

## ОЦЕНКА РИСКА ДЛЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ С РЕАКТОРАМИ ТИПА РБМК

Р.Т. Исламов\*, А.А. Деревянкин\*, И.В. Жуков\*, М.А. Берберова\*,  
С.С. Дядюра\*\*, Ю.А. Мардашова\*\*, Р.Ш. Кальметьев\*\*

*\*Международный центр по ядерной безопасности, г. Москва*

*\*\*Московский физико-технический институт (государственный университет),  
г. Москва*



Проведена сравнительная оценка риска для атомных электростанций с реакторами типа РБМК. Представлены результаты расчетов показателей риска для паспортов безопасности Курской атомной электростанции, которые в соответствии с Российским законодательством должен иметь каждый опасный объект. Результатом работы является оценка систем показателей риска в натуральных и экономических показателях – диаграммы социального риска ( $F/N$ -диаграммы) и материального ущерба ( $F/G$ -диаграммы) для Курской атомной электростанции.

**Ключевые слова:** оценка риска, безопасность, атомная электростанция, реактор, РБМК, паспорт безопасности.

**Key words:** risk assessment, safety, NPP, reactor, RBMK, safety passport.

Безопасность атомных электростанций, как и любых других опасных объектов, имеет стохастическую природу и обусловлена внутренними и внешними явлениями природного и техногенного характера. Вероятностным характеристикам безопасности атомных электростанций соответствуют риски, связанные с авариями на атомных электростанциях и другими чрезвычайными ситуациями техногенного и природного характера с непосредственными и отдаленными последствиями для населения и сверхнормативным загрязнением окружающей среды [1].

В статье в качестве примера атомных электростанций с реакторами типа РБМК и ВВЭР рассматриваются соответственно Курская и Ростовская атомные электростанции.

Методология вероятностной оценки риска основана на методологии вероятностного анализа безопасности атомных электростанций [1, 2]. Методический подход, используемый в статье, основан на модели деревьев отказов и деревьев событий. Он обладает развитой методической базой, обширной базой данных и обеспечен множеством верифицированных расчетных программ. Его основные положения к оценке риска включают в себя детерминистический анализ безопасности; выявление слабых мест проекта, увеличивающих вероятность повреждения активной зоны; учет мер по управлению авариями и ликвидации последствий ава-

© Р.Т. Исламов, А.А. Деревянкин, И.В. Жуков, М.А. Берберова, С.С. Дядюра, Ю.А. Мардашова, Р.Ш. Кальметьев, 2011

рии; критерии приемлемости риска; разработку мероприятий по повышению безопасности атомных электростанций.

Общая процедура проведения оценок риска включает в себя три последовательные стадии [3].

1. Анализ опасности природного и техногенного характера, ошибок персонала атомных электростанций, отказов оборудования и систем, разрушения зданий и сооружений на атомных электростанциях вследствие внешних и внутренних экстремальных воздействий. Целью анализа является определение вероятностей (частот) радиоактивных выбросов в окружающую среду в соответствии с принятыми категориями потенциальных ущербов (соответствует вероятностному анализу безопасности первого и второго уровней для атомных электростанций).

2. Оценка (на основании результатов п. 1) показателей риска причинения ущерба жизни и здоровью физических лиц (населению и персоналу атомных электростанций), имуществу физических и юридических лиц (населению, эксплуатирующей организации атомных электростанций, другим юридическим лицам) в натуральных показателях в соответствии с принятыми категориями потенциальных ущербов (соответствует вероятностному анализу безопасности третьего уровня для атомных электростанций). Натуральными показателями ущерба являются дозовые нагрузки; количества детерминированных и стохастических эффектов облучения; концентрации радиоактивных веществ на территории атомных электростанций и за пределами санитарно-защитной зоны.

3. Оценка (на основании результатов п. 2) показателей риска причинения ущерба жизни и здоровью физических лиц (населению и персоналу атомных электростанций), имуществу физических и юридических лиц в соответствии с принятыми категориями потенциальных ущербов в экономических показателях. Экономическими показателями ущерба являются затраты на превентивные меры по предупреждению или уменьшению потенциального ущерба здоровью населения и персонала атомных электростанций; выплата возмещений за смерть, лечение, потерю имущества физических и юридических лиц.

Для выполнения количественной оценки интегрального (от всех возможных аварий) риска необходимо знать вероятности (частоты) возникновения опасных ситуаций  $F$ , уровень соответствующих опасных воздействий на людей  $D$  (например, возможный уровень доз радиации) и коэффициент  $k$ , связывающий вероятность (частоту) гибели людей с опасными воздействиями (например, гибели от раковых заболеваний при дозе 1 Зв). Тогда интегральный индивидуальный риск определяется по формуле [3]

$$R = \int kD(x)dF(x) < R_a,$$

где  $x$  – параметр интегрирования;  $R_a$  – нормативный показатель [4].

Целью оценки риска является разработка рекомендаций по повышению безопасности атомных электростанций (управления риском) на основании анализа результатов оценок риска, включающего в себя определение доминантных вкладчиков в риск, анализ значимости, чувствительности и неопределенностей результатов оценки. Основной вклад в риск могут вносить отказы оборудования и систем безопасности, отказ по общим причинам и ошибки персонала. Определение доминантного вкладчика позволяет обозначить наиболее слабые места в проектных решениях и технологических процессах на атомных электростанциях. Значимость вклада в риск атомных электростанций определяется его местом в интегрированной логической структуре модели объекта, а также вероятностью возникновения опасной ситуации.

Анализ чувствительности проводится для оценки изменения частоты повреждения оборудования атомных электростанций при замене базовых событий вероятностного анализа (действия оператора, работа оборудования и др.). Он позволяет использовать результаты вероятностного анализа как средство исследования возможных мер снижения риска (обосновать финансовые расходы на модернизацию атомных электростанций).

Есть два основных класса неопределенности результатов: вероятностный и детерминистический. Каждый них в свою очередь подразделяется на два типа: неопределенность параметров модели и неопределенность модели. Неопределенность вероятностной модели может быть оценена с помощью критериев Фишера и хи-квадрат [2]. Неопределенность параметров вероятностной модели может быть оценена методом аналитико-статистического моделирования [5]. Неопределенность детерминистической модели может быть оценена методом стохастической аппроксимации детерминистической модели [6]. Неопределенность параметров детерминистической модели может быть оценена методами Монте-Карло, латинского гиперкуба и др. [2].

В общем случае анализ риска атомных электростанций для управления их безопасностью заключается в построении множества сценариев возникновения и развития возможных аварий с последующей оценкой частот реализации и определением масштабов последствий каждой из этих аварий. В статье в рамках разработки паспорта безопасности Курской атомной электростанции риск оценивается для двух сценариев развития аварии – наиболее опасного и наиболее вероятного.

В качестве наиболее опасного сценария для Курской атомной электростанции выбрана авария с инициирующим событием «потеря технической воды», а в качестве наиболее вероятного сценария – «средняя течь по пару».

На основании результатов оценки риска были разработаны диаграммы социального риска ( $F/N$ -диаграмма) – рис. 1 и материального ущерба ( $F/G$ -диаграмма) – рис. 2.

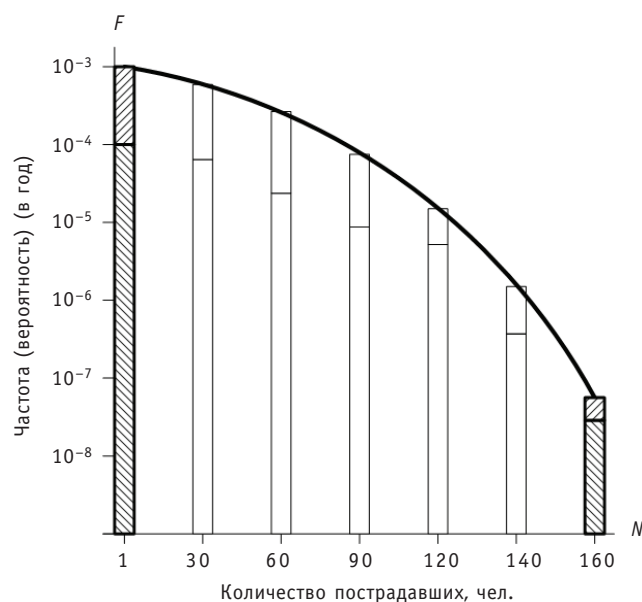


Рис. 1. Пример диаграммы социального риска ( $F/N$ -диаграммы) для Курской атомной электростанции: – рассчитанные данные; – неопределенность параметров; – данные, которые будут рассчитаны в дальнейшем; – пример диаграммы материального ущерба

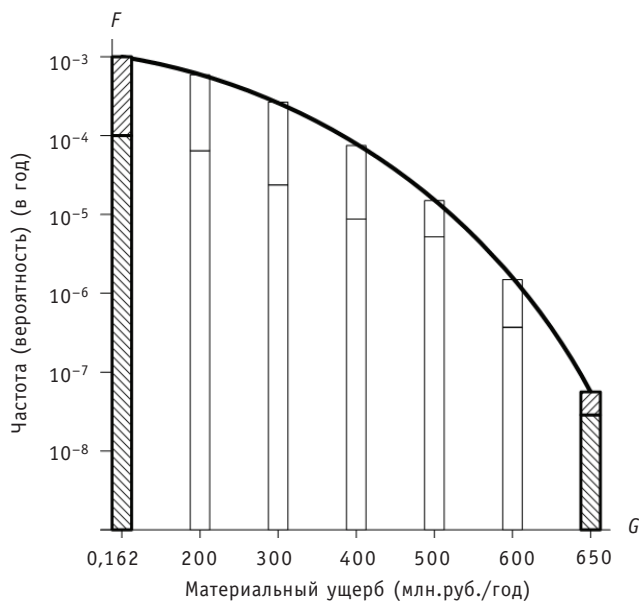


Рис. 2. Пример диаграммы материального ущерба (F/G-диаграммы) для Курской атомной электростанции: – рассчитанные данные; – неопределенность параметров; – данные, которые будут рассчитаны в дальнейшем; – пример диаграммы материального ущерба

Для оценки радиационного воздействия аварийных выбросов и планирования аварийных мероприятий использовались количественные показатели зависимости численности населения от расстояния и направления от атомной электростанции. Плотность населения вне 30-километровой зоны принята средней для региона Курской атомной электростанции.

В расчетах приняты следующие параметры: скорость ветра при аварии соответствует среднегодовой; категория устойчивости погоды по Пасквиллу – D (нейтральные условия); вымывание радиоактивной примеси из облака отсутствует; шероховатость подстилающей поверхности земли 0,1 м.

Выброс радиоактивных веществ в окружающую среду считается кратковременным, дополнительный подъем облака вследствие плавучести не учитывается. При оценке учитываются три пути облучения населения: от радиоактивного облака, загрязненной поверхности земли и в результате попадания радионуклидов в организм при ингаляции.

Результатом оценки радиационных последствий аварии (для среднестатистического взрослого человека со средней радиочувствительностью) являются поглощенная и годовая эффективная дозы облучения. По значениям этих доз определяется возможность возникновения детерминированных и стохастических эффектов.

При оценке радиационных последствий для персонала атомной электростанции принято, что авария происходит в момент начала работы максимальной дневной смены. Под максимальной дневной сменой понимается смена с максимальным количеством персонала, находящегося на площадке атомной электростанции. Для Курской атомной электростанции максимальная дневная смена составляет 3400 человек.

При оценке показателей риска аварии на Курской атомной электростанции рассмотрены только ядерные и радиационные факторы. Последствия пожаро- и взрывоопасных рисков, а также токсических рисков не рассматривались. Не учитывались также особенности военного времени (боевых действий) и террористических проявлений (диверсий).

При определении показателей степени риска для персонала и населения применяются следующие понятия:

- возможное число погибших – число людей, доза облучения которых приводит к ранним детерминированным эффектам (ранним смертям);
- возможное число пострадавших – число людей, доза облучения которых приводит к отсроченным стохастическим эффектам (отсроченным смертям);
- индивидуальный риск для персонала объекта – риск с учетом частоты реализации аварийного сценария;
- индивидуальный риск для населения на прилегающей территории – риск с учетом частоты реализации аварийного сценария;
- коллективный риск – ожидаемое число пострадавших (погибших) людей (персонала и населения) с учетом частоты реализации аварийного сценария.

Расчетные исследования оценок риска ранних и отсроченных случаев смертей на разных расстояниях от источника аварийного выброса (вместе с информацией о загрязнении поверхности земли и распределении плотности населения) позволяют оценить площадь земли, временно и полностью выведенной из землепользования; количество ранних ( $N_P$ ) и отсроченных из-за стохастических эффектов ( $N_{CT}$ ) случаев смертей среди населения; коллективную дозу облучения населения ( $E_C$ ).

Риск летального исхода – это произведение частоты категории выбросов радиоактивных веществ на количество летальных исходов, определенное для данной категории выбросов радиоактивных веществ [7].

Таким образом определяются

- риск ранних случаев смертей  $R_P = N_P f_i$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел./реактор-год;
- риск отсроченных случаев смертей  $R_{CT_i} = N_{CT_i} f_i$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел./реактор-год;
- общий риск случаев смертей  $R_{\Sigma_i} = R_P + R_{CT_i}$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел./реактор-год;
- риск коллективной дозы  $R_{E_C} = E_C f_i$  для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , чел.·Зв/реактор-год;
- риск загрязнения земли, временно запрещенной к использованию, для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , га/реактор-год;
- риск загрязнения земли, выведенной из землепользования, для каждого аварийного сценария с частотой  $f_i$ , га/реактор-год.

В общем случае в перечень итоговых данных, полученных в результате проведения количественных оценок риска для атомной электростанции, рекомендуется включать следующие расчетные показатели: количество и риск ранних и отдаленных смертей среди персонала и населения, экономический ущерб в результате причинения вреда жизни и здоровью населения, затраты на эвакуацию и переселение населения. Пример оценки радиационного риска приведен в табл. 1. Пример оценки социально-экономических последствий радиационных аварий приведен в табл. 2.

Обобщенная оценка риска отражает состояние промышленной безопасности при возможных авариях с указанием интегрального индивидуального риска гибели персонала атомной электростанции (группа А) и производственной площадки атомной электростанции (группа Б), а также состояние безопасности отдельных лиц из населения и коллективный риск гибели людей вследствие аварий.

Таблица 1

**Пример оценки радиационного риска  
от возможных аварий на Курской атомной электростанции**

Показатель	Авария	
	Запроектная – наиболее опасный сценарий	Проектная – наиболее вероятный сценарий
Частота, 1/год	$4,0 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$
Средняя индивидуальная эффективная доза, Зв		
Персонал	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$
Население	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-7}$
Индивидуальный риск смерти на одну аварию (отдаленные эффекты), 1/год		
Персонал	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$
Население	$7,5 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-8}$
Индивидуальный риск смерти с учетом частоты иницирующих событий, 1/год		
Персонал	$2,0 \cdot 10^{-11}$	$5,0 \cdot 10^{-11}$
Население	$3,0 \cdot 10^{-12}$	$2,0 \cdot 10^{-12}$

Таблица 2

**Пример оценки социально-экономического риска  
от возможных аварий на Курской атомной электростанции**

Показатель	Авария	
	Запроектная – наиболее опасный сценарий	Проектная – наиболее вероятный сценарий
Частота, 1/год	$4,0 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$
Численность, чел.		
Персонал	7 368	7 368
Население	1 365 132	1 365 132
Коллективная доза, чел.·Зв		
Персонал	740	$7,4 \cdot 10^{-2}$
Население	2090	0,48
Ущерб, млн. руб.		
Персонал	22,2	$2,2 \cdot 10^{-2}$
Население	627	0,14

Разработанная система методик оценки показателей риска может быть использована для управления рисками промышленных объектов Госкорпорации «Росатом», а также в других областях промышленности.

**Литература**

1. PRA Procedures Guide: A Guide To The Performance Of Probabilistic Risk Assessment For Nuclear Power Plants. – NUREG/CR-2300. – January, 1983.
2. Papushkin V., Islamov R., Volkov A. Development of Standard Probabilistic Risk Assessment (PRA) Procedure Guide. System modelling. – NSI-Predraft-Report-1999. – Russian Academy of Science, Nuclear Safety Institute. – January 1999.

3. Исламов Р.Т., Деревянкин А.А., Жуков И.В., Берберова М.А., Глухов И.В., Исламов Д.Р. Оценка риска для АЭС//Атомная энергия. 2010. – Т. 109. – Вып. 6. – С. 307.
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарные правила и нормативы Сан-ПиН 2.6.1.2523 – 09. – М.: Минздрав России, 2009.
5. Исламов Р.Т. Аналитические и статистические методы анализа надежности систем и безопасности объектов атомной энергетики/Диссертация на соиск. уч. степ. д.ф.-м.н. – М.: 1995.
6. Islamov R. Uncertainty Analysis. Report for US Nuclear Regulatory Commission. – 1998.
7. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения/Международное агентство по атомной энергии. – Серия изданий по безопасности, № 115. – МАГАТЭ, Вена, 1997.

Поступила в редакцию 4.05.2011



**УДК 621.039.519**

*Results of Calculated Experimental Justification of Support and Conditions of Mass Tests of SM Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load* \V.A. Tsikanov, V.A. Starkov, A.P. Malkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.L. Petelin, Yu.A. Krasnov, Yu.B. Chertkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 102 pages, 6 tables, 1 illustration. – References, 15 titles.

The technical feasibility and safety of SM core conversion for operation with increased uranium content rods using the standard fuel reloading were justified on the basis of the results of calculated experimental investigations. The experimental investigations of core physical characteristics and the mass tests of the experimental fuel assemblies on the basis of the rods loaded with 6g <sup>235</sup>U were carried out. Technical-economical characteristics of the reactor with experimental FA were analyzed. The data required for amendments of the reactor design documentation and conversion of the new FA from the experimental assembly category to the standard one are obtained.

**УДК 621.039.534**

*Experimental Sample of IVA-M Device for Monitoring of Hydrogen in Sodium Coolant* \V.V. Alekseev, G.P. Sergeev, P.S. Kozub, V.V. Matyukhin, A.P. Sorokin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 5 titles.

Experimental sample of IVA-M device for Monitoring of hydrogen in sodium is developed which includes the primary converter from the indicator IVA- 1Y (high vacuum block with nickel membrane and magnet pump NMD-0,0063, in addition equipped by thermostat), structurally advanced sodium block with recuperator and graduation block.

The chosen design of technological (sodium) block of IVA-M has the nominal sodium flow rate 0,1 m<sup>3</sup>/h (WILLOW – AT), much smaller dimensions and reduced approximately in 3 time transport time in sodium path of device in comparison with IVA- 1Y.

The experimental sample of IVA-M device is manufactured and tested on sodium loop ZU-3M.

The tests of the experimental sample of IVA-M device have shown conformity of its characteristics to parameters stipulated by technical project on development of the device.

**УДК 621.039.58**

*Risk Assessment for NPPs with RBMK Reactors* \R.T. Islamov, A.A. Derevyankin, I.V. Zhukov, M.A. Berberova, S.S. Dyadyura, Ju.A. Mardashova, R.Sh. Kalmetiev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 7 titles.

We have made the comparative risk assessment for NPPs with RBMK reactors and describe the results of risk index calculations required for Kursk NPP safety passports, which are compulsory for each hazardous industrial facility in accordance with the legislation of the Russia Federation. The output of this research is the assessment of risk index systems in physical and economical terms, social risk (F-N curves) and material damage (F-G curves) charts for Kursk NPP.

**УДК 621.039.566**

*Limiting State Estimation of Damaged Pipe Bend Nuclear Power Plant* \V.M. Markochev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 1 title.

The method of calculating the limit state of the damaged section bend of pipeline, based on test results of smooth specimen, and the corresponding notched. Geometry of notched specimen is entirely dependent on the ratio of yield strength to ultimate strength. Design scheme is a simplified version of the method of real elements, the criterion of destruction – the strain criterion.