

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

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

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

*\*\* Нововоронежская АЭС*



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 АЭС (НВАЭС) для внутренних исходных событий был начат в 1998 г. в рамках российско-швейцарского 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 (АС).

## 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;

---

© Д.Е. Носков, А.В. Любарский, И.Б. Кузьмина, 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 APET [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 ЗО.

Результатом анализа развития тяжелых аварий (с использованием программы АРЕТ) 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 ЗО;
- момент времени повреждения ЗО;
- 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 ЗО и соответствующие данным видам частоты повреждения ЗО 5 блока НВАЭС; приведен вклад каждого вида повреждения ЗО по отношению к общей частоте повреждения активной зоны (общая частота повреждения активной зоны (АЗ), полученная из ВАБ первого уровня, равна  $6.8E-4$  1/реактор\*год [4]).

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

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

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

Следующим по значимости видом повреждения ЗО является - “нет повреждения ЗО” (25%). Данный вид повреждения ЗО характеризуется предотвращением разрушения корпуса реактора путем подачи (после повреждения АЗ) в него охлаждающей воды от СА03 НД. Выделение данного вида повреждения ЗО в отдельную группу обусловлено наличием проектной неплотности ЗО. Отказ системы изоляции ЗО – следующий по значимости вид повреждения ЗО (21%). Необходимо отметить, что вклад данного вида повреждения ЗО целиком обусловлен результатами 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-

Таблица 1

**Основные виды повреждения 30 5 блока НВАЭС**

№	Вид повреждения 30	Частота повреждения, 1/реактор*год	Вклад (по отношению к общей частоте повреждения АЗ), %
1	Раннее повреждение 30 при работе спринклерной системы (СС)	1.1E-6	< 0.1
2	Раннее повреждение 30 при отсутствии СС	0	0
3	Позднее повреждение 30 при работе СС	2.7E-4	40
4	Позднее повреждение 30 при отсутствии СС	2E-7	< 0.1
5	Нет повреждения 30	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 парогенератора (ПГ) при высоких температурах	4E-8	< 0.1
9	Течь за пределы 30 (течь из первого контура во второй при незакрытии предохранительных клапанов ПГ)	2.3E-5	3

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 НВАЭС. 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-

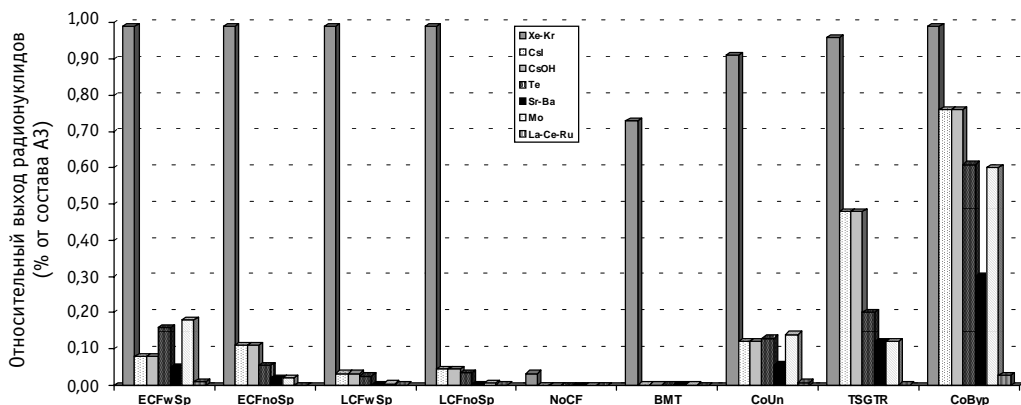


Рис. 1. Выход радионуклидов за пределы 30

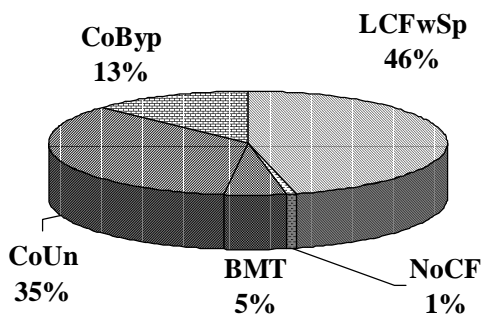


Рис. 2. Вклад видов повреждения 30 по отношению к общему риску от активности

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 (СС), ECFnoSp - раннее повреждение 30 при отсутствии СС, LCFwSp - позднее повреждение 30 при работе СС, LCFnoSp - позднее повреждение 30 при отсутствии СС, 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 НСК, 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

## 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 energetika" (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

*Recommendations 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 energetika" (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 Novovoronezh 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 energetika" (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 energetika" (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 energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. – 8 pages, 4 illustrations, 1 table. – References, 4 titles.