Контроль расхода пара из ПГ	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Система аварийного охлаждения		
Гидроемкости САОЗ	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
САОЗ-ВД (ЦН-150/110)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
САОЗ-ВД (ПТ-6)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
САОЗ-НД	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Дополнительные условия		
Застывание наиболее эффективного кластера в верхнем положении	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Обесточивание	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Расхолаживание	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
Контроль давления в ГО	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Эффекты реактивности:		
- плотностной	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
- температурный	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
- борный	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
Паро-циркониевая реакция	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

установки. В таких случаях количество необходимых теплогидравлических расчетов для каждого класса исходных событий значительно возрастает.

**ВЫВОДЫ**

- Проведенные расчеты подтверждают важность тщательного подбора условий протекания аварийного процесса для корректного отображения реакции энергоблока на возникновение ИСА.
- Входные данные для расчета проектных аварий с помощью компьютерных кодов должны быть адаптированы с учетом начальных и граничных условий.
- Для проектных аварий с обесточиванием наихудшие условия создаются при отказах на срабатывание БРУ-А

- Превышения проектных пределов для состояния оборудования при этом не наблюдается.
- Принцип единичного отказа, заложенный в определении проектной аварии, накладывает существенные ограничения на условия протекания аварии и суживает спектр анализируемых отказов систем реакторной установки в сравнении с анализом запроектных аварий и вероятностным анализом безопасности.

### **Список литературы**

1. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока №1 ЮУАЭС. Руководство по проекту SUPG-13. Анализ проектных аварий. - Южноукраинск, 1999.
2. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока №1 ЮУАЭС. Финальный отчет. - Южноукраинск, 1999.
3. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока №1 ЮУАЭС. Идентификация и группирование ИСА. - Южноукраинск, 1999.
4. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88). Утверждены постановлением Госатомэнергонадзора СССР 06.06.89 №9.
5. Технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока №1 Южно-Украинской АЭС. – Южноукраинск, 1998.
6. NUREG/CR-5535, INEL-95/0174. RELAP5/MOD3 Code Manual, User's Guide and Input Requirements. - Idaho Falls, Idaho. August, 1995.
7. IAEA-EBP-WWER-01, Guidelines for Accident Analysis of WWER Nuclear Power Plants, 1995.

Поступила в редакцию 30.12.99.

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.311.25:621.039(571.16)

*Nuclear Power Engineering in the Power Supply System of Tomsk* \V.N. Mescheryakov, V.I. Boiko, F.P. Koshelev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 6 pages. – References, 7 titles.

A comparison of ecological and economical aspects of coal and nuclear energy usage in the power supply system of Tomsk is made.

Ecological and economical consequences of hypothetical situation when NPP-1 and NPP-2 of Siberian chemical plant would be replaced by heat-power plants working on coal are surveyed.

### УДК 621.039.586

*The Analysis of Conditions of Transient Process for the De-energization of the Power Unit* \A.Yu. Prohodtsev, N.L. Sal'nikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 7 pages, 1 illustration, 2 tables. – References, 7 titles.

Forming of initial and boundary conditions for usage of the RELAP5code for an analysis of the transient process under de-energization of the VVER-1000 unit is considered. It is shown that the worst conditions as to the safety in design accidents under de-energization of the unit are formed in the case fast reduction device failure.

### УДК 539.17.013

*Exact and Numerical Solutions of Nonlinear Thermal Conductivity and Kinetic Equations* \V.A. Galkin, M.A. Zaboudko; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 10 pages, 8 illustrations. – References, 11 titles.

The methods of solution of nonlinear thermal conductivity and kinetic equations are considered in this paper. Some exact solutions for Stefan problem are received. Numerical regularization is made on the base of the Galerkin method. Convergence problems are investigated.

### УДК 621.039.524.7:621.039.574.5

*Heavy-Water Installations in Russia* \O.V. Shvedov, A.S. Gerasimov, G.V. Kiselev, V.V. Seliverstov, V.V. Petrunin, V.V. Shidlovsky; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 11 pages. – References, 4 titles.

The review of work of the State Scientific Center of Russian Federation-Institute of Theoretical and Experimental Physics - scientific leader in the heavy-water reactors design is represented in this paper. Results of exploitation of the industrial heavy-water reactor L-2, working in isotopic mode are described. It is informed about the conceptual propositions on the development of new isotopic heavy-water reactor for providing of requirement in radionuclides. The results of examination of subcritical systems for extermination of long-lived radioactive wastage and production of energy are stated.

### УДК 519.6, 539.1

*Atomic Dynamics of Liquid Potassium and Potassium-oxygen Melt from Data of the Molecular-dynamics Simulation and Inelastic Neutron Scattering Experiments* \I.Yu. Shimkevich, M.V. Zaezjev, V.V. Kuzin, A.G. Novikov, V.V. Savostin, A.L. Shimkevich; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2000. – 9 pages, 5 illustrations. – References, 36 titles.

An algorithm and procedure for the molecular-dynamics (MD) simulation of liquid potassium and the potassium-oxygen melts are presented. The results of MD-calculation are compared with experimental data on the inelastic neutron scattering. Such approach is the most effective method for studying structural and dynamical properties of condensed matter on the microscopic level.