

## СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ УПРАВЛЕНИЯ ПРОТИВОАВАРИЙНЫМИ ДЕЙСТВИЯМИ ДЛЯ АЭС С РЕАКТОРОМ ТИПА БН

**Ю.М. Волков\*, А.И. Воропаев\*\*, С.Т. Лескин\***

*\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*

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



В статье рассмотрено состояние разработки и содержание программно-технического комплекса поддержки противоаварийного реагирования для реакторов типа БН, включающего в себя систему взаимосвязанных математических моделей, методик, технических и программных средств. Рассматриваемый комплекс разработан в ГНЦ РФ-ФЭИ и представляет собой систему поддержки управления противоаварийными действиями для реакторов типа БН.

**Ключевые слова:** авария, аварийная ситуация, методика, анализ, натрий, ЧС, БН, СЧСК, реактор, противоаварийные действия, рекомендации, АЭС, АС, атомная станция, выброс, радиоактивность.

**Keywords:** failure, emergency, technique, procedure, analysis, sodium, BN, reactor, recommendations, NPP, release, radioactivity.

Решение задач противоаварийного реагирования, таких как анализ аварийной ситуации, прогноз ее развития и выработка рекомендаций по управлению аварией, локализации, минимизации последствий, мерам защиты персонала и населения и восстановлению безопасного состояния энергоблока, осуществляется в рамках функционирования системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (СЧСК), в которую входят аварийные центры АЭС, центры технической поддержки (ЦТП) организаций главных конструкторов, генеральных проектировщиков, научных руководителей АЭС, ведущих институтов, а также Кризисный центр ОАО «Концерн «Энергоатом».

В ГНЦ РФ Физико-энергетический институт (ФЭИ) им. А.И. Лейпунского велась многолетняя научно-исследовательская работа по обоснованию безопасности реакторов с натриевым теплоносителем. В ходе данной работы для целей инженерных расчетов были разработаны математические модели, адаптированные для оперативного использования, варианты которых легли в основу программной информационно-аналитической системы поддержки экспертов, рассматриваемой в составе разработанного программно-технического комплекса поддержки противоаварийного реагирования при авариях на АЭС с реактором типа БН.

Разработка данного комплекса велась в ГНЦ РФ-ФЭИ Центром технической поддержки (ЦТП) по Белоярской и Билибинской АЭС совместно с кафедрой «Оборудование и эксплуатация ЯЭУ» Обнинского государственного технического университета (ИАТЭ).

Основное содержание рассматриваемого в данной статье программно-технического комплекса поддержки противоаварийного реагирования для реакторов типа БН, представляющего собой систему взаимосвязанных математических моделей, методик, технических и программных средств, заключается в следующих его компонентах:

- методика анализа аварийных ситуаций для реактора типа БН;
- симптомно-ориентированные схемы («деревья») аварий;
- программная информационно-аналитическая система поддержки экспертов, имеющая в своем составе два модуля.

1. Модуль автоматического прогноза радиационной обстановки на местности (АПРО-М), реализующий функции (рис.1)

- моделирования переноса радиоактивности на местности за пределами энергоблока (атмосферный перенос) с учетом особенностей осаждения натриевых аэрозолей;
- восстановления параметров выброса по показаниям датчиков автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) на местности.



Рис.1. Модуль автоматического прогноза радиационной обстановки на местности (АПРО-М)

2. Модуль автоматического прогноза радиационной обстановки в помещениях энергоблока (АПРО-Э), реализующий следующие функции (рис.2):

- моделирование формирования источника радиоактивности в аварийном помещении из продуктов горения радиоактивного натрия;
- моделирование переноса радиоактивности из аварийного помещения по другим помещениям энергоблока;
- восстановление параметров источника радиоактивности по показаниям датчиков системы автоматического контроля радиационной безопасности (АКРБ) в помещениях энергоблока.



Рис.2. Модуль автоматического прогноза радиационной обстановки в помещениях энергоблока (АПРО-Э)

## СИМПТОМНО-ОРИЕНТИРОВАННЫЕ СХЕМЫ АВАРИЙ

Разработка симптомно-ориентированных схем («деревьев») аварий производилась в рамках работ по созданию программной системы поддержки экспертов в ходе противоаварийного реагирования для реактора БН-600 и выполнялась на основе описания проектных и запроектных аварий.

Аварийные симптомно-ориентированные схемы отражают процесс развития аварии от появления первичных основных и подтверждающих признаков до перечня групп параметров, контролируемых на каждом этапе развития аварии, и возможных путей ее развития и локализации.

Использование разработанных «деревьев» аварий позволяет оперативно идентифицировать тип аварии, учитывать возможные пути ее протекания и возможные последствия, обеспечивая при этом согласованность и единый подход к оценке и анализу аварийной ситуации различными участниками СЧСК.

## МЕТОДИКА АНАЛИЗА АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ ДЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА БН

Особенность процесса принятия решений в ходе противоаварийного реагирования при радиационной аварии на АЭС состоит в том, что наиболее важной является начальная фаза аварии, которая может длиться более суток, до тех пор, пока не прекратится формирование выброса радиоактивности за пределы энергоблока. На этой фазе, располагая достоверной оценкой обстановки и выбирая адекватные корректирующие действия, возможно минимизировать последствия аварии. Однако основная часть этой фазы проходит в условиях стресса, дефицита времени и противоречивости поступающих данных. Фазы аварии, следующие за начальной, проходят в условиях большей определенности, однако также требуют максимально возможной согласованности действий между всеми участниками СЧСК.

В этих условиях выработка рекомендаций по управлению аварией, защите персонала, населения и окружающей среды должна производиться максимально быстро и согласованно – с наибольшей эффективностью. Достижение максимальной эффективности при планировании, организации, выполнении и контроле противоаварийных действий возможно путем использования методики анализа ава-

рийных ситуаций для АЭС с реакторами типа БН, представляющей собой адаптацию типовой методики, приведенной в [3]. Адаптированная для АЭС с реактором типа БН-600 методика объединяет в себе порядок и конкретную форму взаимодействия между собой экспертных групп разного уровня, порядок и формы информационного обмена в процессе противоаварийного реагирования с учетом специфики конкретной реакторной установки (РУ). Разработка методики выполнялась в соответствии с основными регулирующими документами в области противоаварийного реагирования, в частности [1–4], и с учетом особенностей реакторной установки БН-600.

Приведенные в типовом аварийном плане [3] типовые формы информационных карт различных экспертных групп были использованы при разработке форм информационных карт №6 – №10 в рамках созданной методики. Указанные карты используются в ходе противоаварийного реагирования группой оперативных действий (ГОД) и группой технической поддержки (ГТП):

- № 6 «Исходное сообщение о состоянии энергоблока» (ГОД);
- № 7 «Очередное сообщение о состоянии энергоблока» (ГОД);
- № 8 «Данные для оценки радиационных выбросов» (ГОД);
- № 9 «Диагноз/Прогноз функционирования установки» (ГТП);
- № 10 «Диагноз/Прогноз обобщенный» (ГТП).

Разработанные карты содержат необходимую информацию для проведения анализа и прогноза аварийной ситуации для энергоблока БН-600. После минимальной корректировки карты могут использоваться для любой реакторной установки того же типа.

Описанная методика позволяет упорядочить работу групп, участвующих в процессе противоаварийного реагирования, обеспечивает эффективность и согласованность принимаемых экспертами решений, при использовании в составе разрабатываемого в ЦТП ГНЦ РФ-ФЭИ программно-технического комплекса поддержки противоаварийного реагирования повысит общую эффективность СЧСК.

### **ПРОГРАММНАЯ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ ЭКСПЕРТОВ**

В случае аварии с проливом натрия и его последующим горением существует необходимость определения следующих параметров:

- степени радиоактивного загрязнения аварийного помещения;
- степени загрязнения помещений, связанных с аварийным помещением;
- времени «забывания» аэрозольных фильтров систем вентиляции;
- степени загрязнения воздухопроводов систем вентиляции;
- суммарного радиационного фона в помещениях энергоблока;
- дозовых нагрузок персонала АЭС;
- исходных данных для моделирования выброса за пределы энергоблока (в атмосферу, в случае масштабной аварии);
- степени загрязнения прилегающей к АЭС территории;
- дозовой нагрузки населения на территории, прилегающей к АЭС;
- рекомендаций по противоаварийным действиям и мерам по защите персонала, населения и окружающей среды.

Для сбора, систематизации и анализа данных, поступающих в ходе противоаварийного реагирования, для выработки оперативных рекомендаций по управлению аварией, мерам защиты персонала, населения и окружающей среды, для интеграции имеющихся в ГНЦ РФ-ФЭИ наработок, накопленных за длительный период исследовательской деятельности по обоснованию безопасности реакторов типа БН, а также для передачи и сохранения знаний в области натриевой технологии

была разработана программная информационно-аналитическая система поддержки экспертов при противоаварийном реагировании.

Использование данной системы предоставляет возможность моделирования аварийных ситуаций, связанных с течью и горением натриевого теплоносителя. Данная система может использоваться при обосновании безопасности реакторов нового поколения, для тренинга специалистов в области противоаварийного реагирования, при противоаварийных тренировках и в ходе реальных ситуаций, требующих выработки рекомендаций по противоаварийным действиям. Важными составляющими системы являются два ее основных модуля.

### **Модуль автоматического прогноза радиационной обстановки на местности за пределами энергоблока (АПРО-М)**

В модуле используется для моделирования атмосферного переноса упрощенная модель на основе распределения Гаусса, реализованная в настоящее время во многих аналогичных разработках научного и прикладного характера.

В составе модуля АПРО-М реализована математическая модель учета особенностей натриевых аэрозолей, которая была разработана в ГНЦ РФ-ФЭИ в ходе работ по обоснованию безопасности реакторов типа БН [14], суть которой заключается в том, что при формировании выброса за границы энергоблока и распространении натриевых аэрозолей в атмосфере за пределами АЭС происходит взаимодействие оксидов натрия с влагой, содержащейся в атмосфере, коагуляция частиц аэрозоля, увеличение их диаметра и массы и последующее осаждение. За счет изменения параметров частиц натриевого аэрозоля будет наблюдаться их ускоренное осаждение в течение первых часов после выброса на территории вблизи источника выброса по сравнению с аэрозолями, имеющими ненатриевую природу (образующимися при выбросах на АЭС с реакторами других типов).

В настоящее время на всех АЭС России реализованы сбор и передача в режиме реального времени данных автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО) в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения АЭС. Показания АСКРО являются важным источником информации для оценки масштаба и временного развития реальной радиационной аварии. На их основе может быть уточнена мощность и временные характеристики выброса радиоактивности.

В составе функций модуля АПРО-М предусмотрено решение «обратной» задачи [15]. Обратной задачей является оценка (уточнение) параметров выброса по реальной (или заданной в ходе тренировки) радиационной обстановке (например, по показаниям датчиков АСКРО). Данный расчет может использоваться при проведении противоаварийных тренировок и для уточнения параметров исходного выброса в случае аварии, что может дать информацию для выяснения ее причин.

### **Модуль автоматического прогноза радиационной обстановки в помещениях энергоблока (АПРО-Э)**

Одним из наиболее серьезных видов аварий для реакторных установок типа БН-600 является авария с разгерметизацией натриевых трубопроводов и оборудования первого контура, не имеющих страховочных кожухов. Для РУ БН-600 вероятность возникновения исходных событий для такой аварии оценивается как  $10^{-2}$ – $10^{-3}$  1/год. Особенности конструкции БН-800 также позволяют рассматривать данный тип аварий в числе потенциально возможных.

Как показывает опыт эксплуатации РУ БН-600, угроза разгерметизации натриевых трубопроводов первого контура, не имеющих страховочных кожухов (в частности, трубопроводы  $d_{y200}$  и  $d_{y80}$  подачи и возврата натрия из системы очистки

натрия первого контура), не является чисто теоретической. В предельном случае (разрыв полным сечением, наложение ряда отказов, включая ошибочные действия персонала, с развитием аварии до запроектной) максимальный пролив натрия оценивается величиной около 100 м<sup>3</sup>.

Теоретически в результате такой аварии опасная радиационная обстановка ожидается в смежных помещениях за счет поступления натриевых аэрозолей через различного рода неплотности. Поток аэрозолей формируется из общих по воздуху помещений 423, 412 в шахту реактора, центральный зал, смежные помещения, в помещения фильтров-ловушек первого контура и барабана отработанных сборок.

Радиационная обстановка в помещениях определяется следующими факторами:

- активностью неповрежденных трубопроводов с натрием первого контура;
- активностью пролитого натрия и продуктов горения натрия в помещении, где произошла разгерметизация;
- поступлением натриевых аэрозолей из помещения, в котором произошел пролив натрия с его последующим возгоранием при взаимодействии с воздухом, незакрытием или неплотностями клапанов избыточного давления приточной вентиляции, негерметичными проходками, неплотностями защитных пробок и другими возможными неплотностями;
- излучением от коробов вентиляционных систем (ПС, В-6 и В-1) как во время горения натрия, так и после прекращения горения в результате осаждения в вентиляционных коробах радиоактивных аэрозолей.

Основной составляющей мощности дозы в первые десять суток аварии является излучение от Na-24 с периодом полураспада около 15 часов.

Моделирование горения натрия в помещении ранее производилось в ГНЦ РФ-ФЭИ при помощи серии программ BOX [6], разработанных для целей инженерных расчетов (например, обоснование прочности конструкций). Их использование в целях противоаварийного реагирования было затруднено, так как данные разработки не предусматривают расчета доз облучения персонала, не имеют современных интерфейсов ввода/вывода данных и не документированы в достаточной степени.

В настоящее время в возможности разработанной информационно-аналитической системы входит моделирование течи натрия с последующим горением и распространением радиоактивных продуктов его горения (аэрозолей) в аварийном помещении, а также в смежных и других, связанных линиями вентиляции, помещениях с последующим расчетом возможных доз облучения персонала.

Разработанная в рамках описываемого программно-технического комплекса математическая модель горения натрия в аварийном помещении и распространения радиоактивных продуктов горения в пределах энергоблока учитывает отечественный [5, 6, 8–13] и доступный зарубежный опыт [7, 16].

С использованием возможностей системы был проведен анализ потенциальной опасности нахождения персонала в различных помещениях энергоблока при развитии аварийной ситуации с утечкой и последующим горением натрия первого контура.

Проведенный анализ документов, регламентирующих процесс управления аварией, показал, что при аварии, связанной с разгерметизацией натриевых трубопроводов и оборудования первого контура, не имеющих страховочных кожухов, персоналу АЭС необходимо выполнять первоочередные действия в более чем пятнадцати помещениях энергоблока. В результате моделирования, выполненного в



рамках работ по разработке описываемой в статье системы поддержки управления противоаварийными действиями, было определено, что в восьми из указанных помещений энергоблока может наблюдаться опасная радиационная обстановка. Полученные результаты согласуются с оценками, приведенными в проектной документации.

Описанный в статье программно-технический комплекс проходит опробования на базе ЦТП ГНЦ РФ-ФЭИ, программная информационно-аналитическая система поддержки экспертов, являющаяся составной частью комплекса, проходила опробования в Кризисном центре ОАО «Концерн Энергоатом».

### Литература

1. Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций: НП 00598: утв. Госатомнадзором РФ 05.01.98: введ. в действие с 01.07.98: [в редакции постановления № 8 Госатомнадзора РФ от 30.08.2002 введ. в действие с 01.11.2002]. – М., 1998. – 79 с.
2. Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции: НП-015-2000: утв. Госатомнадзором РФ 05.07.2000: введ. в действие с 01.01.2001. – М., 2000. – 101 с.
3. Типовой план действий персонала в случае радиационной аварии на АЭС концерна «Росэнергоатом» – типовой аварийный план: РДЭО 0479-03. – М., 2003.
4. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций: ОПБ-88/97: ПНАЭГ-01-011-97: утв. Госатомнадзором РФ 14.11.97: введ. в действие с 01.07.98. – М.: 1997. – 38с.
5. Бакута Н.Н. Расчетное обоснование безопасности АЭС с быстрым реактором при течах натриевого теплоносителя. Дисс. на соискание уч. ст. канд. техн. наук. – Обнинск, 1999.
6. Иваненко В.Н. и др. Модернизированная компьютерная программа ВОХ-97/Отчет ФЭИ, Обнинск, 1997.
7. Yamaguchi A., Tajima Y. Response Surface Modeling of Aerosol Release Fraction in Sodium Pool Combustion//Journal of Nuclear Science and Technology. – 2003. – V. 40. – № 10. – P. 862-870.
8. Михеев М.А. Основы теплопередачи. – М.: Госэнергоиздат, 1956.
9. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968.
10. Померанцев В.В. Основы практической теории горения. – Ленинград: Энергия, 1973.
11. Самсонов Г.В. Физико-химические свойства окислов. – М.: Металлургия, 1969.
12. Кириллин В.А., Сычев В.В., Шейндлин А.Е. Техническая термодинамика. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
13. Альтшуль А.Д., Животовский А.С., Иванов Л.П. Гидравлика и аэродинамика. – М.: Стройиздат, 1987.
14. Ivanenko V.N., Zybin V.A., Bakuta N.N. The «AERO» computer code. International Topical Meeting Obrninsk, Russia, October 3-7, 1994. Sodium cooled fast reactor safety/ Proc. V. 3.
15. Волков Ю.М., Лескин С.Т., Баранаев Ю.Д., Воробаев А.И., Воротынцев М.Ф. Разработка специализированных программных средств оперативного анализа и прогноза развития радиационных аварий//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005.
16. Doda N., Ninokata H., Ohira H. Prediction of release rate of burnt sodium as aerosol// Journal of Nuclear Science and Technology. – 2001. – V. 38. – № 1. – P. 30-35.

Поступила в редакцию 1.06.2009

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039.58

*Operational Reliability Statistical Analysis of Reactors VVER-1000 Electropump Units CN 60-180 by Kernel Estimation Methods* \ A.V. Antonov, V.A. Chepurko, N.G. Zulyaeva, A.Y. Belousov, V.V. Taratunin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 1 table, 7 illustrations. – References, 15 titles.

The paper considers questions of processing of the statistical information on pump aggregates CN 60-180 failures during operation. Pump units CN 60-180 are part of the regular equipment of reactors VVR-1000. The information for the analysis is obtained from branch database VNIIAES. The object operation observation period is 01.01.1990–31.12.2007. To processing the statistical information the nonparametric estimation method named kernel estimation was applied. Such pump units reliability characteristic estimates, as operating time to failure probability density and distribution function, probability of non-failure operation and hazard rate are obtained. The work results are used for acceptance of managing influences.

### УДК 621.039.586

*Support System of Emergency Actions Management for the NPP with a BN-Type Reactor* \ Y.M. Volkov, A.I. Voropaev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 2 illustrations. – References, 16 titles.

In article described the status of development and the content of a software-technical complex for emergency actions support for BN-type reactors. It represents a system of interconnected mathematical models, techniques, technical and software means. The considered complex is developed at the Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) and represents a system for support of emergency actions management for reactors of BN-type.

### УДК 543.272.2: 543.25

*Elektrokonduktometric Gs-Analyzers of Hydrogen: Long-Term Operating Experience* \ E.A. Kochetkova, V.V. Leshkov, V.P. Kornilov, S.G. Kalyakin, A.V. Drobishev, S.N. Skomorokhova, S.V. Bogdanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 4 tables, 5 illustrations. – References, 9 titles.

The article presents the results of the development and long-term operating experience of electrokonduktometric gas-analyzers of hydrogen. Technical characteristics and employment examples for several variants of devices, type AV and SOV, are resulted. Gas-analyzers of hydrogen destined for continuous automatic measurement of a volume fraction of hydrogen in gas environments: He, Ar, N<sub>2</sub>, protective atmospheres of research and industrial installations, as well for air environments with reference to hydrogen safety on the atomic power station. The presented variants of gas-analyzers of hydrogen are united uniform by an elektrokonduktometric action principle.

### УДК 621.039.53: 620.179.152

*Automated Result Analysis in Radiographic Testing of NPPs' Welded Joints* \ A.O. Skomorokhov, A.V. Nakhabov, P.A. Belousov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 8 illustrations. – References, 10 titles.

The paper describes development of algorithms for automated radiographic image interpretation, which based on modern data analysis methods. Only images for welded joints are considered yet. The paper covers automatic image segmentation, object recognition and defect detection issues. Testing results for actual radiographic images with wide parameter variation are presented as well.

### УДК 621.039.58

*The Residual Lifetime Estimation for the RBMK-1000 PCS of the Smolensk NPP's First Power Unit* \ S.V. Sokolov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

In the paper the method of residual lifetime estimation for nuclear power plants' (NPP) electrical equipment are considered. The mathematical model of the reliability characteristics calculation for the protection control system is given. The results of the residual lifetime calculations for the PCS's subsystem are represented in the paper. As a basis for calculation the statistical data about failures of the RBMK-1000 protection control system