

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*, В.Н. Розин**

** 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 СВИСПРУС. 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 СВИСПРУС, основной целью которого является 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

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 заплений, внешних событий и ВАБ уровней 2 и 3.

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ 5 БЛОКА НВАЭС

Блок №5 НВАЭС (электрическая мощность 1000 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 редуцированных установок сброса пара в атмосферу (БРУ-А) на главном паровом коллекторе (ГПК); г) отсутствие связи системы аварийного впрыска бора с приемком; д) отсутствие вспомогательной системы питательной воды.

Основными элементами компоновки блока являются защитная оболочка (30), вспомогательный корпус, машинный зал и деаэрационное 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 м³, 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°C.

- 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 рас-

чет 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;
- 2) разрывы по второму контуру в турбинном зале приводят к частичному повреждению электроприводного оборудования системы питательной и аварийной питательной воды;
- 3) вероятность забивания прямка 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°C).

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 протек-

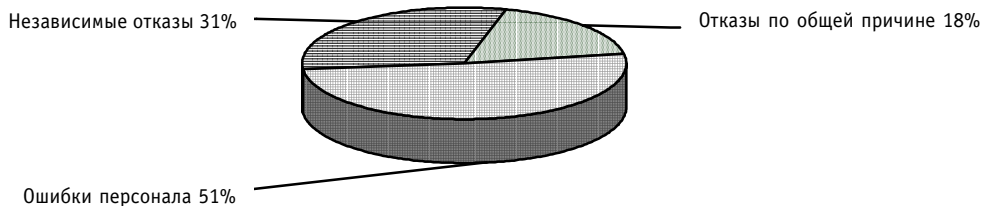


Рис.1. Вклад различных категорий отказов в оцененное значение ЧПЗ

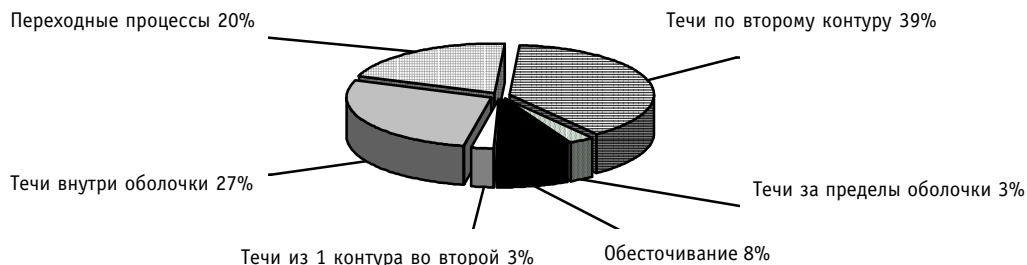


Рис. 2. Вклад категорий ИС в оцененное значение ЧПЗ

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 приемком; д) конструкция приемков и применяемая теплоизоляция трубопроводов первого контура могут приводить к высокой вероятности забивания приемка 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 выполнялась в рамках проекта СВИСУС 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, рекомендованные по результатам ВАБ 1 уровня для внутренних ИС	Влияние на функцию безопасности	Влияние мероприятия на допущения ВАБ ¹	Оценка ЧПЗ при реализации мероприятия	Приоритет
Установка независимой системы аварийной питательной воды и БРУ-А, квалифицированных на работу при повышенной влажности и температуре, с независимым источником энергоснабжения	Обеспечение надежной подачи питательной воды и отвода тепла через второй контур при разрывах 2 контура	Допущение 2 не влияет на ЧПЗ	2.1×10^{-4}	Приоритет 1
Изменения конструкции приемка или замена изоляционного материала для снижения вероятности забивания приемка	Обеспечение надежной подачи теплоносителя в 1 контур при авариях с течами	Допущение 3 не влияет на ЧПЗ	5.8×10^{-4}	Приоритет 2
Обеспечение возможности автоматического или полуавтоматического переключения насосов АВН на работу от приемка. Обоснование возможности длительного отвода тепла без использования второго контура и разработка соответствующих инструкций	Обеспечение длительной подачи теплоносителя 1 контур при высоком давлении	Допущения 1 и 2 не влияют на ЧПЗ	$<1.0 \times 10^{-4}$	Приоритет 1 Примечание. Более точная оценка возможна только после анализа внедренных мер, как конструктивных, так и связанных с разработкой аварийных процедур
Обеспечение надежного охлаждения помещений КРУ	Повышение надежности системы энергоснабжения	Допущение 4 не влияет на ЧПЗ	6.0×10^{-4}	Приоритет 3
Установка резервной линии планового расхолаживания	Повышение надежности отвода остаточных тепловыделений	Допущение 1 менее значимо для ЧПЗ	-	Приоритет 3 Примечание. ЧПЗ в предположении неприменимости допущения 1 без учета мероприятия равна 5.0×10^{-3} , а с учетом - 7.2×10^{-4}
Разработка симптомно-ориентированных аварийных инструкций на основе доминантных сценариев ВАБ 5 блока НВАЭС	Повышение надежности функций безопасности, требующих участия оператора	-	-	Приоритет 2 Примечание. Для оценки эффективности мероприятия необходимо выполнение анализа надежности персонала в условиях наличия СОАИ. Снижение ЧПЗ возможно до 3.5×10^{-4}

Примечание: ¹ В колонке указан номер допущения в соответствии с перечнем допущений, приведенным в разделе «Результаты»

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы благодарят г-на Шмокера и г-на Чакраборти (HSK, Швейцария), г-на Адамчика из Госатомнадзора РФ и д-ра Викина (НВАЭС), за всестороннюю поддержку данного исследования в течение всего проекта. Авторы выражают также благодарность 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 No. 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

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.