

АНАЛИЗ ТЯЖЕЛОЙ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ РЕКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ЭГП-6 БИЛИБИНСКОЙ АЭС. ФОРМИРОВАНИЕ ИСТОЧНИКА ВЫБРОСА

Л.М. Парафило, Р.И. Мухамадеев, Ю.Д. Баранаев, А.П. Суворов

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

249033 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

Р

Выполнен анализ протекания динамической фазы тяжелой запроектной аварии, обусловленной неконтролируемым вводом положительной реактивности в реактор ЭГП-6 в условиях отказа системы аварийной защиты. Исходное событие приводит к быстрому росту мощности реактора до 450% от номинальной и сопровождается ростом температуры топлива, ростом температуры и давления теплоносителя. Эти факторы приводят к вскипанию теплоносителя в отдельных ТВС, что вызывает кризис теплообмена, повреждение топлива в этих ОТВС и истечение пароводяной среды в кладку реактора. Рост давления в кладке вызывает повреждение кожуха реактора, истечение пароводяной среды в надреакторное пространство и дальнейший транспорт пароводяной среды по коммуникациям: в реакторный зал, систему вентиляции надреакторного пространства и далее – в окружающую среду. Расчеты динамических процессов были выполнены с использованием кода RELAP5/Mod3.2. Рассмотрены стадии процесса повреждения топлива и оценена динамика количества и степени повреждения топлива в ТВС. Оценка величины выхода продуктов деления из поврежденных ТВС проводилась на основании экспериментальных данных, полученных в ГНЦ РФ-ФЭИ для ТВС Билибинской АЭС (трубчатые твэлы в стальной оболочке, топливная композиция – крупка диоксида урана в магниевой матрице), для условий запроектной тяжелой аварии. Транспорт продуктов деления с водой и паром оценивался на основании экспериментальных данных о пропускании продуктов деления графитовой кладкой в условиях тяжелой аварии, также полученных в ГНЦ РФ-ФЭИ. Оценка величины аварийного выброса в атмосферу проводилась с учетом динамики выхода продуктов деления и использования двух подходов к способу реализации выброса – консервативного и наиболее вероятного. Были отмечены хорошие свойства самозащитности установки ЭГП-6 в условиях тяжелой запроектной аварии.

Ключевые слова: тяжелая запроектная авария, кризис теплообмена, динамика повреждения топлива, выход продуктов деления, выброс.

Билибинская АЭС (БиАЭС) имеет установленную электрическую мощность четырех энергоблоков с реакторными установками (РУ) ЭГП-6 48 МВт и выработкой тепла до 100 Гкал/ч. Эскизный проект БиАЭС разработан в 1964 г., технический – в 1965 г. Стро-
© Л.М. Парафило, Р.И. Мухамадеев, Ю.Д. Баранаев, А.П. Суворов, 2018

ительство БиАЭС было начато в октябре 1966 г. Станция построена и эксплуатируется в экстремально сложных природно-климатических и транспортных условиях Заполярья. За время эксплуатации энергоблоков БиАЭС проводилась модернизация систем и оборудования, направленная на повышение надежности и безопасности эксплуатации [1]. Особенностью конструкции АЭС является наличие единого реакторного зала с окнами в стене для четырех энергоблоков.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В ЗДАНИИ БиАЭС

Постулируется авария со следующим исходным событием (ИС): высвобождение положительной реактивности (самоход двух пар стержней АР) с наложенным событием – отказ системы АЗ на четвертом энергоблоке. Анализ наихудшего (и наименее вероятного) сценария развития этой запроектной аварии (в соответствии с [2 – 4]) опубликован в [1]. Уровень мощности перед аварией полагался равным 100%. Динамика мощности реактора в аварийном процессе отражена на рис. 1. Оценка изменений мощности реактора выполнялась с использованием модели точечной кинетики, входящей в состав RELAP5/MOD3.2 [5, 6].

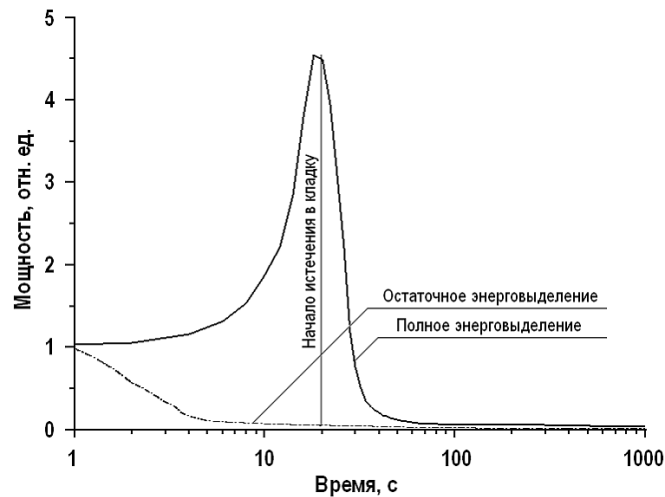


Рис. 1. Динамика относительного изменения мощности реактора по отношению к номинальной

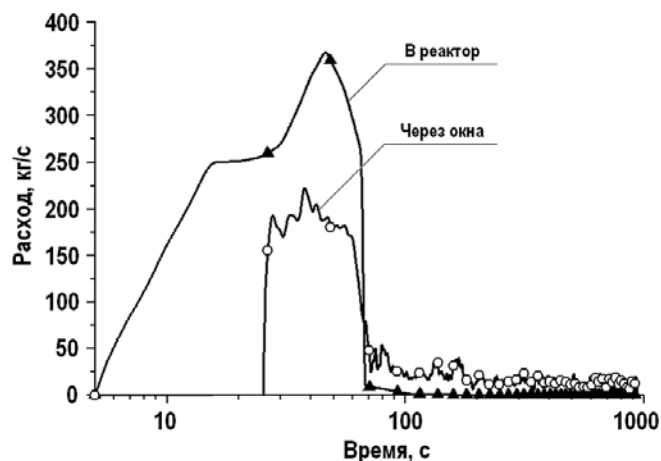


Рис. 2. Расходы истечения в РП и через окна реакторного зала

В течение 20-ти секунд, начиная с момента ИС, происходит монотонный рост мощности реактора с достижением максимального уровня 450% (см. рис. 1), приводящий к

повышению температуры топлива и развитию кризиса теплообмена. Кризис теплообмена совпадает с выполнением условий повреждения внутренних (несущих давление теплоносителя) оболочек твэлов. К моменту достижения максимальной мощности возникают условия (900°C при проектном давлении в основном циркуляционном контуре (ОЦК)) для повреждения оболочек твэлов в 126-ти ТВС, вызывающие истечение теплоносителя ОЦК в реакторное пространство (РП) и кладку реактора (рис. 2).

Истечение теплоносителя в кладку приводит к росту давления в реакторном пространстве. К 50-ой секунде происходит разрыв кожуха реактора. Истечение пароводяной среды из реакторного пространства в монтажное оказывается значительным, и его максимальное значение сопоставимо с расходом среды, истекающей из ОЦК. Значительные уровни расходов истечения приводят к быстрому уменьшению массы среды в объемах, из которых оно идет, и через 70 секунд с начала аварии они оказываются весьма умеренными, что приводит к снижению скорости поступления радиоактивных веществ из активной зоны в помещения АЭС.

Поступление пароводяной среды из монтажного пространства в надреакторное происходит через кольцевой зазор между бетонным перекрытием и верхней плитой реактора. Далее происходит поступление пароводяной среды в центральный зал (ЦЗ), что вызывает повышение давления, нарушение нормального воздухообмена, обеспечиваемого системами вентиляции, и разрушение окон ЦЗ.

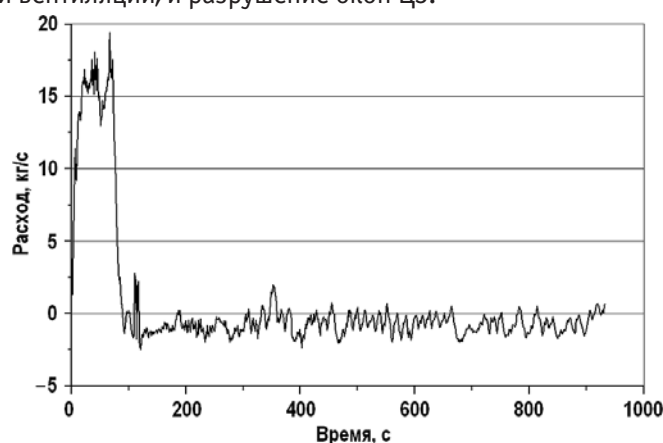


Рис. 3. Поток пароводяной смеси из надреакторного пространства аварийного реактора в ЦЗ

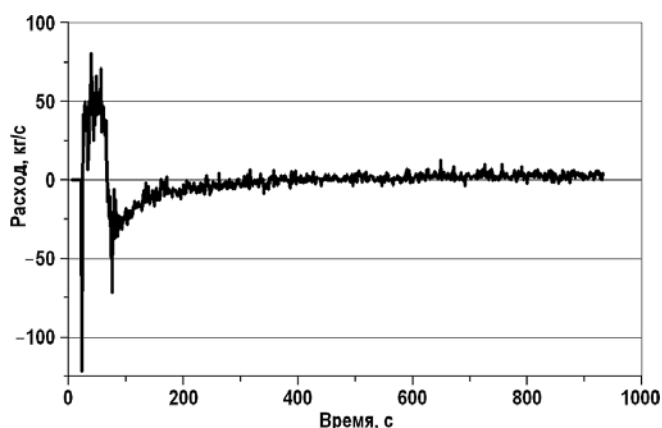


Рис. 4. Расход пароводяной смеси через окна ЦЗ

Выход пароводяной среды из надреакторного пространства в ЦЗ (рис. 3) происходит относительно равномерно в течение ~ 100 секунд. Суммарная масса поступившей

среды составляет не более 10% от массы, содержащейся в контуре аварийного реактора, что обусловлено как сохранившимся жидкофазным состоянием теплоносителя, так и последовательно реализованными процессами сепарации по тракту к центральному залу. Существуют и другие значимые потери потока (ГПК, система локализации «мокрой» аварии, дренаж, вентиляция).

Выброс пароводяной среды в атмосферу соответствует динамике расходов истечения из ЦЗ. На рисунке 4 представлен расход пароводяной среды из окон центрального зала.

ВЫХОД РАДИОАКТИВНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ПОВРЕЖДЕННЫХ ТВЭЛОВ

При исследовании процессов аварийного разрушения твэлов и выхода радиоактивных продуктов деления (РПД) из поврежденного топлива использовались материалы [7 – 13], требования [14] и результаты экспериментальных исследований поведения топлива реакторов ЭГП-6, выполненных в 1990 – 1994 гг. в ГНЦ РФ-ФЭИ и опубликованных в [15 – 18]. Они представляются в виде трех последовательных этапов.

Рост давления среды ОЦК приводит к разрушению внутренней и внешней оболочек твэлов на всех участках, где локальная температура достигнет ~ 900°C. В момент разрыва оболочек из разрушенной части твэла происходит залповый выход инертных радиоактивных газов (ИРГ), изотопов йода и цезия из контактного материала топливной матрицы. Транспортной средой для дальнейшего выноса РПД из РП на этом этапе является истекающая пароводяная смесь.

После прекращения истечения теплоносителя разрушение внешней оболочки в разгруженном от давления теплоносителя твэле может происходить только на тех его участках, где локальная температура топлива в процессе развития аварии достигает температуры кипения магния (~1100°C). В момент разрыва оболочки в местах вскипания магния происходит залповый выход ИРГ, изотопов йода и цезия из контактного материала топливной матрицы. Транспортная среда для направленного выноса радиоактивных продуктов из РП на этой стадии отсутствует.

В процессе дальнейшего развития аварии при увеличении температуры в разрушенных участках твэлов выше ~1100°C реализуется диффузионный выход РПД из разогретой крупки топлива в соответствии с динамикой роста ее температуры. Транспортная среда для направленного выноса РПД из РП на этой стадии также отсутствует.

По консервативной оценке, основанной на результатах экспериментальных исследований [15 – 18], величины залпового выхода летучих РПД из поврежденного участка твэла на первой и второй стадиях разрушения оболочек твэлов составляют 0,5% йода, 0,07% цезия и 9% ИРГ.

При разогреве крупки диоксида урана выше 1100°C происходит постепенное увеличение скорости выхода из нее основных РПД, которое на основании [15 – 18] можно описать в форме уравнения Аррениуса

$$K = K_0 \exp(-Q/RT),$$

где K – скорость выхода, c^{-1} ; R – универсальная газовая постоянная; T – температура топлива, К.

Таблица 1

Константы выхода радионуклидов из топлива при разогреве

Нуклид	K_0, c^{-1}	$Q, Дж/моль$	Среда	Комментарий
I	0,30 $5,09 \cdot 10^{17}$	$187,7 \cdot 10^3$ $766,9 \cdot 10^3$	Пар	$1100 < T < 1350^\circ C$ $T > 1350^\circ C$
Cs	$7,13 \cdot 10^{-4}$ $1,60 \cdot 10^{14}$	$111,8 \cdot 10^3$ $649,5 \cdot 10^3$	Пар	$1100 < T < 1350^\circ C$ $T > 1350^\circ C$
Kr, Xe	$5,5 \cdot 10^1$	$242,0 \cdot 10^3$	Пар	$T > 1100^\circ C$

Константы K_0 и Q , представленные в табл.1, получены при обработке экспериментальных данных.

ОЦЕНКА МАСШТАБОВ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА ПРИ АВАРИИ

Динамика протекания аварии была описана в [1]. На первом этапе аварии в течение 30 секунд с момента начала движения стержней АР происходит рост нейтронной мощности до ~ 450% и давления в ОЦК до ~10,0 МПа. С 30-й по 65-ю секунды происходят множественные разрывы оболочек твэлов, сопровождаемые истечением теплоносителя в графитовую кладку реактора. Полное осушение ОЦК происходит к 100-й секунде аварии. Дальнейшее протекание аварии сопровождается медленным разогревом и последующим остыванием ТВС и графитовой кладки. Динамика изменения максимума температур ТВС и графитовой кладки приведена на рис. 5, 6.

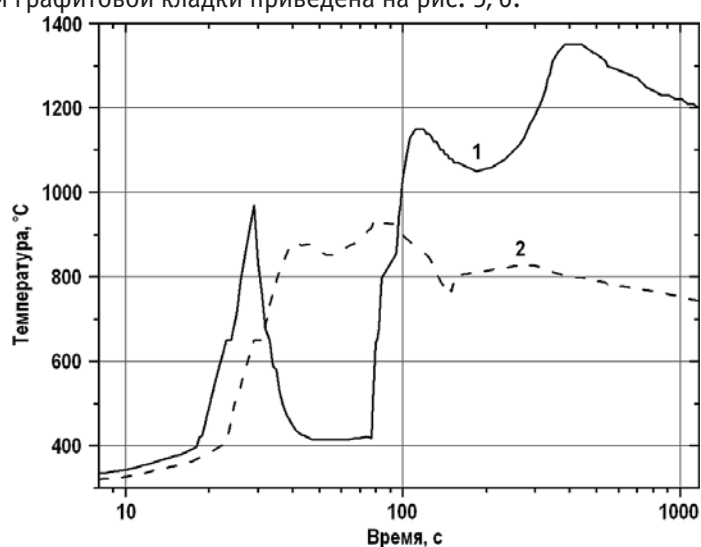


Рис. 5. Динамика изменения максимума температуры ТВС (°С) при запроектной аварии: 1 – температура твэла ТВС максимальной мощности; 2 – температура твэла ТВС средней мощности

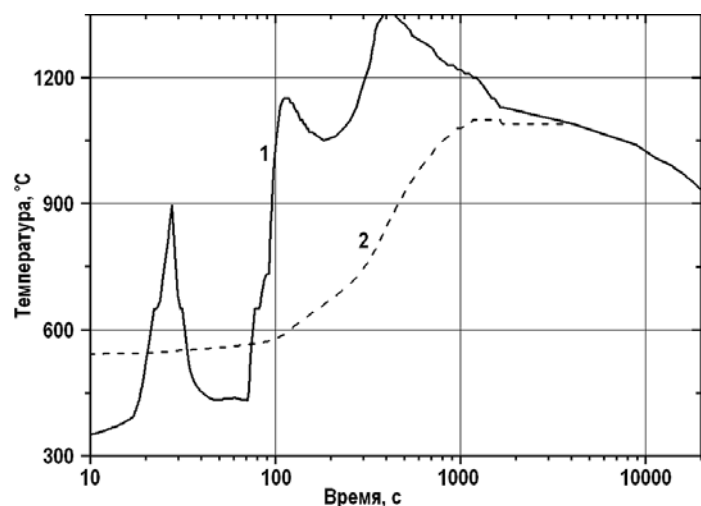


Рис. 6. Изменение во времени максимальных температур твэла (1) и графита (2) ТВС максимальной мощности при запроектной аварии

Динамика повреждений ТВС приведена в [1] и оценивалась на основании данных теплотехнических расчетов по изменениям температур твэлов и графита (см. рис. 5, 6).

В соответствии с результатами расчетов получена следующая динамика развития повреждений ТВС.

– Стадия I. Вследствие достижения температуры 900°C к 35-й секунде происходит повреждение оболочек твэлов в 16-ти ТВС с максимальной мощностью (восемь в центральной части активной зоны – на длине 1,45 м и восемь в средней части – на длине 1,2 м).

– Стадия II. Вследствие достижения температуры 900°C к 100-й секунде происходит повреждение оболочек твэлов в 110-ти ТВС со средней мощностью (на длине 1 м). Выходящие из топлива РПД выносятся истекающим теплоносителем через графитовую кладку реактора в РП.

– Стадия III. После 100-й секунды критерий разрушения оболочек твэла (разгруженного от давления теплоносителя) 1100°C достигается только в ТВС максимальной мощности, что происходит на интервале времени от 100 до 4000 с. На этом интервале зона разрушения твэлов увеличивается: для восьми ТВС максимальной мощности в центре активной зоны – с 1,45 до 1,85 м, а для восьми ТВС максимальной мощности на периферии – с 1,2 до 1,55 м. Разрушение сопровождается дополнительным выходом РПД. Происходит и диффузионный выход РПД вследствие разогрева топливной крупки выше 1100°C. Однако транспортная среда для интенсивного выноса РПД из РП на этом этапе отсутствует.

Таблица 2

Средняя доля поврежденной при аварии части ТВС на различных стадиях аварийного процесса

Группа ТВС	Стадия I	Стадия II	Стадия III
16 ТВС максимальной мощности	0,40	0,40	0,57
110 ТВС средней мощности	0,00	0,33	0,33

Оцененная доля поврежденного топлива к разным моментам времени показана в табл. 2. При оценке доли разрушения топлива консервативно принималось, что температурный режим во всех шести твэлах ТВС одинаков и соответствует графику для ТВС максимальной и средней мощности на рис. 5, 6.

НУКЛИДНЫЙ СОСТАВ И АКТИВНОСТЬ РПД В ПОВРЕЖДЕННЫХ ТВС

Для оценки активности РПД, выносимой из поврежденного топлива в процессе аварии, необходима информация о выгорании ТВС. Распределение ТВС по мощности и выгоранию на конец межперегрузочного интервала, когда накопление РПД в топливе максимально, приведено на рис. 7, 8. Консервативно принималось, что авария происходит именно в этот момент времени.

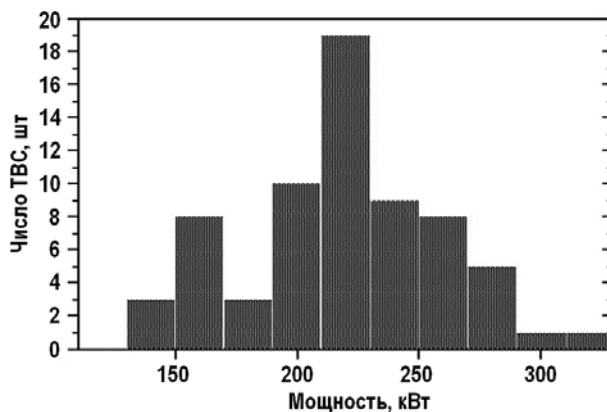


Рис. 7. Гистограмма распределения ТВС по мощности в РУ ЭГП-6

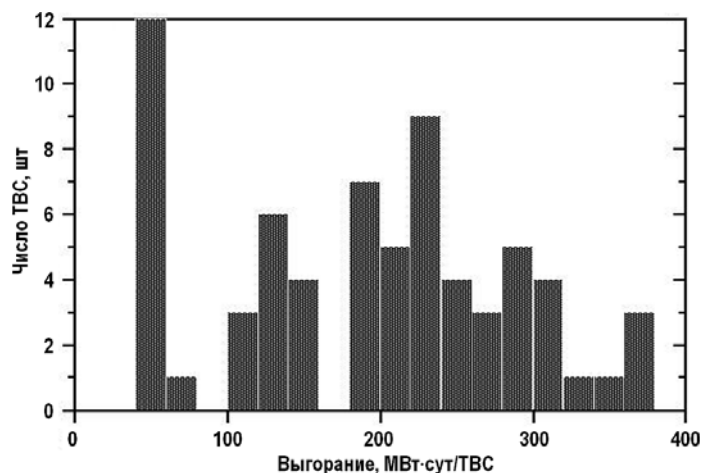


Рис. 8. Гистограмма распределения ТВС по выгоранию в РУ ЭГП-6

Все поврежденные ТВС были разбиты на три группы по мощности и выгоранию. Из 16-ти ТВС максимальной мощности (повреждаются первыми) 12 – со средним выгоранием 60 МВт-сут/ТВС при мощности 300 кВт/ТВС и четыре – со средним выгоранием 157 МВт-сут/ТВС при мощности 290 кВт/ТВС. 110 ТВС средней мощности, которые также разрушаются на начальной фазе аварии, соответствуют группе со средним уровнем выгорания (219 МВт-сут/ТВС при мощности 227 кВт/ТВС). Для количественного определения накопления продуктов деления в этих трех группах ТВС выполнены расчеты с использованием ORIGEN-2.1 [19] с учетом данных расчетов по [20, 21] для разных времен после начала аварии, позволяющих корректно определять количества выходящих короткоживущих нуклидов.

УДЕРЖАНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКОЙ РЕАКТОРА

При транспорте РПД происходит их частичная сорбция и вторичная десорбция на графите кладки активной зоны. В таблице 3 приведены коэффициенты пропускания РПД кладкой реактора для этапа истечения теплоносителя [1].

На основании данных расчета динамики температуры графитовой кладки для количественной оценки активности разных групп нуклидов на разных временных интервалах использовались коэффициенты удержания РПД кладкой (табл. 4).

Значения суммарных коэффициентов пропускания РПД графитовой кладкой, %

Таблица 3

Температура графита, °С	Радионуклиды		
	ИРГ	I	Cs
400	0,2	0,05	0,02
500	1,7	0,59	0,25
600	2,3	0,9	0,4
700	3,7	1,9	1,2
800	5,0	2,8	1,9
900	7,7	5,8	5,2
1000	10,5	8,8	6,6
1100	16,0	13,2	14,0
1200	25,0	20,0	22,0

Таблица 4

Коэффициенты удержания для РПД кладкой на разных временных интервалах, %

Временной интервал, с	0 – 250	250 – 4000
Cs	0,34	0,37
I	0,54	0,58
ИРГ	1,19	1,21

НУКЛИДНЫЙ СОСТАВ И АКТИВНОСТЬ ВЫБРОСА

С учетом всех представленных выше данных о накоплении, выходе и удержании РПД был сформирован источник выброса в реакторное пространство (РП). Состав и активность выброса в РП, его динамика во времени приведены в табл. 5.

Таблица 5

Нуклидный состав и выход активности из топлива в РП, Бк

Нуклид	Выход в РП из кладки реактора на различных стадиях аварии, Бк		
	Стадия I (разгерметизация)	Стадия II (разгерметизация)	Стадия III (разогрев)
Kr-85	2,2E11	4,1E9	8,5E12
Kr-85M	5,4E12	3,7E11	1,7E13
Kr-87	1,1E13	7,2E11	2,4E13
Kr-88	1,5E13	1,0E12	1,3E13
Kr-89	1,4E13	5,0E11	4,6E03
I-131	3,2E11	2,3E10	2,2E11
I-132	4,8E11	3,4E10	1,2E12
I-133	7,4E11	5,3E10	4,6E13
I-134	8,3E11	5,9E10	2,7E9
I-135	6,9E11	4,9E10	2,0E13
Xe-131M	1,4E11	9,5E9	7,8E11
Xe-133	2,9E13	2,0E12	1,3E12
Xe-133M	8,7E11	5,8E10	1,4E12
Xe-135	1,4E13	8,6E11	7,6E12
Xe-135M	5,0E12	3,3E11	2,4E9
Xe-137	2,0E13	8,3E11	9,7E9
Cs-134	2,7E9	2,3E7	1,1E12
Cs-136	8,3E8	2,0E7	2,1E13
Cs-137	4,3E9	8,1E7	5,5E11
Cs-138	6,5E10	4,6E9	1,1E12

Расчетный анализ аварии показал, что примерно 7,3% массы пароводяной смеси, что составляет ~1215 кг, поступившие из РП на стадиях I и II, практически сразу выбрасываются в атмосферу через разрушенные оконные проемы ЦЗ. Остальная масса пароводяной смеси (16285 кг или 92,7% массы) при поступлении из РП динамически перераспределяется между объемами помещений станции в соответствии с технологическими связями и имеющимися неплотностями конструкций. Далее эта поступившая активность может быть вынесена в атмосферу через системы вентиляции и вентиляционную трубу.

Радиационные последствия первых двух стадий данной аварии определяются двумя выбросами с разными физическими параметрами:

– через окна ЦЗ в аэродинамическую тень здания с низкой высотой выброса (14 м), низкой скоростью (~ 0,1 м/с) и повышенной средней температурой (55°C) истече-

ния среды;

– через вентиляционную трубу по системам вентиляции помещений станции.

В процессе транспорта пароводяной смеси по помещениям станции и трактам систем вентиляции значительная часть пара конденсируется и осаждается на поверхностях вместе с содержащимися в нем негазообразными радионуклидами. Для учета этого факта, а также того, что система вентиляции оборудована фильтрами, введен коэффициент пропускания активности через систему. В качестве консервативной экспертной оценки величина этого коэффициента для нуклидов цезия и йода принята равной 0,1, а для ИРГ – 1.

Оцененная величина нуклидного состава и активности выброса в окружающую среду на первых двух стадиях аварии через окна ЦЗ и вентиляционную трубу, полученная в предположении, что активность ПД равномерно размешана в объеме выбрасываемого из РП теплоносителя (~ 17 т), приведена в табл. 6.

Таблица 6

Оцененная величина нуклидного состава и активности выброса в окружающую среду на стадиях I и II запроектной аварии, Бк

Нуклид	Выброс через окна ЦЗ	Выброс в трубу	Нуклид	Выброс через окна ЦЗ	Выброс в трубу
Kr-85	1,6E10	2,0E12	Xe-131m	1,1E10	1,3E11
Kr-85m	3,9E11	5,0E12	Xe-133	2,2E12	2,7E13
Kr-87	7,8E11	1,0E13	Xe-133M	6,3E10	8,1E11
Kr-88	1,1E12	1,4E13	Xe-135	9,9E11	1,3E13
Kr-89	1,0E12	1,3E13	Xe-135m	3,6E11	4,6E12
I-131	2,4E10	3,0E10	Xe-137	1,5E12	1,9E13
I-132	3,6E10	4,4E10	Cs-134	4,0E8	2,3E8
I-133	5,4E10	6,9E10	Cs-136	6,0E7	7,7E7
I-134	6,0E10	7,7E10	Cs-137	3,3E8	4,0E8
I-135	5,1E10	6,4E10	Cs-138	4,8E9	6,0E9

Таблица 7

Оцененный нуклидный состав и максимально возможная величина выброса в окружающую среду на стадии III запроектной аварии, Бк

Нуклид	Выброс через окна ЦЗ	Выброс в трубу	Нуклид	Выброс через окна ЦЗ	Выброс в трубу
Kr-85	8,5E12	8,5E12	Xe-131m	7,8E11	7,8E11
Kr-85m	1,7E13	1,7E13	Xe-133	1,3E12	1,3E12
Kr-87	2,4E13	2,4E13	Xe-133m	1,4E12	1,4E12
Kr-88	1,3E13	1,3E13	Xe-135	7,6E12	7,6E12
Kr-89	4,6E3	4,6E3	Xe-135m	2,4E9	2,4E9
I-131	2,2E11	2,2E10	Xe-137	9,7E9	9,7E9
I-132	1,2E12	1,2E11	Cs-134	1,1E12	1,1E11
I-133	4,6E13	4,6E12	Cs-136	2,1E13	2,1E12
I-134	2,7E9	2,7E8	Cs-137	5,5E11	5,5E10
I-135	2,0E13	2,0E12	Cs-138	1,1E12	1,1E11

На III стадии аварии транспортная среда в виде пароводяной смеси для направленного выноса активности из РП в помещения станции отсутствует. Нуклиды, вышедшие из кладки, будут постепенно выноситься из РП в помещения станции конвективными токами воздуха. Далее они могут поступать в окружающую среду двумя путями – через разрушенные окна ЦЗ и вентиляционную трубу после транспорта по помещениям станции и системам вентиляции. При анализе радиационных последствий для III стадии аварии консервативно рассмотрены два предельных варианта формирования источника выброса.

1. Выброс всей активности, вышедшей в РП на III стадии аварии (табл. 7), через окна ЦЗ. Данное предположение обеспечивает максимально консервативную оценку послед-

ствий радиационной аварии и реализуется в случае отключения (потери) электропитания системой вентиляции надреакторного пространства. Однако даже в динамической фазе выброс в окна невелик.

2. Выброс всей активности из РП через вентиляционные системы в вентиляционную трубу. Суммарный коэффициент пропускания активности через систему вентиляции определяется только наличием фильтров, т.е. для стадии III этот коэффициент пропускания для нуклидов Cs и I принят равным 0,1, а для ИРГ – 1. Выброс в вентиляционную трубу для данного этапа является наиболее вероятным, поскольку расход системы вентиляции из пространства над реактором ~ 12000 м³/ч.

Оцененный нуклидный состав и максимально возможная величина активности в окружающей среде на III стадии аварии для вариантов выброса приведена в табл. 7.

Таким образом, при выполнении анализа последствий радиационной аварии для населения необходимо учитывать динамику и масштабы разрушения топлива, особенности транспорта радионуклидов и пути выброса в окружающую среду для разных фаз аварии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведен анализ протекания тяжелой запроектной аварии с высвобождением положительной реактивности вследствие самохода двух пар стержней АР с наложенным событием – отказом системы аварийной защиты.

Выполнена оценка динамики повреждения ОТВС и влияния возможных путей транспорта радионуклидов в помещениях станции на формирование аварийного выброса. Проведена оценка нуклидного состава и активности источника аварийного выброса в окружающую среду для двух сценариев протекания аварии.

Показано, что особенности самозащитенности РУ ЭГП-6 (удержание РПД кладкой, работа системы вентиляции надреакторного пространства) позволяют существенно снизить поступление РПД в окружающую среду даже в случае постулируемой тяжелой запроектной аварии с повреждением твэлов в 126-ти ОТВС.

Литература

1. Билибинская АЭС. Блок 4. Отчет по углубленной оценке безопасности. ОАО «Концерн Росэнергоатом», АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «Атомэнергопроект», АО «Ижорские заводы». – 2016. – 4971 с.
2. НП-001-2015. Общие положения обеспечения безопасности АС. – М.: Ростехнадзор, 2015.
3. РБ-001-05. Рекомендации к содержанию отчета по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций (ОУОБ АС). – М.: Ростехнадзор, 2005.
4. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Standards Series No. SSG-2, STI/PUB/1428. – IAEA, Vienna, 2009. – 84 p.
5. Fletcher C.D, Schultz R.R. RELAP5/MOD3.2 Code Manual. NUREG/CR-5535, INEL-95/0174. – Vol. 2. – 293 p.
6. Аттестационный паспорт RELAP5/MOD3.2 применительно к расчетам для реактора ЭГП-6. № 317 от 9.10.2012. – М.: Ростехнадзор, 2012.
7. Самойлов А.Г., Каштанов А.И., Волкова В.С. Дисперсионные твэлы. Т. 1. Материалы и технология. – М.: Энергоатомиздат, 1982. – 224 с.
8. Самойлов А.Г., Каштанов А.И., Волкова В.С. Дисперсионные твэлы. Т. 2. Конструкция и работоспособность. – М.: Энергоатомиздат, 1982. – 256 с.
9. Самойлов А.Г., Волков В.С., Солонин М.И. Тепловыделяющие элементы ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1996. – 400 с.
10. Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors. Technical Reports Series No. 388, STI/DOC/010/388; (ISBN:92-0-102298-0). – IAEA, Vienna, 1998. – 167 p.
11. Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation (Proceedings of Technical Meeting Bratislava, 2002). IAEA-TECDOC-1345. – IAEA, Vienna, 2003. – 165 p.

12. Structural Behaviour of Fuel Assemblies for Water Cooled Reactors (Proc. Tech. Mtg Cadarache, France, 2004). IAEA-TECDOC-1454. – IAEA, Vienna, 2005. – 324 p.
13. Review of fuel failures in water cooled reactors. NF-T-2.1, STI/PUB/1445. (ISBN:978-92-0-102610-1). – IAEA, Vienna, 2010. – 178 p.
14. НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. – М.: Ростехнадзор, 2007
15. Баранаев Ю.Д., Долгов В.В., Мосеев Л.И. Выход продуктов деления из дисперсионного ядерного горючего в условиях аварии атомных ледоколов и Билибинской АЭС / XV Менделеевский съезд по общей и прикладной химии. Обнинский симпозиум. Рефераты докладов в 2-х томах. – Т. 2. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1993. – С. 58.
16. Баранаев Ю.Д., Мосеев Л.И., Викторов А.Н., Долгов В.В. Экспериментальное определение выхода продуктов деления из топлива реакторов Билибинской АЭС в условиях, моделирующих тяжелые аварии // Атомная энергия. – 1993. – Т. 74. – Вып. 5. – С. 416-421.
17. Долгов В.В., Ильин Ю.В., Рябов В.В. Результаты испытаний твэлов Билибинской АЭС в условиях, имитирующих аварию с полной потерей теплоносителя и отказом всех активных каналов расхолаживания / IV Межотраслевая конференция по реакторному материаловедению, 15-19 мая Димитровград, 1995 г. Сб. докл. в 2-х томах. – Т. 1. «Топливо и твэлы энергетических реакторов». – Димитровград, НИИАР, 1996. – С. 165-177.
18. Suvorov A.P., Baranaev Yu.D., Moseev L.I., Kozmenkov Ya. K. Experimental and Calculational Investigations of Fission Product Release from Fuel of Water Cooled Reactors on Initial Stage of Severe Accident / Report on TCM «Design measures for prevention and mitigation of severe accident at advanced water cooled reactors», 21-25 October, Vienna, 1996. – IAEA-TECDOC-1020. – IAEA, Vienna, 1998. – PP. 27-37.
19. Croff A.G. ORIGEN-2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials // Nuclear Technology. – 1983. – Vol. 62. – PP. 335-352.
20. WIMS, MultiGroup Reactor Lattice Calculation for Thermal Reactor and Fast Reactor, NEA-0329 WIMS-D/4. Электронный ресурс: <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-0329> (дата доступа 21.09.2017).
21. Шаронов В.Н. Нейтронно-физические основы водографитовых реакторов с трубчатymi твэлами. Докт. дисс. по спец. 05.14.03. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997. – 75 с.

Поступила в редакцию 29.03.2017 г.

Авторы

Парафило Леонид Михайлович, к.т.н., ведущий научный сотрудник,

E-mail: plm@ipre.ru

Мухаммадеев Рубен Ильдарович: научный сотрудник

E-mail: ben@ipre.ru

Баранаев Юрий Дмитриевич: начальник лаборатории

E-mail: baranaev@ipre.ru

Суворов Альберт Петрович, старший научный сотрудник

E-mail: asuvorov@ipre.ru

**ANALYSIS OF A SEVERE BEYOND DESIGN BASIS ACCIDENT
FOR THE EGP-6 REACTOR FACILITY AT BILIBINO NPP.
RELEASE SOURCE TERM FORMATION**

Parafilo L.M., Mukhamadeyev R.I., Baranayev Yu.D., Suvorov A.P.

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1, Bondarenko sq., Obnnsk, Kaluga reg., 249033 Russia.

ABSTRACT

An analysis has been performed for the dynamic phase progression in a severe beyond design basis accident caused by uncontrolled insertion of positive reactivity into the EGP-6 reactor in conditions of the emergency protection system failure. The initial event leads to the reactor power growing rapidly to 450% of the rated value, involving the fuel temperature growth and the growth in the coolant temperature and pressure. These factors result in the coolant boiling in some of the FAs, leading to a departure from nuclear boiling, the fuel damage in these SFAs and the escape of the steam-water fluid into the reactor stack. The stack pressure growth leads to the reactor shroud damage, the escape of the steam-water fluid into the space above the core and the subsequent steam-water fluid transport (into the reactor hall and the above-core space ventilation system and, further, into the environment). The dynamic processes were calculated using the RELAP5/Mod3.2 code. The stages of the fuel damage process were considered, and the dynamics in the number of and the extent of damage to fuel elements in the FAs was estimated. The estimated fission product release from the failed FAs was considered based on experimental data acquired at SCC IPPE for the Bilibino NPP FAs (tube-type steel-clad fuel elements, fuel composition: uranium dioxide grit in a magnesium matrix) for the severe beyond design basis accident conditions. The transport of fission products with water and steam was estimated based on experimental data for the fission product graphite stack transmission in conditions of a severe accident, also obtained at SCC IPPE. The emergency release into the atmosphere was estimated with regard for the fission product release dynamics and the use of two approaches to the release path formation (conservative or the most probable one). Good self-protection properties of the EGP-6 facility in conditions of a severe beyond design basis accident were noted.

Key words: severe beyond design basis accident, departure from nucleate boiling, fuel damage dynamics, fission product escape, release.

REFERENCES

1. Bilibino NPP. Unit 4. In-depth Safety Analysis Report. JSC Concern Rosenergoatom, JSC SSC IPPE, JSC Atomenergoproekt, JSC Izhorskiye zavody. Moscow, Rosenergoatom, 2016, 4971 p. (in Russian).
2. General Provisions for Ensuring NPP Safety. NP-001-2015. Moscow. Rostekhnadzor Publ., 2015 (in Russian).
3. Recommendations for the Content of the In-depth Safety Analysis Report for Effective Nuclear Power Units. RB-001-05. Moscow, Rostekhnadzor Publ., 2005 (in Russian).
4. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants. IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-2, STI/PUB/1428, IAEA, Vienna, 2009, 84 p.
5. Fletcher C.D., Schultz R.R. RELAP5/MOD3 Code Manual. NUREG/CR-5535, INEL-95/0174, v. 2, 293 p.
6. RELAP5/MOD3.2 Certification Passport as Applied to Calculations for the EGP-6 Reactor. No. 317, dated 9.10.2012. Moscow, Rostekhnadzor Publ., 2012, 6 p. (in Russian).
7. Samoilov A.G., Kashtanov A.I., Volkova V.S. Dispersion Fuel Elements. Vol. 1. Materials and

- Technologies. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1982, 224 p. (in Russian).
8. Samoilov A.G., Kashtanov A.I., Volkova V.S. Dispersion Fuel Elements. Vol. 2. Design and Serviceability. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1982, 256 p. (in Russian).
9. Samoilov A.G., Volkov V.S., Solonin M.I. Fuel Elements of Nuclear Reactors. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1996, 400 p. (in Russian).
10. Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors, Technical Reports Series No. 388, STI/DOC/O10/388; (ISBN: 92-0-102298-0), IAEA, Vienna (1998), 167 p.
11. Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation (Proceedings of Technical Meeting Bratislava, 2002), IAEA-TECDOC-1345, IAEA, Vienna (2003), 165 p.
12. Structural Behaviour of Fuel Assemblies for Water Cooled Reactors (Proc. Tech. Mtg. Cadarache, France, 2004), IAEA-TECDOC-1454, IAEA, Vienna (2005), 324 p.
13. Review of fuel failures in water cooled reactors. NF-T-2.1, STI/PUB/1445; (ISBN:978-92-0-102610-1), IAEA, 2010, 178 p.
14. Nuclear Safety Regulations for Reactor Facilities of Nuclear Power Plants. NP-082-07. Moscow. Rostehnadzor Publ., 2007, 26 p. (in Russian).
15. Baranaev Yu.D., Dolgov V.V., Moseev L.I., Viktorov A.N. Release of Fission Products from Dispersion Nuclear Fuel in Conditions of Accidents at Nuclear Icebreakers and Bilibino NPP/ The 15th Mendeleev Congress on General and Applied Chemistry. Obninsk Symposium. Abstracts of reports in 2 volumes, p. 58 (in Russian).
16. Baranaev Yu.D., Dolgov V.V., Moseev L.I., Viktorov A.N. Experimental determination of fission product release from the Bilibino NPP reactor fuel in conditions simulating severe accidents. *Atomic Energy*, v. 74, iss. 5, 1993, pp. 416-421 (in Russian).
17. Dolgov V.V., Ilyin Yu.V., Ryabov V.V. Results of the Bilibino NPP fuel element testing in conditions simulating an accident with complete coolant loss and a failure of all active cooldown channels. The 4th Interbranch Conference on Reactor Materials Science, 15-19 May 1995, Dimitrovgrad. Collection of Reports in 2 Volumes. Dimitrovgrad. NIAR Publ., 1996. V. 1. Fuel and Fuel Elements of Power Reactors, pp. 165-177 (in Russian).
18. Suvorov A.P., Baranaev Yu.D., Moseev L.I., Kozmenkov Ya. K. Experimental and Calculational Investigations of Fission Product Release from Fuel of Water Cooled Reactors on Initial Stage of Severe Accident. Report on TCM Design measures for prevention and mitigation of severe accident at advanced water cooled reactors, 21-25 October, Vienna, 1996. IAEA-TECDOC-1020, IAEA, Vienna, 1998, pp. 27-37.
19. Croff A.G. ORIGEN-2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials, *Nuclear Technology*. 1983, v. 62, pp. 335-352.
20. Deen J.R., Woodruff W.L., Costescu C.I. WIMS-D/4 User Manual. Rev.0. Argonne National Laboratory and University of Illinois, ANL/RETR/TM-23, Argonne, 1995, 95 pp. Available at <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-0329> (accessed Sep. 21 2017).
21. Sharapov V.N. Neutronic basis of water-graphite reactors with tubular fuel elements. Dr. Sci. thesis in specialization 05.14.03. Obninsk. SCC RF-IPPE Publ., 1997, 75 p. (in Russian)

Authors

Parafilo Leonid Mikhailovich, Lead Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: plm@ippe.ru

Mukhamadeev Ruben Ildarovich, Researcher

E-mail: ben@ippe.ru

Baranaev Yury Dmitrievich, Head of Lab

E-mail: baranaev@ippe.ru

Suvorov Albert Petrovich, Senior Researcher

E-mail: asuvorov@ippe.ru