



УДК: 621.039

DOI: 10.26277/SECNRS.2024.114.4.002

© 2024. Все права защищены.

## ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ВНУТРЕННИХ ВОЗДЕЙСТВИЙ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

Горюнов О. В.\*, канд. техн. наук (ovgoriunov@mail.ru),  
Ланин Д. Г.\*, канд. техн. наук (mitroll@yandex.ru)

Статья поступила в редакцию 10 октября 2024 г.

### Аннотация

Анализ безопасности атомной станции (АС), в соответствии с требованиями НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», должен учитывать как внутренние воздействия (например, отказы систем (элементов) АС, вызванные пожарами, затоплениями, взрывами, приводящие к образованию летящих предметов, распространению токсичных веществ), так и внешние (например, землетрясения, ураганы, техногенные события). Требования к учету в анализе безопасности АС внешних воздействий установлены в НП-064-17 «Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии». При этом не разработаны рекомендации относительно способа учета внутренних воздействий при обосновании безопасности АС, что не соответствует международной практике проектирования и обоснования ядерной и радиационной безопасности АС. Так, например, в стандартах МАГАТЭ № SSR-2/1, Западноевропейской ассоциации регулирующих органов (WENRA), Европейских производителей электроэнергии (EUR E) требования к учету внутренних и внешних воздействий подкреплены детальными рекомендациями в соответствующих руководствах по безопасности МАГАТЭ № SSG-64 и № SSG-77.

С целью освещения указанной проблемы в настоящей статье представлены результаты сравнительного анализа требований учета внутренних воздействий в проекте АС на основе рассмотрения международных норм и стандартов (МАГАТЭ, WENRA, EUR), а также национальных требований различных стран (Финляндии, Венгрии, Канады, Великобритании, России). Результаты сравнительного анализа российских и зарубежных требований в части учета внутренних воздействий при проектировании зданий, сооружений и систем при выполнении обоснования безопасности АС показали, что за рубежом этим вопросам уделяется большее внимание. Международный опыт проектирования АС показывает, что учет результатов детерминистического анализа внутренних воздействий, для которого в соответствующих рекомендациях определен порядок его выполнения, обеспечивает всестороннее и полное обоснование безопасности АС (например, установление невыявленных ранее исходных событий и их учет в составе проекта АС).

► **Ключевые слова:** внутренние воздействия, ядерная и радиационная безопасность, атомная станция.

\* АО «РЭИН Инжиниринг», Санкт-Петербург, Россия.

## DETERMINISTIC ANALYSIS OF INTERNAL HAZARDS IN SUBSTANTIATING THE SAFETY OF THE NUCLEAR POWER PLANTS

Goryunov O. V.\*, Ph. D.

Lanin D. G.\*, Ph. D.

The article was received by the editors' crew on October 10<sup>th</sup>, 2024.

### *Abstract*

*The safety analysis of a nuclear power plant (NPP) in accordance with the requirements of NP-001-15 “General provisions for ensuring the safety of nuclear power plants” should take into account how internal hazards (for example, failures of systems/elements of the NPP, failures caused by fires, flooding, explosions, leading to the formation of flying objects, the spread of toxic substances, etc.), as well as external hazards (for example, earthquakes, hurricanes, man-made events, etc.). The requirements for accounting for external hazards in the safety analysis of nuclear power plants are set out in the NP-064-17 “Accounting for external hazards of natural and man-made origin on nuclear energy facilities”. At the same time, recommendations have not been developed on how to take into account internal hazards when justifying the safety of an NPP, which does not correspond to international practice in designing and justifying the nuclear and radiation safety of an NPP. For example, in the standards of the IAEA No. SSR-2/1, the Western European Association of Regulatory Authorities (WENRA), European Electricity Producers (EUR E) the requirements for accounting for internal and external hazards are supported by detailed recommendations in the relevant IAEA guidelines No. SSG-64 and SSG-77.*

*In order to highlight this problem, this article presents the results of a comparative analysis of the requirements for accounting for internal hazards in the NPP project based on consideration of international standards (IAEA, WENRA, EUR), as well as national requirements of some countries (Finland, Hungary, Canada, Great Britain, Russia). The results of a comparative analysis of Russian and foreign requirements regarding the consideration of internal hazards in the design of buildings, structures and systems, and in the implementation of the safety justification of the NPP showed that more attention is paid to these issues abroad. International experience in the design of an NPP shows that taking into account the results of a deterministic analysis of internal hazards, for which the relevant recommendations define the procedure for its implementation, provides a comprehensive and complete justification for the safety of the NPP (for example, the identification of previously undetected initial events and their accounting as part of the NPP project).*

► **Keywords:** *internal hazards, nuclear and radiation safety, nuclear power plant.*

---

\* JSC REIN Engineering, St. Petersburg, Russia.

## Введение

Обеспечение безопасности станции (АС), в том числе посредством последовательной реализации глубокоэшелонированной защиты (ГЭЗ), принято во всем мире (НП-001-15 [1], SSR-2/1 [2], INSAG-10 [3], INSAG-12 [4]). На всех этапах жизненного цикла АС физические барьеры ГЭЗ, а также средства по их защите (здания, системы, элементы) могут подвергаться негативному влиянию различных воздействий, в том числе внутренних. Внутренние воздействия могут приводить как к деградации самих физических барьеров ГЭЗ, так и отказу средств их защиты (например, возгорание кабеля питания ведет к отказу одного главного циркуляционного насоса с возможным возгоранием соседних элементов систем; вылет штока (крышки) арматуры может приводить к течи трубопровода и повреждению соседних систем, разрыв трубопровода с высокими значениями параметров среды (давления, температуры) может приводить к множественным отказам (повреждениям) близрасположенных систем (элементов контроля, управления, питания, несущих конструкций здания и др.) и к затоплению.

В соответствии с терминологией НП-001-15 [1] и РБ-152-18 [5] к внутренним воздействиям относятся случайные отказы как активных, так и пассивных элементов систем и оборудования. Внутренние воздействия могут являться общей причиной возникновения множественных отказов. Например, пожар, затопление, взрыв могут приводить к множественным отказам систем и элементов, обусловленным соответствующими факторами поражения. При этом возможные вторичные поражающие факторы (пожар вызывает затопление из-за запуска системы пожаротушения, а взрыв – обрушение несущих конструкций данного или соседнего здания) могут приводить к дополнительным отказам систем и элементов, которые должны быть идентифицированы и учтены в рамках детерминистического (ДАБ) и вероятностного анализов безопасности (ВАБ). Рассмотрение всего спектра возможных воздействий, идентификация невыявленных ранее исходных событий и учет их последствий при проектировании, включая учет негативного влияния на ГЭЗ при обосновании безопасности на всех этапах жизненного цикла АС, являются среди прочего важными аспектами обеспечения безопасности.

## Актуальность темы

Российский опыт проектирования и строительства АС в зарубежных странах выявил ряд пробелов в части учета внутренних воздействий в их проектах. Например, в ряде проектов АС, благодаря применению методики [6], был выявлен ряд событий, при которых пожар приводил к потере двух каналов систем безопасности, что потребовало изменения проекта путем введения дополнительных мер защиты, изменения компоновки систем. Также в рамках анализа последствий разрыва высокоэнергетических трубопроводов были определены события, приводящие к потере измерительных приборов контроля параметров второго контура, благодаря чему были реализованы меры, исключаяющие хлыстовые движения трубопровода. Анализ летящих предметов вследствие разрушения трубопроводной арматуры выявил случаи, которые приводят к исходному событию течи первого контура и зависимому отказу одного канала системы безопасности, с целью исключения которого были выполнены работы по корректировке компоновки элементов обеспечивающих систем безопасности.

## Анализ внутренних воздействий

Ниже приведены сведения о зарубежной и отечественной практике учета внутренних воздействий в составе обоснования безопасности АС.

Международные стандарты МАГАТЭ [2], EUR в редакции E [7], WENRA [8] и национальные требования стран Евросоюза: YVL B.7 (Финляндия) [9], NSC (Венгрия) [10], RecDoc (Канада) [11], HAD102/01 (Китай) [12], RG 1.206 (США) и др. определяют внутреннее воздействие как воздействие, источник которого находится на площадке АС и внутри зданий. В стандартах МАГАТЭ [13] к внешним воздействиям относятся события, возникающие за пределами площадки АС. В НП-001-15 [1] и РБ-152-18 [5] внутренние воздействия (события) определяются как воздействия, возникающие при нарушении нормальной эксплуатации, вызванные источниками, расположенными на энергоблоке АС, а внешние – как воздействия природного и техногенного происхождения, для которых источник воздействия находится на площадке АС и вне ее. Указанные выше различия в трактовке терминологии международных и российских документов отражены в таблице № 1.

В дальнейшем под внутренним воздействием понимается воздействие, источник которого расположен внутри зданий.

Следует отметить, что российские федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии (ФНП) рассматривают внутренние воздействия в форме последствий событий, которые привели к нарушению нормальной эксплуатации АС, то есть к последствиям возникновения исходных событий. При этом учет внутренних воздействий заключается в оценке возникающих при рассматриваемом исходном событии нагрузок и отказов, которые должны быть определены и учтены в рамках ДАБ и ВАБ.

В то же время зарубежные стандарты (Req. 17 SSR-2/1 [2], EUR E [7], WENRA [8], YVL B.7 [9]) в первую очередь требуют выполнить идентификацию всех возможных внутренних воздействий, напрямую или косвенно затрагивающих безопасность АС, и учесть их последствия во всех состояниях ее эксплуатации, при этом российские ФНП не содержат в явном виде указанного требования.

Опыт обоснования безопасности зарубежных АС показывает, что представленные в таблице № 1 различия в терминологии не влияют на объем и состав выполняемых анализов в части учета внутренних и внешних воздействий, поскольку рассматриваются все возможные источники воздействий (в том числе последствия исходных событий).

Таким образом, различия в терминологии несущественно влияют на объем анализов воздействий.

### Области учета внутренних воздействий

Области учета внутренних воздействий в анализах безопасности в российских и международных документах приведены в таблицах № 2 и 3, из которых видно, что российские требования и рекомендации в части области учета внутренних воздействий в целом гармонизированы с международными стандартами. В таблицах № 2 и 3 указаны краткие наименования документов, а в списке литературы – полные.

Таблица № 1

### Различия в определении источников внутренних и внешних воздействий Differences in determining the sources of internal and external hazards

Расположение источника воздействия	Внутреннее или внешнее воздействие (событие)	
	SSR-2/1 [2], EUR E [7], WENRA [8], NSC [10], Глоссарий МАГАТЭ [13], NS-G-1.11 [14], YVL (B.1) и др.	НП-001-15 [1], РБ-152-18 [5]
Внутри зданий на площадке АС	Внутреннее	
Вне зданий на площадке АС	Внутреннее	Внешнее
За пределами площадки АС	Внешнее	

Таблица № 2

### Области учета внутренних воздействий в анализе безопасности в соответствии с ФНП Российской Федерации

#### Areas of consideration of internal hazards in safety analysis in accordance with FRR of Russian Federation

Область учета внутреннего воздействия (эксплуатационные состояния)		Требования и рекомендации к анализу безопасности АС	
		Детерминистический	Вероятностный
Нарушение нормальной эксплуатации	Эксплуатация с отклонениями	НП-001-15 [1] (пп. 1.2.14, 1.2.15); НП-006-16 [16] (пп. 15.1.1, 15.1.2)	НП-095-15 [17] (п. 12)
	Предаварийная ситуация		
	Проектная авария (частота исходных событий более или равна 1.0E-6 1/год)		
	Запроектная авария, не приводящая к тяжелой аварии	НП-001-15 [1] (п. 1.2.16); НП-006-16 [16] (п. 15.2.1)	
	Тяжелая запроектная авария	Нет	Нет

Таблица № 3

**Области учета внутренних воздействий в анализе безопасности в соответствии с положениями МАГАТЭ**  
**Areas of consideration of internal hazards in safety analysis in accordance with IAEA**

Область учета внутреннего воздействия (эксплуатационные состояния)		Требования и рекомендации к анализу безопасности АС	
		Детерминистический	Вероятностный
Эксплуатационное состояние	Ожидаемые при эксплуатации события – частота более 1.0E-2 1/год	SSR-2/1 [2] (требования 16, 17); SSG-61 (глава 15); SSG-64	SSG-3 [18] (раздел 6), SSG-4 [19] (п. 1.4, 4.10)
Аварийные условия	Проектная авария – частота от 1.0E-2 1/год до 1.0E-4 1/год		
	Проектная авария – частота от 1.0E-4 1/год до 1.0E-6 1/год		
	Запроектные условия без значительной деградации топлива		
	Тяжелая авария	SSR-2/1 [2] (требование 20)	
Практически исключенные события			Относятся события с большим и ранним аварийным выбросами

Так, в части ДАБ гармонизированными между собой являются п. 1.2.14 НП-001-15 [1] и п. 5.6 SSR-2/1 [2], в соответствии с которыми перечень исходных событий проектных аварий должен содержать все возможные внутренние воздействия. Документы МАГАТЭ верхнего уровня (SSR-2/1 [2], SSG-2 [15]) устанавливают необходимость формирования перечня запроектных аварий на основе инженерно-технической оценки, но не детализируют перечень событий, подлежащих указанной оценке. В то же время российские ФНП содержат более детальные требования к перечню запроектных аварий, в частности, в соответствии с п. 15.2.1 НП-006-16 [16], должно быть обосновано, что в окончательном перечне учтены все виды событий, в том числе внутренние воздействия.

В соответствии с п. 12 НП-095-15 [17] и п. 6.1 SSG-3 [18], п. 4.10 SSG-4 [19] при расчете ВАБ энергоблока АС должны учитываться исходные события, обусловленные внутренними воздействиями.

Таким образом, значимых отличий в части учета внутренних воздействий в анализах безопасности от зарубежных требований в российских требованиях нет.

**Перечень внутренних воздействий**

В таблице № 4 приведены сравнительные данные о составе анализа внутренних воздействий при обосновании безопасности АС, рекомендуемого к выполнению международным подходом, а также выполняемого при обосновании безопасности АС

в России и за рубежом, которые основаны на данных из требований международных документов (МАГАТЭ) и регулирующих национальных документов. За основу приведенного в таблице № 4 перечня внутренних воздействий, подлежащих учету в составе анализа по обоснованию безопасности АС, взяты данные из руководства по безопасности Финляндии YVL B.7 [9], в настоящее время наиболее полно его отражающие. В таблице № 4 символ «-» означает, что внутреннее событие не указано в документе, а символ «+» или код стандарта – что внутреннее событие учтено.

В большинстве стран и международных организаций предъявляются требования и рекомендации к учету при обосновании безопасности АС не для всех внутренних воздействий, приведенных в таблице № 4. Это свидетельствует о том, что не везде применяется системный подход к отбору внутренних воздействий, подлежащих учету в составе обоснования безопасности АС, несмотря на то, что международные требования (МАГАТЭ, WENRA, EUR) указывают на необходимость выполнения такого отбора. Например, российские (п. 1.2.15 НП-001-15 [1]) и венгерские (п. 3а.2.2.5000 NSC [10]) требования допускают не рассматривать внутренние воздействия, вероятность возникновения которых на интервале в один год равна или более 1.0E-6, в составе перечня исходных событий, учитываемых при анализе проектных аварий. Иных требований и рекомендаций к порядку отбора внутренних воздействий в российской нормативной документации нет.

Таблица № 4

**Перечень внутренних воздействий, представленных к рассмотрению в различных стандартах**  
**A list of internal hazards presented for consideration in various safety standards**

№	Воздействие	Документы организаций и стран, содержащие требования по анализу внутренних воздействий								
		IAEA	WENRA	EUR	Финляндия	Венгрия	Россия	Великобритания	Канада	США
1	Пожар	SSR-2/1, SSG-61			YVL B.7, YVL B.8					-
2	Затопление, вызванное течью/ разрывом трубопровода/ бака	SSR-2/1, SSG-61	SV2.2	+	YVL B.7	NSC 3a	НП-001-15	NS-TAST-GD-014	RD 2.4.1	-
3	Падение тяжелых грузов									-
4	Взрывы									SSR-2/1, SSG-61
5	Летающие предметы	SSR-2/1, SSG-61								RG 1.206
6	Выбросы опасных сред	SSG-64, SSG-25			YVL B.7					-
7	Потеря систем охлаждения/ подогрева (вентиляции)	-	-	-		NSC 3a 4.7.0300	-			-
8	Ложное срабатывание систем пожаро- тушения	-	SV2.2			-	НП-006-16		-	-
9	Последствия разрыва высокоэнер- гетического трубопровода или сосуда	SSR-2/1, SSG-61	SV2.2	+		NSC 3a	НП-006-16 (в здании реактора)	NS-TAST-GD-014	RD 2.4.1	RG 1.206

**Примечание:** жирным шрифтом указаны документы, содержащие детальные сведения о порядке выполнения анализа конкретных внутренних воздействий.

Следует отметить, что большая часть документов из таблицы № 4 содержит требования и рекомендации, включая российские требования (п. 1.2.14 НП-001-15 [1]), о необходимости учета в анализе безопасности АС сочетания внутренних воздействий.

На основании информации, приведенной в данном подразделе, можно констатировать, что:

- состав внутренних воздействий, подлежащих учету при обосновании безопасности АС, приблизительно аналогичен во всех странах, включая Россию;
- детальный порядок определения полного перечня внутренних воздействий для обоснования

безопасности АС в российских и зарубежных нормативных документах не установлен.

**Состав анализа внутренних воздействий**

В ряде международных и национальных стандартов безопасности устанавливаются требования к анализу (учету) внутренних воздействий – соответствующая информация представлена в таблице № 5 на основе стандартов, содержащих наиболее детальные положения.

На основании таблицы № 5 можно заключить, что целями выполнения анализа внутренних воздействий являются:

1) определение для каждого источника воздействия термомеханических нагрузок, вызванных внутренним воздействием и его последствиями, и учет их в проекте зданий, сооружений, систем и элементов энергоблока АС, принимая во внимание частоту возникновения (компоновка, дополнительные требования по квалификации, защищенности, верификация корректной реализации физического разделения каналов безопасности и т. п.);

2) оценка перечня зависимых отказов элементов систем, являющихся следствием исходного события, и учет их в ДАБ и ВАБ;

3) идентификация дополнительного перечня исходных событий проектных и запроектных аварий (установление невыявленных ранее исходных событий и их учет в составе проекта АС).

В рамках комментария к цели анализа воздействий (п. 3) следует отметить, что п. 1.2.14 НП-001-15 [1] предписывает формировать перечень исходных событий, подлежащих рассмотрению в составе ДАБ проектных аварий, с учетом всех внутренних воздействий, приводящих к нарушению нормальной эксплуатации АС, а перечень запроектных аварий формировать с учетом внутренних пожаров и затоплений (п. 15.2.1 НП-006-16 [8]). Поскольку перечень исходных событий должен включать внутренние воздействия, которые могут привести к нарушению условий безопасной эксплуатации, то результатом анализа воздействий будут, в частности, события, которые приводят к потере двух и более каналов безопасности из-за одного воздействия (например, из-за пожара, затопления, взрыва и т. п.). Выявленные указанным путем исходные события в дальнейшем рассматриваются с точки зрения возможности перевода энергоблока АС в безопасное состояние в соответствии с пунктом 4.1.2 НП-001-15 [1]. Качественные и количественные результаты анализа должны быть представлены в отчете по обоснованию безопасности (п. 3.4 НП-006-16 [8]).

Требования по учету в составе проектов систем, важных для безопасности, на всех этапах полного жизненного цикла АС для всех режимов эксплуатации нагрузок, обусловленных внутренними воздействиями, установлены в пп. 3.1.8 и 3.1.9 НП-001-15 [1]. Объем сведений, которые необходимо представлять в составе обоснования безопасности АС в части учета в проектах зданий, сооружений и систем АС нагрузок от внутренних воздействий,

содержится в требованиях НП-006-16 [8] (пп. 1.7.1, 3.5, 3.7, 3.12).

Таким образом, можно заключить, что области учета внутренних воздействий являются в основном аналогичными в российской, зарубежной и международной практике, однако отличаются в части идентификации внутренних воздействий.

Идентификация дополнительных исходных событий и оценка последствий внутренних воздействий возможна только на систематической основе – при выполнении анализа, основанного на расчетах, оценках, критериях приемки. При этом основным способом анализа внутренних воздействий является расчетно-аналитический подход, позволяющий оценивать частоту возникновения внутреннего воздействия, параметры последствий (длительность, термомеханические нагрузки, соответствие критериям целостности, прочности и работоспособности элементов энергоблока АС), на основе которых выполняется оценка влияния воздействия на работоспособность систем безопасности, уровней ГЭЗ, возможности перехода в безопасное состояние.

Используемые в анализе допущения, расчетные схемы, методики расчета могут существенно повлиять на результаты анализа: приводить к завышенным нагрузкам, расширенному перечню зависимых отказов, случаям нарушения условий нормальной или безопасной эксплуатации энергоблока АС, что может негативно сказаться на результатах ДАБ и ВАБ. Таким образом, используемые подходы должны быть регламентированы. При этом для применения в анализах проектных аварий должны быть установлены консервативные подходы, а для применения в рамках анализа запроектных аварий, ВАБ-1, ВАБ-2 – реалистичные. Первыми шагами на пути регламентирования могут являться обзор используемых расчетно-аналитических методов и сравнение результатов, получаемых на основе их применения.

В отличие от зарубежных нормативов (YVL B.7 [9], SSG-61 [20], пп. 27–31 SSG-64 [21]), российские стандарты в менее системном и развернутом виде определяют требования к анализу внутренних воздействий, не содержат детальных требований и рекомендаций по учету внутренних воздействий, за исключением РБ-076-20 [22], РБ-024-19 [23], относящихся к разработке ВАБ-1. Подтверждением этого является выделение отдельного раздела по анализу внутренних воздействий, соответствующих конкретным состояниям энергоблока, в составе отчета по безопасности согласно SSG-61 [20] (пп. 3.3.49–3.3.55) и RecDoc [11] (п. 1.1.2).

Таблица № 5

**Цели анализа внутренних воздействий в соответствии со стандартами безопасности**  
**Objectives of the internal hazard analysis in accordance with safety standards**

Цели анализа внутренних воздействий	Стандарты по безопасности					
	SSR 2/1, SSG-61, SSG-64	EUR E	RecDoc-1.1.2, RD-337	STUK Y/4/2018, YVL B.7, YVL B.8	NSC 3a	Российские ФНП
Идентификация релевантных внутренних воздействий	Да (SSR 2/1, req. 17)	Да (EUR 2.1.2.6)	Да (RecDoc-1.1.2 п. 7.8)	Да (YVL B.7 п. 311)	Да (NSC 3a.2.2.4200)	Нет
Основные функции безопасности, которые выполняются для всех режимов эксплуатации АС	Да (SSG-64 п. 2.12)	Да (EUR-2.1.2.6.1, 2.1.1.2)	Да (RD-337 п. 9.3)	-	Да (NSC 3a.2.1.1000, 2.1.1100)	-
Приведение энергоблока АС в безопасное состояние после возникновения внутреннего воздействия	Да (SSG-64 п. 2.12; SSG-61 п. 3.3.49)	-	Да (RD-337 п. 9.3)	-	Да (NSC 3a.2.2.2300)	Да, для пожара (НП-006-16 п. 1.7.4)
Оценка нагрузки, создаваемой внутренними воздействиями, и верификация их учета в проекте зданий, сооружений и систем	Да (SSR 2/1, req. 17; SSG-64 п. 3.10)	Да (EUR 2.1.2.6)	-	Да	Да (NSC 3a.3.3.0100)	Да (НП-001-15 пп. 3.1.8, 3.1.9; НП-006-16 пп. 1.7.1, 3.5, 3.7, 3.12 и др.)
Верификация корректной реализации физического разделения каналов безопасности	Да (SSG-64 пп. 4.105, 4.164, 4.180, 4.213)	-	-	-	Да (NSC 3a.3.5.1300)	Да (НП-001-15 п. 3.1.9)
Учет влияния внутренних воздействий при протекании проектной аварии. Обеспечение возможности управления нарушением нормальной эксплуатации и проектной аварии во время и после возникновения внутренних воздействий	Да (SSG-64 пп. 3.28–3.30)	Да (EUR 2.1.6.3)	-	Да (YVL B.7 п. 108)	Да (NSC 3a.3.2.3000, 3.6.1800, 3.6.1900)	Да (НП-001-15 п. 1.2.12)
Установление невыявленных ранее исходных событий	Да (SSR 2/1 п. 5.6)	Да (EUR п. 2.1.2.2)	Да (RecDoc-1.1.2 п. 7.3)	-	Да (NSC 3a.2.2.3500)	Да (НП-001-15 п. 1.2.14, НП-006-16 п. 3.4)

Рекомендации по учету внутренних пожаров и затоплений в составе ВАБ содержатся в РБ-076-20 [22], некоторые из которых могут быть использованы при анализе внутренних воздействий (например, в части формирования пожарных зон и зон затопления, перечня систем (элементов), подверженных поражающим факторам пожара (затопления) в составе ДАБ. Однако не все аспекты, требуемые обоснованием безопасности при пожарах и затоплениях, охвачены в РБ-076-20 [22]. Например, в РБ-076-20 [22] не сформулированы рекомендации по порядку оценки нагрузок, учитываемых при проектировании зданий, сооружений, систем, возникающих при пожарах и затоплениях (размер течи, гидростатическое давление на несущие конструкции зданий, температура среды в помещении и т. п.), по порядку проверки принятых в проекте характеристик систем (элементов) (например, огнестойкость дверей и ограждающих конструкций, герметичность дверей).

Не во всех странах имеются требования и (или) рекомендации руководств по безопасности при использовании атомной энергии (РБ) или иных документов, определяющих детальный порядок учета в составе анализа безопасности АС, принятых к рассмотрению внутренних воздействий. Так, рекомендации МАГАТЭ SSG-64 [21] и требования английского регулирующего органа ONR NS-TAST-GD-014 [24] содержат детальные сведения о способе анализа и учета его результатов в составе обоснования безопасности АС, идентифицированных внутренних воздействиях. Аналогичных документов в составе российских нормативных документов нет.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что российских документов, содержащих требования или рекомендации по учету внутренних воздействий, нет. Подходы и допущения к оценке последствий внутренних воздействий не регламентированы.

### Заключение

Проведенный сравнительный анализ различных аспектов ДАБ внутренних воздействий, учитываемых

при обосновании безопасности АС, в соответствии с установленными требованиями и рекомендациями, подтверждает, что российские требования и рекомендации в основном гармонизированы с международными и зарубежными, за исключением вопросов представления в российских документах недостаточно систематизированного и упорядоченного анализа.

Такие аспекты внутренних воздействий, как перечень негативных последствий, подлежащих учету при обосновании безопасности АС, при проектировании зданий, сооружений, систем АС, а также определение методики анализа конкретных внутренних воздействий в российских нормативных документах не отражены, в отличие от некоторых зарубежных стран.

Приведенные примеры результатов анализа внутренних воздействий свидетельствуют о их важности с точки зрения обеспечения безопасности АС.

В связи со сказанным и с целью обеспечения соблюдения требований пп. 1.2.14–1.2.16 НП-001-15 [1], пп. 15.1.1, 15.2.1 НП-006-16 [16] целесообразным является разработка РБ, содержащего рекомендации по выполнению ДАБ при внутренних воздействиях.

Указанное РБ в числе прочего позволит обеспечить:

- разработку методики анализа конкретных внутренних воздействий, для которых в состав ДАБ необходимо включать анализ вторичных эффектов, сопровождающих исходное событие;
- систематический учет всех факторов, обеспечивающих полноту перечня внутренних исходных событий.

Разработку РБ по ДАБ внутренних воздействий, содержащего порядок анализа для каждого внутреннего воздействия, включая анализ возможных вторичных эффектов, целесообразно выполнять с учетом работ [6, 25], а также ряда положений РБ-076-20 [22].

### Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15): утв. приказом Ростехнадзора от 17.12.2015 № 522.
2. Безопасность атомных электростанций: проектирование / № SSR-2/1. – МАГАТЭ, Вена, 2016.
3. Defence in Depth in Nuclear Safety / INSAG-10. IAEA, Vienna, 1996.
4. Основные принципы безопасности АЭС, 75-INSAG-3 Rev. 1: доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности / INSAG-12. – МАГАТЭ, Вена, 2015.

5. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Комментарии к федеральным нормам и правилам «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15)» (РБ-152-18): утв. приказом Ростехнадзора от 03.10.2018 № 486.
6. Горюнов О. В., Ермакович Ю. Л., Ланин Д. Г., Кузьмина И. Б. Методология анализа внутренних воздействий на безопасность АЭС // Электрические станции. 2021. № 5. С. 9–16.
7. A Frame to Develop LWR Designs for an Open Electricity Market / EUR E, 2016.
8. Safety Reference Levels for Existing Reactors. WENRA, 2020 (Feb-2021).
9. Provisions for Internal and External Hazards at a Nuclear Facility / YVL B.7. STUK, Helsinki, 2019.
10. Design Requirement of Nuclear Power Plants / NSC 3a. IAEA, Budapest, 2011.
11. License Application Guide: License to Construct a Nuclear Power Plant / RecDoc-1.1.2, Ottawa, 2019.
12. General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants / HAD102/01-1989. NNSA, 2018.
13. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. – МАГАТЭ: Вена, 2018.
14. Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants / NS-G-1.11. IAEA, Vienna, 2004.
15. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants / SSG-2. IAEA, Vienna, 2009.
16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР (НП-006-16): утв. приказом Ростехнадзора от 13.02.2017 № 53.
17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции (НП-095-15): утв. приказом Ростехнадзора от 12.08.2015 № 311.
18. Разработка и применение вероятностной оценки безопасности уровня 1 для атомных станций / SSG-3. – МАГАТЭ: Вена, 2014.
19. Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants / SSG-4. IAEA, Vienna, 2010.
20. Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plant / SSG-61. IAEA, Vienna, 2021.
21. Protection against Internal Hazard in the Design of Nuclear Power Plants / SSG-64. IAEA, Vienna, 2021.
22. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 блока атомной станции для исходных событий, обусловленных внутриплощадочными пожарами и затоплениями (РБ-076-20): утв. приказом Ростехнадзора от 05.10.2020 № 387.
23. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 блока атомной станции для внутренних исходных событий (РБ-024-19): утв. приказом Ростехнадзора от 17.07.2019 № 284.
24. Nuclear Internal Hazards and Site Safety / NS-TAST-GD-014. ONR, 2021.
25. Ланин Д. Г., Ланкин М. Ю., Кузьмина И. Б., Ермакович Ю. Л., Горюнов О. В. Совершенствование методологии детерминистического анализа пожаров для атомных станций в контексте цифровой трансформации технологий проектирования // Электрические станции. 2021. № 11. С. 12–21.

## References

1. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii "Obshchie polozheniya obespecheniya bezopasnosti atomnykh stantsii" (NP-001-15) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use "General provisions for nuclear power plant safety assurance" (NP-001-15)]. 2015.
2. Safety of Nuclear Power Plants: Design / SSR-2/1. IAEA, Vienna, 2016.
3. Defence in Depth in Nuclear Safety / INSAG-10. IAEA, Vienna, 1996.
4. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1: A report by the International Nuclear Safety Advisory Group / INSAG-12. IAEA, Vienna, 1999.
5. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoi ehnergii "Kommentarii k federal'nym normam i pravilam "Obshchie polozheniya obespecheniya bezopasnosti atomnykh stantsii (NP-001-15)" (RB-152-18) [Safety guide in the field of atomic energy use "General safety provisions for nuclear power plants (NP-001-15)" (RB-152-18)]. 2018.

6. Goryunov O. V., Ermakovich Yu. L., Lanin D. G., Kuz'mina I. B. (2021). Metodologiya analiza vnutrennikh vozdeystvii na bezopasnost' AEHS [Methodology for the analysis of internal hazards on the safety of nuclear power plants]. Elektricheskie stantsii – Electrical stations, No. 5, pp. 9–16. [in Russian].
7. A frame to develop LWR designs for an open electricity market / EUR E, 2016.
8. Safety Reference Levels for Existing Reactors. WENRA, 2020 (Feb-2021).
9. Provisions for Internal and External Hazards at a Nuclear Facility / YVL B.7. STUK, Helsinki, 2019.
10. Design Requirement of Nuclear Power Plants / NSC 3a. HAEA, Budapest, 2011.
11. License Application Guide: License to Construct a Nuclear Power Plant / RecDoc-1.1.2. Ottawa, 2019.
12. General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants / HAD102/01-1989. NNSA, 2018.
13. IAEA Safeguards Glossary. IAEA, Vienna, 2022.
14. Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants / NS-G-1.11. IAEA, Vienna, 2004.
15. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants / SSG-2. IAEA, Vienna, 2009.
16. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Trebovaniya k sodержaniyu otcheta po obosnovaniyu bezopasnosti bloka atomnoi stantsii s reaktorom tipa VVEHR” (NP-006-16) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Requirements for the content of safety analysis reports for nuclear power plant units with VVER reactors” (NP-006-16)]. 2016.
17. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Osnovnye trebovaniya k veroyatnostomu analizu bezopasnosti bloka atomnoy stantsii” (NP-095-15) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Basic requirements for probabilistic safety analysis of a nuclear power plant unit” (NP-095-15)]. 2015.
18. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants / SSG-3. IAEA, Vienna, 2014.
19. Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants / SSG-4. IAEA, Vienna, 2010.
20. Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plant / SSG-61. IAEA, Vienna, 2021.
21. Protection against Internal Hazard in the Design of Nuclear Power Plants / SSG-64. IAEA, Vienna, 2021.
22. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoi ehnergii “Rekomendatsii po razrabotke veroyatnostnogo analiza bezopasnosti urovnya 1 bloka atomnoi stantsii dlya iskhodnykh sobytii, obuslovlennykh vnutriploshchadochnymi pozharemi i zatopeniyami” (RB-076-20) [Safety guide in the field of atomic energy use “Recommendations for the development of Probabilistic Safety Analysis (Level 1 PSA) in case of initiating events at a nuclear unit conditioned by on-site fires and flooding” (RB-076-20)]. 2020.
23. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoi ehnergii “Rekomendatsii po razrabotke veroyatnostnogo analiza bezopasnosti urovnya 1 bloka atomnoi stantsii dlya vnutrennikh iskhodnykh sobytii” (RB-024-19) [Safety guide in the field of atomic energy use “Recommendations for the development of Probabilistic Safety Analysis (Level 1 PSA) in case of internal initiating events” (RB-024-19)]. 2019.
24. Nuclear Internal Hazards and Site Safety / NS-TAST-GD-014. ONR, 2021.
25. Lanin D. G., Kuz'mina I. B., Ermakovich Yu. L., Goryunov O. V., Lankin M. Yu. (2021). Sovershenstvovanie metodologii deterministicheskogo analiza pozharov dlya atomnykh stantsii v kontekste tsifrovoi transformatsii tekhnologii proektirovaniya [Improving the methodology of deterministic fire analysis for nuclear power plants in the context of digital transformation of design technologies]. Elektricheskie stantsii – Electrical stations, No. 11, pp. 12–21. [in Russian].

### Сведения об авторах

*Горюнов Олег Владимирович*, руководитель направления, Группа по анализам безопасности, АО «РЭИН Инжиниринг» (194044, Санкт-Петербург, Выборгская наб., 45Е).

*Ланин Дмитрий Геннадиевич*, эксперт, АО «РЭИН Инжиниринг» (194044, Санкт-Петербург, Выборгская наб., 45Е).

### Authors credentials

*Goryunov Oleg Vladimirovich*, Head of direction, Safety Analysis Group, JSC REIN Engineering (45E, Vyborgskaya emb., St. Petersburg, 194044), e-mail: [ovgoriunov@mail.ru](mailto:ovgoriunov@mail.ru).

*Lanin Dmitrii Gennadievich*, Expert, JSC REIN Engineering (45E, Vyborgskaya emb., St. Petersburg, 194044), e-mail: [mitroll@yandex.ru](mailto:mitroll@yandex.ru).

### Для цитирования

*Горюнов О. В., Ланин Д. Г.* Детерминистический анализ внутренних воздействий при обосновании безопасности атомных станций // Ядерная и радиационная безопасность. 2024. № 4 (114). С. 24–35. DOI: 10.26277/SECNRS.2024.114.4.002.

### For citation

*Goryunov O. V., Lanin D. G.* (2024). Deterministicheskii analiz vnutrennikh vozdeistvii pri obosnovanii bezopasnosti atomnykh stantsii [Deterministic analysis of internal hazards in substantiating the safety of the nuclear power plants]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost'* – Nuclear and Radiation Safety Journal, No. 4 (114), pp. 24–35. [in Russian]. DOI: 10.26277/SECNRS.2024.114.4.002.

