

# ИНТЕГРАЛЬНЫЙ КОД СОКРАТ-БН ДЛЯ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ: РАЗРАБОТКА И ПРИМЕНЕНИЕ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ПРИЛОЖЕНИЙ

Ртищев Н.А.<sup>1</sup>, Чалый Р.В.<sup>1</sup>, Тарасов А.Е.<sup>1</sup>, Фокин А.Л.<sup>1</sup>, Виноградова Ю.Ю.<sup>1</sup>, Рыжов Н.И.<sup>1</sup>, Цаун С.В.<sup>1</sup>, Филиппов М.Ф.<sup>1</sup>, Семенов В.Н.<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН)

Бутов А.А.<sup>2</sup>, Кудашов И.Г.<sup>2</sup>, Усов Э.В.<sup>2</sup>, Прибатурин Н.А.<sup>2</sup>

<sup>2</sup>НФ ИБРАЭ РАН

Осипов С.Л.<sup>3</sup>, Горбунов В.С.<sup>3</sup>, Анфимов А.М.<sup>3</sup>

<sup>3</sup>АО «ОКБМ Африканов»

Зборовский В.Г.<sup>4</sup>, Лиханский В.В.<sup>4</sup>, Сорокин А.А.<sup>4</sup>

<sup>4</sup>АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»

*E-mail contact of main author:* [chalyy@ibrae.ac.ru](mailto:chalyy@ibrae.ac.ru)

**Abstract.** Интегральный код СОКРАТ-БН разработан в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года». Код предназначен для анализа безопасности АЭС с реакторами с натриевым теплоносителем при проектных и запроектных авариях, включая тяжелые аварии с плавлением активной зоны.

Интегрированные в код СОКРАТ-БН модули позволяют проводить связанные расчеты теплогидравлических, нейтронно-физических процессов, термомеханического состояния топлива и оболочки, плавление и перемещения материалов активной зоны, а также накопление и перенос продуктов деления в теплоносителе и окружающей среде. В докладе представлены описание основных программных модулей и результаты их верификации на вне реакторных и реакторных экспериментах.

В настоящее время код СОКРАТ-БН используется для обоснования безопасности АЭС с реакторами с натриевым теплоносителем. В частности были проведены расчеты следующих гипотетических аварий: авария с потерей расхода теплоносителя в активной зоне (ULOF), с неконтролируемым вводом положительной реактивности (УТОР) и с полной блокировкой проходного сечения одной ТВС (ТІВ). В докладе представлен анализ основных результатов расчетов.

**Key Words:** безопасность, тяжелые аварии, интегральный код, натриевый теплоноситель.

## 1 Введение

Одним из ключевых критериев безопасности атомных станций (АС) является ограничение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду. Для современных АС рассматриваются различные нарушения: нарушения нормальной эксплуатации, проектные и запроектные аварии (ЗПА). Наиболее опасными с точки

зрения радиационного воздействия на человека являются запроектные аварии, характеризующиеся маловероятными событиями и многочисленными отказами. В классе ЗПА особое место занимают так называемые тяжелые аварии, в процессе протекания которых могут реализовываться наиболее худшие последствия как для человека, так и для оборудования.

Тяжелые аварии характеризуются целым рядом процессов, основными из которых являются:

- кипение натрия;
- плавление оболочек ТВЭЛ и топлива;
- массовая разгерметизация ТВЭЛ;
- деформация ТВЭЛ, включая поведение топлива и разгерметизацию оболочек;
- выход продуктов деления из разгерметизированных ТВЭЛ и расплавленного топлива;
- перенос продуктов деления в реакторе и помещениях энергоблока, их выброс в окружающую среду;
- распространение радионуклидов в окружающей среде, формирование радиационной обстановки вокруг АЭС.

Для всестороннего анализа ЗПА широко используются интегральные тяжелоаварийные коды. Наиболее известными зарубежными кодами являются коды SIMMER-III, SAS-4A. В России для обоснования безопасности реакторов БН-600, БН-800 использовался код COREMELT.

В последние годы в России был разработан и введен в эксплуатацию код СОКРАТ-БН (основной разработчик ИБРАЭ РАН), позволяющий анализировать все режимы работы реакторов БН, включая аварийные ситуации. Для реактора БН-1200 с использованием кода СОКРАТ-БН выполнен комплексный расчет изменения нейтронной мощности реактора, поведения теплоносителя и топлива, переноса продуктов деления и радиационной обстановки при тяжелых авариях.

Код СОКРАТ-БН верифицирован на многочисленных расчетных тестах и экспериментальных данных.

## 2 Описание основных модулей кода СОКРАТ-БН

Интегральный код СОКРАТ-БН разработан в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года». Код предназначен для анализа безопасности АЭС с реакторами с натриевым теплоносителем при проектных и запроектных авариях, включая тяжелые аварии с плавлением активной зоны.

Код СОКРАТ-БН позволяет моделировать аварии, начиная с оценки состояния РУ на этапе предшествующем аварии, заканчивая оценкой радиационного воздействия на население и окружающую среду (при использовании аттестованного кода Нострадамус [1]). Комплексный анализ аварийных процессов в коде СОКРАТ-БН обеспечивается подключением следующих программных модулей:

SOFAR-TH– модуль канальной теплогидравлики с двухфазной, гетерогенной, двухскоростной моделью течения теплоносителя и с использованием эмпирических корреляций для расчета обмена теплом и импульсом со стенками и межфазных

взаимодействий. Наборы моделей элементов теплогидравлических систем (канал, камера, насос, клапан, и др.), а также моделей систем автоматического регулирования (датчик, триггер, преобразователь, и др.) реализованных в модуле дают возможность создавать полные расчетные модели сложных теплогидравлических систем, включая системы управления и автоматического регулирования. Для моделирования активной зоны реализована двумерная теплогидравлическая модель

БОНУС-БН – модуль расчета накопления ПД в топливе в режимах нормальной эксплуатации. Использует в качестве исходных данных нейтронно-физические характеристики основных делящихся нуклидов и ПД в активной части ТВС.

РТОП-БНО – модуль для определения геометрических и термомеханических параметров твэл на момент начала аварии в приближении обобщенной плоской деформации, расчета выхода стабильных газовых продуктов деления в газовый зазор.

ТВЭЛ-БН – рассчитывает напряжения и деформации оболочек твэл в каждом гидравлическом канале а.з. по температурному полю, рассчитанному модулем SOFAR-ТН, с учетом формоизменения на момент начала аварии и давления под оболочкой, рассчитанных модулем РТОП-БНО.

TRANS-FP – модуль расчета переноса и осаждения радиоактивных продуктов деления и коррозии в первом контуре, газовой системе первого контура и основных помещениях энергоблока (ЭБ) с РУ БН. Использует эмпирические корреляции, полученные по экспериментальным данным на РУ БН-600 и вне реакторных установках.

SYNTES– модуль предназначен для проведения нейтронно-физических расчетов активной зоны реактора БН. В основе программного модуля SYNTES лежит решение прямой, сопряженной, неоднородной и нестационарной задач переноса нейтронов в двумерной геометрии в диффузионном многогрупповом приближении. Реализованная в модуле нестационарная задача решается в квазистатическом приближении. Подготовка констант обеспечивается с помощью комплекса CONSYST или ввода внешних макроконстант.

MELT-BN – модуль предназначен для моделирования процессов плавления оболочек твэл, топлива и чехла ТВС, формирования блокировок проходного сечения в межтвэльном пространстве, перемещения расплава в границах активной зоны, выхода ПД из расплава топлива.

### 3 Верификация

Матрица верификации теплогидравлического модуля включает более 10 экспериментов по отдельным явлениям, выполненных на 5 экспериментальных установках, и 7 экспериментов, выполненных на РУ БН-600, РУ PHENIX и EBR-II. Реакторные эксперименты, выполненные на РУ БН-600, также использовались для верификации связанной задачи теплогидравлики и нейтронной физики. Подробно матрица верификации рассматривалась в [2].

Термомеханический модуль позволяет моделировать такие процессы и явления как реструктуризация, ползучесть, распухание топлива, а также деформации оболочки, связанные с термическими, механическими и радиационными воздействиями. Для верификации моделей формоизменения твэла в режиме нормальной эксплуатации использовались экспериментальные данные АО «ИРМ»[3]. Для отдельных моделей модуля РТОП-БНО, влияющих на формоизменение (расчет температурного поля в твэле, распухания топливной таблетки, выхода ГПД) проводилось сравнение с результатами расчетов по аттестованному топливному коду [4]. Для валидации моделей деформации твэла в аварийных условиях использованы аналитические тесты и сравнение с конечноэлементными 3-D кодами COMSOL и Z88.

При моделировании поведения радионуклидов в контурах РУ учитываются следующие физические явления:

- перенос радионуклидов в натриевом теплоносителе;
- перенос радионуклидов в газовой системе РУ;
- осаждение радионуклидов в натриевом контуре;
- повторное смывание радионуклидов в натриевом контуре;
- выход радионуклидов из натриевого контура в газовую систему;
- нуклеация и конденсация паров ПД в газовой системе;
- коагуляция и осаждение аэрозолей в газовой системе.

Для верификации модуля TRANS-FP использовались следующие экспериментальные данные: показания газовой системы КГО РУ БН-600, показания натриевой системы КГО РУ БН-600. Кроме того, для верификации модуля использовались результаты петлевых [5], [6] и капсульных [7] экспериментов, в рамках которых изучались процессы, определяющие поведение радионуклидов в натриевом теплоносителе и газовой системе РУ.

Для серийных расчетов в коде СОКРАТ-БН используется собственная точечная модель расчета наработки ПД в топливной матрице, реализованная в модуле БОНУС-БН. Для оценки точности модели была проведена кроссверификация модели с кодом ORIGEN2 [8]. Сравнения для одного твэла представлены в таблице 1.

ТАБЛИЦА 1: СРАВНЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ ПО КОДАМ ORIGEN2 И СОКРАТ-БН (БК)

$^{134}\text{Cs}$			$^{137}\text{Cs}$		
ORIGEN	БОНУС	$\varepsilon$ , %	ORIGEN	БОНУС	$\varepsilon$ , %
$3.52 \cdot 10^{11}$	$2.91 \cdot 10^{11}$	19.0	$1.28 \cdot 10^{12}$	$1.05 \cdot 10^{12}$	19.7
$^{131}\text{I}$			$^{95}\text{Zr}$		
ORIGEN	БОНУС	$\varepsilon$ , %	ORIGEN	БОНУС	$\varepsilon$ , %
$3.17 \cdot 10^{13}$	$2.16 \cdot 10^{13}$	37.9	$3.96 \cdot 10^{13}$	$3.26 \cdot 10^{13}$	17.8
$^{85\text{m}}\text{Kr}$			$^{88}\text{Kr}$		
ORIGEN	БОНУС	$\varepsilon$ , %	ORIGEN	БОНУС	$\varepsilon$ , %
$4.96 \cdot 10^{12}$	$5.28 \cdot 10^{12}$	-6.3	$1.13 \cdot 10^{13}$	$9.26 \cdot 10^{12}$	19.8

Для верификации моделей плавления использовались данные полученные на реакторе TREAT (США), а также аналитические тесты и кроссверификация с тяжелоаварийными кодами. Некоторые результаты расчетов моделирования аварии типа ULOF для экспериментов, выполненных на реакторе TREAT, обозначенных как R3, R4, R5, в которых сравниваются времена наступления ключевых явлений от начала переходного процесса, представлены в таблице 2.

ТАБЛИЦА 2: СРАВНЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА С ЭКСПЕРИМЕНТОМ.

Явление	R-3		R-4		R-5	
	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент
Закипание, сек.	20,6	20,55	13,5	13,15	12,3	12,5
Кризис, сек.	22,5	–	14,2	14,15	13,0	13,65
«Опрокидывание» расхода, сек.	22,3	22,3	14,0	14,87	12,5	14,56
Начало плавления, сек.	23,3	23,5	15,3	16	14,0	15,7

#### 4 Результаты моделирования аварии УТОР

Наиболее потенциально опасными с точки зрения радиационных последствий являются тяжелые аварии с плавлением топлива и выходом радиоактивных продуктов деления из поврежденных ТВЭЛ в первый контур РУ, основные помещения энергоблока и далее в окружающую среду.

Для РУ БН анализируется спектр тяжелых теплоотводных и реактивностных аварий. Общей характеристикой данных аварий является наложение на исходное событие отказов всех активных и пассивных элементов и систем безопасности.

В докладе представлен анализ основных результатов расчетов для аварии типа УТОР, полученных по коду СОКРАТ-БН. Анализ аварии выполнен с учетом корректирующих действий персонала, запасы времени на которые принимались в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ.

Для выполнения расчетных исследований была разработана полномасштабная расчетная схема РУ БН-1200, представленная на рис. 1. Схема включает в себя модели первого контура с активной зоной, промежуточными теплообменниками и теплообменниками аварийной системы отвода тепла (САОТ). В модель первого контура также включена газовая система компенсации давления. Второй контур включает в себя трубопроводы, теплообменники и парогенератор со стороны натрия. Третий контур ограничен моделью парогенератора с граничными условиями по расходу питательной воды и давлению острого пара.

Особенностью схемы разбиения активной зоны РУ является ее разделение на максимально и средне напряженные каналы по радиусу активной зоны.

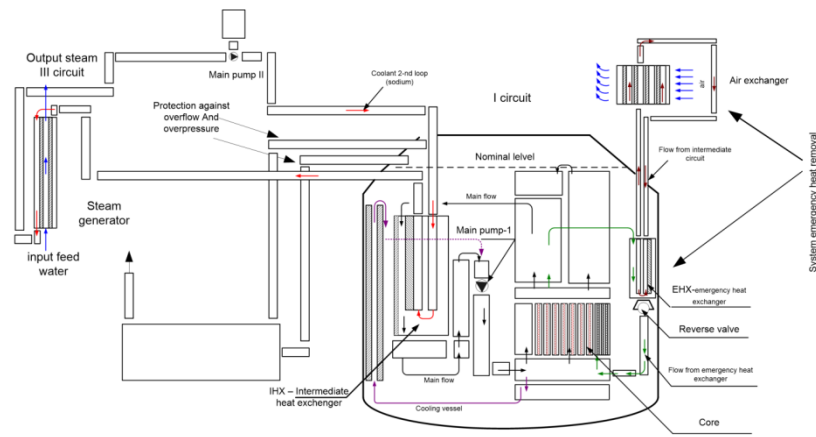
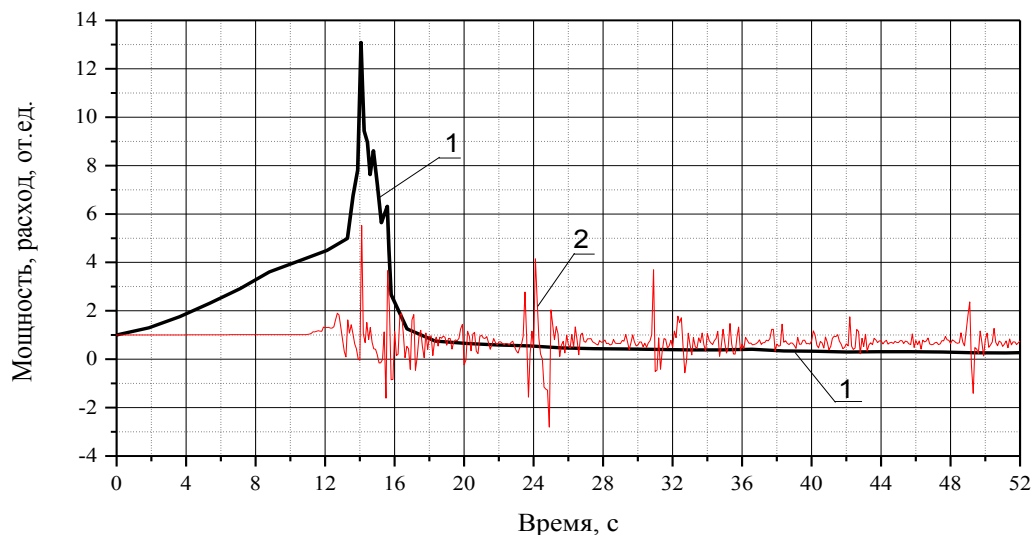


РИС. 1. – Расчетная схема РУ БН

В качестве исходного события для аварии типа УТОР постулируется одновременное извлечение из активной зоны с МОКС топливом стержней СУЗ с отказом активной и пассивных систем остановки реактора. Извлечение стержней приводит к вводу положительной реактивности, в результате которого возрастает мощность реактора (рис. 2, кривая 1). На начальном этапе ввод положительной реактивности частично компенсируется Доплер-эффектом. Кипение теплоносителя на выходе из активной зоны начинается на 11 с аварийного процесса. Затем область кипения быстро распространяется к центральной части активной зоны, в результате чего реализуется положительный натриевый пустотный эффект реактивности. При этом мощность реактора практически скачком возрастает до 13 номинальных значений.



- 1 - Мощность реактора  
2 - Расход теплоносителя через а.з.

РИС. 2. Мощность реактора и расход теплоносителя через а.з. на начальном этапе аварии

Рост температуры топлива в процессе увеличения мощности реактора приводит к набуханию топливной таблетки. В результате этого напряжения в оболочках ТВЭЛ

достигают предельно допустимый уровень, что приводит к разгерметизации 100 % твэл на 15 с аварии.

Кипение теплоносителя достаточно быстро приводит к наступлению кризиса теплоотдачи и разогреву ядерного топлива и оболочек твэлов, в результате чего начинается их плавление. Критерий наступления кризиса определяется граничным массовым содержанием пара в соответствии с работой [9]. Дальнейшее протекание аварии по сценарию УТОР определяется предположением, что циркуляционные насосы продолжают работу на номинальных оборотах. Это приводит к тому, что через активную зону сохраняется расход теплоносителя, близкий к номинальным значениям, и весь образующийся расплав потоком парожидкостной смеси уносится в верхнюю часть ТВС, в которой расположены натриевая полость и поглощающий экран. При этом учитывается тепловое и механическое взаимодействие расплава с теплоносителем и стенками канала. Расчет механического взаимодействия расплава с теплоносителем проводится по известным соотношениям, предложенным в [10].

Учитывая силу тяжести и силу трения со стенками канала, для перемещения расплава вверх требуется скорость парового потока свыше 40 м/с. При кипении натрия в неблокируемом канале скорость потока пара достигает 60-70 м/с. В натриевой полости скорость потока заметно снижается ( $\ll 40$  м/с) и выброшенный расплав оседает либо в натриевой полости, либо в нижней части пэлов (рисунок 3).

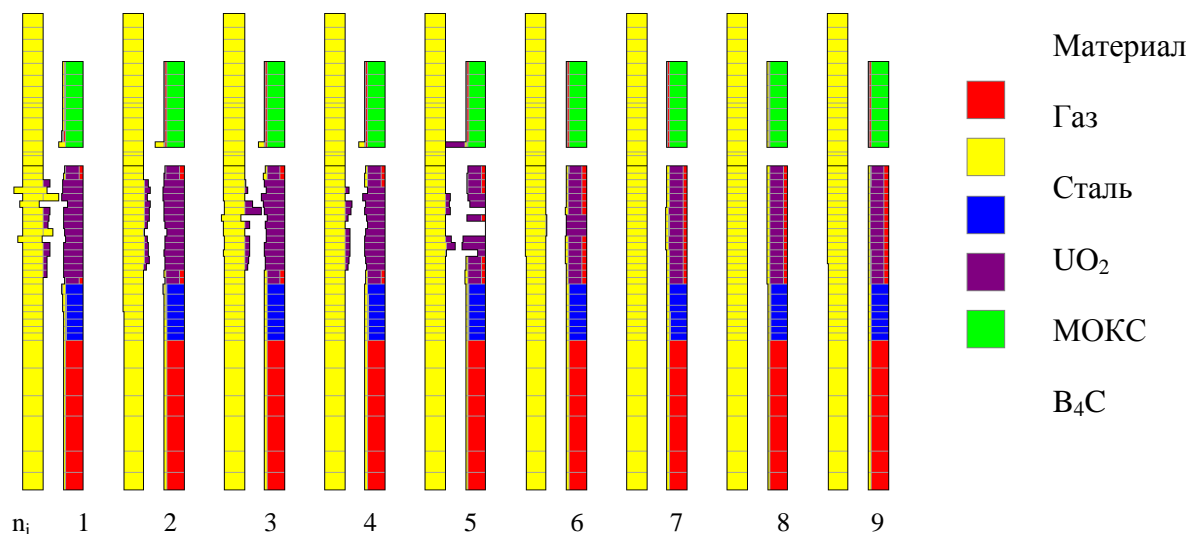


РИС. 3. Распределение материалов в конструктивных элементах активной зоны на 15 с аварийного процесса

$n_i$  – номер расчетного канала активной зоны; чехол изображен слева от номера расчетного канала, твэл и пэл – справа; внутренние и внешние границы тепловых элементов изображены справа налево, соответственно.

В процессе образования блокировок проходного сечения изменяются гидравлические характеристики каналов активной зоны, что приводит к пульсациям расхода теплоносителя через ТВС (рис. 2).

После образования блокировок проходного сечения в районе верхнего поглощающего экрана расплав топлива стекает в район НТЗВ, где застывает. По мере перемещения расплав топлива контактирует с чехлом ТВС, в результате чего происходит его проплавление. После проплавления чехла ТВС расплав топлива попадает в межпакетное пространство, где начинает контактировать с чехлами соседних ТВС. В результате данных процессов на 52 с аварии происходит проплавление большей части чехлов ТВС и формирование бассейна расплава в районе НТЗВ (рисунок 4).

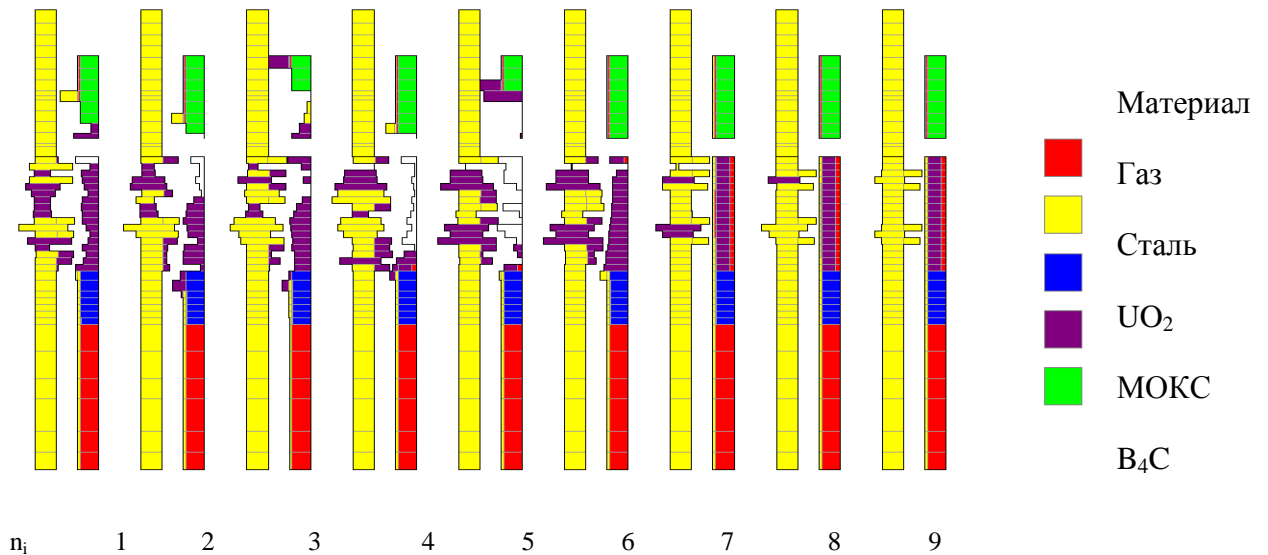


РИС. 4. – Распределение материалов в конструктивных элементах активной зоны на 52 с аварийного процесса

$n_i$  – номер расчетного канала активной зоны; чехол изображен слева от номера расчетного канала, твэл и пэл – справа; внутренние и внешние границы тепловых элементов изображены справа налево, соответственно.

В результате аварии плавление оболочек твэл и топлива происходит в ~ 39 % ТВС. При этом в ~ 23 % ТВС происходит частичное плавление топлива, а в ~ 16 % ТВС реализуется практически полное плавление топлива.

Удаление значительной части топлива из активной части активной зоны на начальном этапе аварии приводит резкому снижению полной мощности реактора до 30% от номинального значения (рис. 2).

Поскольку в ходе аварии сохраняется теплоотвод через парогенераторы, то в последующие этапы аварии происходит постепенное снижение температур в реакторе. Это позволяет персоналу через 30 мин после начала аварии реализовать меры по сбросу стержней АЗ и переводу реактора в подкритическое состояние. Дополнительный ввод отрицательной реактивности будет реализовываться за счет падения пэлов при обрушении чехлов ТВС.

Отвод остаточных тепловыделений осуществляется за счет конвективных токов внутри бассейна расплава и теплопередачи через корку расплава к окружающему натрию. Дальнейшего продвижения расплава ниже границы НТЗВ не происходит.



Для оценки последствий возможного термического взаимодействия кориума с теплоносителем был рассмотрен дополнительный сценарий аварии, в котором постулировался выброс расплава в верхнюю камеру смешения реактора. В момент выброса теплоноситель в верхней камере смешения находится уже в состоянии парожидкостной смеси, скорость которой не превышает 1 – 2 м/с. Это приводит к тому, что расплав оседает на внешних поверхностях центральной поворотной колонны и головок ТВС. При этом температура расплава достаточно быстро снижается до температур окружающего теплоносителя.

Взаимодействие расплава с парожидкостной смесью в верхней камере смешения не приводит к значительным выбросам энергии, что связано с особенностями натриевого теплоносителя. Согласно экспериментальным и теоретическим работам [11, 12] при взаимодействии кориума с натрием на его поверхности практически не реализуется режим пленочного кипения, что исключает формирования протяженной области перемешивания, приводящей к паровому взрыву.

Выход газообразных и летучих продуктов деления, накопленных в газовом зазоре твэл за время нормальной эксплуатации, в теплоноситель первого контура происходит при разгерметизации оболочек твэл. Большая часть продуктов деления, накопленных в топливе, выходит в теплоноситель первого контура при плавлении оболочек твэл и топлива.

Газообразные продукты деления (радионуклиды Хе, Кг) с небольшой временной задержкой практически полностью выходят из теплоносителя первого контура в газовую полость реактора. Летучие продукты деления (радионуклиды Cs, I) выходят в газовую полость реактора в результате их массопереноса вместе с парами натрия, выходящими из верхней камеры смешения в газовую полость реактора, и испарения с зеркала жидкого натрия в реакторе.

Срабатывание гидрозатвора корпуса реактора приводит к переносу вместе с парогазовой средой продуктов деления из газовой полости реактора в сосуд-компенсатор и далее через воздухопроводы системы спецвентиляции энергоблока в окружающую среду. При этом в воздухопроводах системы вентиляции энергоблока летучие продукты деления могут находиться в состояниях взвешенных паров, сконденсированного пара, взвешенных аэрозолей и осажденных паров.

После начала снижения температур в реакторе гидрозатвор закрывается и выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду прекращаются. В результате аварии происходит выброс в окружающую среду около 1 % газообразных и не более  $5,5 \cdot 10^{-5}$  % летучих продуктов деления, накопленных в активной зоне за время нормальной эксплуатации.

При аварии доза внешнего облучения человека из населения не превысит 7,3 мЗв, что значительно ниже регламентируемой величины 50 мЗв/чел в год для защитных мероприятий по эвакуации и отселению населения.

## 5 Заключение

В настоящее время в код СОКРАТ-БН входит необходимый набор программных модулей, который позволяет моделировать комплекс явлений и физических процессов, определяющих протекание тяжелых аварий. Опыт применения кода к расчету аварии на РУ БН-1200 показал, что, несмотря на большой масштаб повреждения активной зоны, превышения допустимых пределов по облучению населения не наблюдается. С другой стороны, стоит отметить высокую неопределенность при моделировании тяжелых аварий, в частности связанных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов при

разрушении и плавлении твэлов. Необходимо более углубленное изучение процессов протекающих в подобных авариях, и совершенствование технических средств, снижающих их вероятность до ничтожно значимых величин.

## References

- [1] Паспорт аттестации ПС НОСТРАДАМУС, регистрационный номер 158 от 28.03.2003
- [2] Ртищев Н.А., Чалый Р.В., Тарасов А.Е., Семёнов В.Н., Бутов А.А., Вожаков И.С., Жигач С.А., Кудашов И.Г., Усов Э.В., Прибатурин Н.А. Осипов С.Л., Горбунов В.С., Анфимов А.М. Разработка кода СОКРАТ-БН, МНТК НИКИЭТ-2012, сборник докладов. с. 348-359
- [3] Кинев Е.А. «Влияние облучения на материалы твэлов с урановым и уран-плутониевым оксидным топливом при эксплуатации в реакторе БН-600». Автореферат дисс. на соискание уч. степени к.т.н. Заречный, 2009.
- [4] «Выполнение верификационных расчетов по инженерному твэльному коду и анализ полученных результатов». Глава 19. Инв.№ 60 ДСП. 2013 г.
- [5] Guon J. Deposition of cesium and barium in sodium-stainless steel system. Canoga Park, Calif : Atomics International, 30 Jun 1970. 78 p. AI-AEC-12952.
- [6] Borishanskii V.M., Paleev I.I., Aref'ev K.M. and at al. Condensation of cesium vapor from flowing argon. Journal of Engineering Physics. 1971, Vol. 20, 4, pp. 431-435.
- [7] Nishimura M., Nakagiri T., Miyahara S. Evaporation release behaviour of volatile fission products (Iodine, Cesium, Tellurium) from liquid sodium pool to the inert cover gas. Japan : O-arai Engineering Center, 1996.
- [8] A.G. Croff. ORIGEN2 – A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code. ORNL-5621, July 1980.
- [9] G. Hoppner [a.o.], TREAT R5 Loss-of-Flow Experiment in Comparison with SAS Pretest ANalysis, TANSO Vol.18, p.213 (1974)
- [10] Зейгарник Ю.А., Кириллов П.Л., Ушаков П.А., Ивановский М.Н. Теплообмен жидких металлов при кипении и конденсации. Теплоэнергетика. №3. 2001. с.2-8.
- [11] Farahat M.M.K., Eggen Donald T. Pool Boiling in Subcooled Sodium at Atmospheric Pressure // Nuclear Science and Engineering, Vol. 53, 1974, p.240-253.
- [12] Schins P., Magallon D., Giuliani S., Gunnerson F.S. Pouring of Molten UO<sub>2</sub>, UC and Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> in Sodium: Interactions and Debris; Theoretical Analysis. European Applied Research Reports. Nuclear Science and Technology Section. Vol.7, №4, 1986.

## SOCRAT-BN INTEGRAL CODE FOR SAFETY ANALYSES OF NPP WITH SODIUM COOLED FAST REACTORS: DEVELOPMENT AND PLANT APPLICATIONS.

**Rtishchev N.A.<sup>1</sup>, Chalyy R.V.<sup>1</sup>, Tarasov A.E.<sup>1</sup>, Fokin A.L.<sup>1</sup>, Vinogradova Y.Y.<sup>1</sup>, Ryzhov N.I.<sup>1</sup>, Tsaun S.V.<sup>1</sup>, Filippov M.F.<sup>1</sup>, Semenov V.N.<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow

**Butov A.A.<sup>2</sup>, Kudashov I.G.<sup>2</sup>, Usov E.V.<sup>2</sup>, Pribaturin N.A.<sup>2</sup>**

<sup>2</sup>Novosibirsk Branch of Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Novosibirsk

**Osipov S.L.<sup>3</sup>, Gorbunov V.S.<sup>3</sup>, Anfimov A.M.<sup>3</sup>**

<sup>3</sup>JSC "OKBM", Nizhny Novgorod

**Zborovski V.G.<sup>4</sup>, Likhansky V.V.<sup>4</sup>, Sorokin A.A.<sup>4</sup>**

<sup>4</sup>SSC RF TRINITY, Troitsk

*E-mail contact of main author:* [chalyy@ibrae.ac.ru](mailto:chalyy@ibrae.ac.ru)

**Abstract.** The SOCRAT-BN integral code has been developed in frame of Federal Target Program «New-Generation Nuclear Power Technologies for the Period 2010–2015 and up to 2020». The code is intended for safety justification of NPPs with sodium-cooled reactors under DBA and BDBA including those that lead to core melting.

The modules integrated into SOCRAT-BN code allow to perform coupled simulation of thermal-hydraulics, neutron physics, thermal-mechanics state of fuel and cladding, melting and displacement of core materials, accumulation and transport of fission products in the coolant loops and environment. The report represents description of the basic code modules and its V&V results on the base of out-of-pile and in-pile experiments.

The SOCRAT-BN code is used for the safety justification of NPP with sodium cooled reactors. In particular, the calculations of the following hypothetical accidents have been performed: unprotected loss of flow through the core (ULOF), unprotected positive reactivity insertion (UTOP) and total inlet flow area blockage of single subassembly (TIB). The report presents the analysis of the simulation results.

**Key Words:** safety, serious accident, integral code, sodium coolant.

## 1 Introduction

One of the key criteria of safety of nuclear power plant (NPP) is to limit radiation exposure to personnel, population and environment. Various scenarios are considered for the modern NPP: normal operation failure, design (DBA) and beyond design basis accidents (BDBA). The most dangerous accidents in terms of radiation exposure on human are beyond design basis accidents characterized by hardly probable events and numerous failures. In the class of BDBA a special place occupied by so-called severe accidents during which the worst consequences for the human and for the equipment could happen.

Severe accidents are characterized by a number of processes, the main ones are:

- Sodium boiling;
- Melting of the fuel rods and the fuel cladding;
- Mass fuel rod depressurization;
- Deformation of the fuel rods, including cladding breaking;
- Release of the fission products from the depressurized fuel rods and from the melted fuel;

- Transfer of fission products in the reactor, its release into the environment;
- Transfer of radionuclides in the environment, the formation of the radiation conditions around the NPP.

For a comprehensive analysis of the BDBA are widely used integrated severe accident codes. The most well-known foreign codes are SIIMER-III, SAS-4A. In Russia, for the safety analyses of reactors BN-600 and BN-800 was used COREMELT code.

In recent years, SOCRAT-BN code has been developed and put into operation in Russia (the main developer is the Nuclear Safety Institute). It allows to analyze all modes of operation of BN reactors, including emergency modes. For the BN-1200 reactor using SOCRAT-BN code a complex calculation of the reactor power transition, the coolant and fuel behavior, fission products transport and the radiological situation during severe accidents was made.

Code SOCRAT-BN was validated on wide range of out-of-pile and in-pile experiments.

## **2 Review of main modules of the code SOCRAT-BN**

The SOCRAT-BN integral code has been developed in frame of Federal Target Program «New-Generation Nuclear Power Technologies for the Period 2010–2015 and up to 2020». The code is intended for safety justification of NPPs with sodium-cooled reactors under DBA and BDBA including those that lead to core melting.

The SOCRAT-BN code is capable to simulate accidents starting from the assessment of the NPP state preceding accident up to the estimation of the radiation exposure doses of population and environment (using certified code NOSTRADAMUS [1]). The comprehensive analysis of accidents using SOCRAT-BN code is provided by the following modules:

SOFAR-TH – module of one-dimensional two-phase heterogeneous two-velocity model of coolant flow. Empirical correlations for heat transfer, wall-friction and interphase interactions are also implemented. Sets of hydraulic elements (channel, chamber, pump, valve etc.) and models of automatic control systems (transducer, trigger, converter etc.) which are implemented in the module allows to create complete simulation models of complicated thermal-hydraulic systems including control and automatic adjustment systems. Two-dimensional model is implemented to simulate reactor core;

BONUS-BN – module of calculation of fission products (FP) accumulation in fuel under normal operation. It uses neutron-physical characteristics of main fissile nuclide and FP in core part of assembly;

RTOP-BNO – module designed for assessment of geometrical and thermo-mechanical parameters of tvel by the beginning of accident using approximation of the generalized plane strain. It also calculates fission products release from fuel into the cladding gap;

TVEL-BN – module that calculates strain-stress behavior and deformation of fuel cladding in each hydraulic channel on the basis of temperature profile which was calculated by SOFAR-TH. It takes into account deformation of fuel cladding by the beginning of accident and gas pressure under the cladding which were calculated by module RTOP-BNO;

TRANS-FP – module that intended for calculation of transport and deposition of fission and corrosion products in primary circuit, gas system of primary circuit and main premises of NPP with SFR. It uses empirical correlation that were developed on the basis of experiments which the performed on BN-600 and out-of-pile;

SYNTES – module that intended for performing of neutron-physical simulation of SFR core. The SYNTES module is based on solving of direct conjugate heterogeneous nonsteady problem of neutrons transition in two-dimensional formulation in diffusion multigroup approximation.

Implemented in module nonsteady problem is solved in quasi-steady approximation. Preparation of constants is provided by CONSYST or by reading of input macro-constants.

MELT-BN – module is intended for simulation of clad, fuel and assembly shroud melting, blockage formation in the assembly, melt motion in core and FP release from melted fuel.

### 3 Validation

Validation matrix of thermal-hydraulic module includes more than 10 local phenomenon experiments that were carried out on 5 installations and 7 experiment that were carried out on BN-600, PHENIX and EBR-II. In-pile experiments which were performed on BN-600 also were used in validation of conjugate thermal-hydraulic and neutron-physical problem. Validation matrix was discussed in detail earlier [2].

Thermal-mechanical module allows to simulate such processes and phenomena as restructuring, creep, swelling of fuel and clad deformation induced by thermal, mechanical and radiation influences. For the purpose of validation of models of tvel form change under normal operation experimental data provided by JSC “INM” [3] were used. Some models of RTOP-BNO module that influence on form change (temperature profile calculation, fuel pellet swelling, gaseous FP release) were compared with calculation results of certified fuel-behavior code [4]. For validation of tvel deformation models under accident conditions comparison with analytical tests and finite element 3-D codes COMSOL and Z88 were made.

During simulation of radionuclide behavior in reactor circuits following physical phenomena are took into account:

- transport of radionuclide in sodium coolant;
- transport and deposition in reactor gas system;
- deposition in sodium circuit;
- rewash off of radionuclide in sodium circuit;
- radionuclide release from sodium circuit to the gas system;
- nucleation and condensation of FP vapor in gas system;
- coagulation and deposition of aerosols in gas system.

For the purpose of validation of TRANS-FP module following experimental data were used: instrument readings of fuel rod integrity control gas system of BN-600, instrument readings of fuel rod integrity control sodium system of BN-600. Furthermore, for module validation purpose results of loop [5], [6] and capsular [7] experiments were used. In these experiments processes that govern radionuclide behavior in sodium coolant and reactor gas system were investigated.

For mass simulations SOCRAT-BN uses native point model of calculation of FP production in fuel matrix which implemented in BONUS-BN module. For the assessment purpose of model accuracy cross-validation with ORIGEN2 [8] code were made. Comparison for one tvel is presented in table 1.

TABLE 1: COMPARISON RESULTS OF ORIGEN2 AND SOCRAT-BN (BQ)

$^{134}\text{Cs}$			$^{137}\text{Cs}$		
ORIGEN	BONUS-BN	$\varepsilon$ , %	ORIGEN	BONUS-BN	$\varepsilon$ , %
$3.52 \cdot 10^{11}$	$2.91 \cdot 10^{11}$	19.0	$1.28 \cdot 10^{12}$	$1.05 \cdot 10^{12}$	19.7
$^{131}\text{I}$			$^{95}\text{Zr}$		
ORIGEN	BONUS-BN	$\varepsilon$ , %	ORIGEN	BONUS-BN	$\varepsilon$ , %
$3.17 \cdot 10^{13}$	$2.16 \cdot 10^{13}$	37.9	$3.96 \cdot 10^{13}$	$3.26 \cdot 10^{13}$	17.8
$^{85\text{m}}\text{Kr}$			$^{88}\text{Kr}$		
ORIGEN	BONUS-BN	$\varepsilon$ , %	ORIGEN	BONUS-BN	$\varepsilon$ , %
$4.96 \cdot 10^{12}$	$5.28 \cdot 10^{12}$	-6.3	$1.13 \cdot 10^{13}$	$9.26 \cdot 10^{12}$	19.8

For verification of melting models data received from TREAT reactor experiments were used. Also comparison with analytical tests and cross-verification with other codes were made. Some results of simulation of ULOF experiments which were performed on TREAT, marked R3, R4 and R5, are shown in table 2. Key events during experiments are summarized in the table.

TABLE 2: COMPARISON OF SIMULATION RESULTS WITH EXPERIMENTAL DATA.

Phenomenon	R-3		R-4		R-5	
	Simulation	Experiment	Simulation	Experiment	Simulation	Experiment
Boiling inception, s	20,6	20,55	13,5	13,15	12,3	12,5
Dryout, s	22,5	–	14,2	14,15	13,0	13,65
Flow reversal, s	22,3	22,3	14,0	14,87	12,5	14,56
Cladding failure, s	23,3	23,5	15,3	16	14,0	15,7

#### 4 Results of the simulation UTOP accident

The most potentially dangerous accidents from the radiation consequences point of view are the severe accidents with a core degradation and releasing of fission products to the primary side, NPP buildings and then into the environment.

The whole range of accidents on a sodium cooled fast reactor is analyzed. A common criterion of such accidents is a postulation of additional failure on an initial event (i.e. active and passive safety systems failure).

Current paper is summarizes the results of the UTOP simulation with SOCRAT-BN code. Analysis is provided with an assumption of corrective activity of the staff. Time limits are taken with accordance to the IAEA recommendations.

The primary (PHTS) and secondary (SHTS) heat transport models of BN-1200 were developed to provide the simulations. The PHTS model is illustrated on a FIG.1. Model consists of a core, intermediate heat exchangers (IHX), emergency core cooling system (ECCS). Gas compensation system also taken into account in the model. SHTS model consists of head pipes, IHX, steam generator (SG). Tertiary side consists of the SG pipes with correspondence boundary conditions on feedwater parameters.

The core model dividing is chosen on the base of the maximum and average loaded subassemblies in radial core direction.

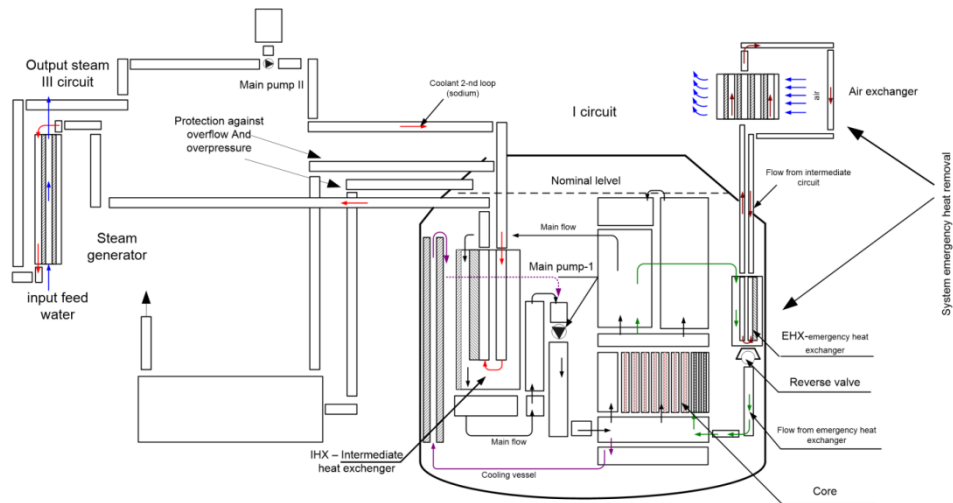
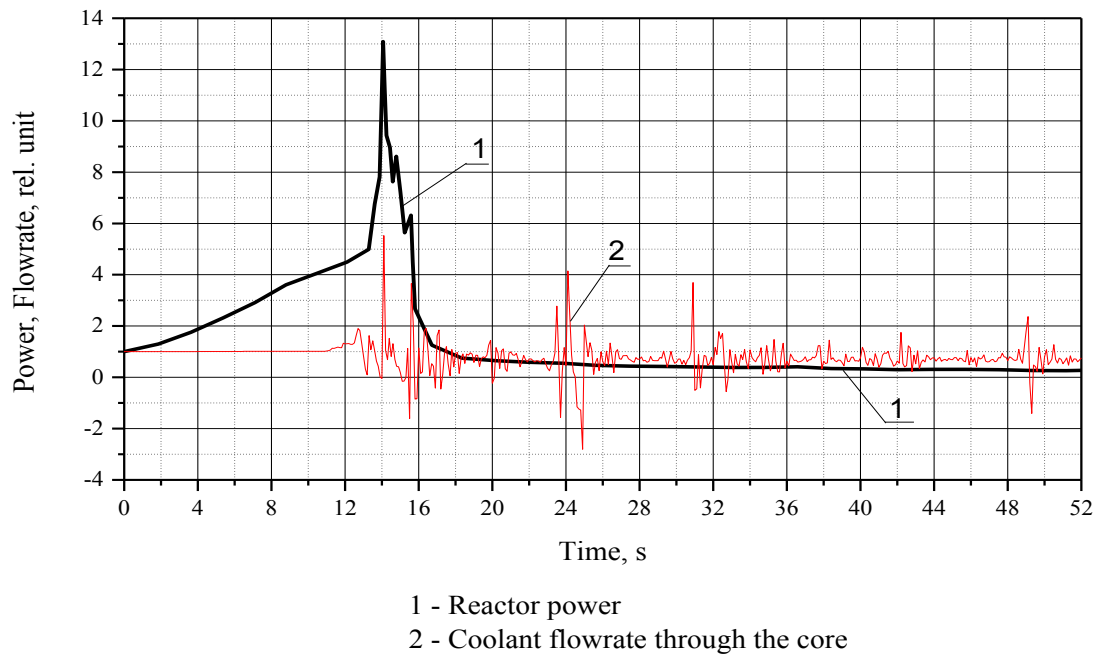


FIG 1 Nodalization scheme SFR

The initial event for the UTOP accident is a control rods withdrawal from the MOX fueled core with a failure of active and passive safety shutdown systems. Control rods relocation is caused the positive reactivity insertion, so the core power is increasing (FIG 2). On an initial stage of the accident the positive reactivity is compensated by the Doppler effect. Sodium start to boil in the upper part of the core from the 11s. Then the boiling region is expanded to the center of the core and the positive reactivity effect is realized. The total power is increasing abruptly up to the 13 nominal values.



*FIG. 2 Reactor power and coolant flowrate through the core on the initial period of the accident*

Increasing of the fuel temperature leads to the swelling of the fuel pins. As a result, stresses in the cladding reaches the maximum permissible level, which leads to a degradation of about 100% of fuel pins for 15 s of accident.

Sodium boiling leads to the critical heat fluxes and fuel/cladding temperatures increasing, as a result - the melting occurring. Criteria for the critical heat flux is determining by [9]. The further development of the accident is determining by an assumption that all main circulation pumps are still operating at nominal condition. It leads to the following. All melted core is relocated to the upper part of the core by meaning of the two-phase sodium flow, where the sodium cavity and absorber material located. It takes into account the thermal and mechanical interaction of the melt with the coolant and steel. Calculation of the mechanical interaction of the melt with the coolant is conducted according to the relations proposed in [10].

Given the gravity and the friction with the walls of the channel to move the melt upward vapor velocity requires more than 40 m/s. In the case of the not-blocking channel the vapor velocity reaches 60-70 m/s. Sodium velocity sufficiently decreasing in a sodium cavity region and released melt deposited or in a sodium cavity, or in a lower part of the absorber rods (FIG 3).



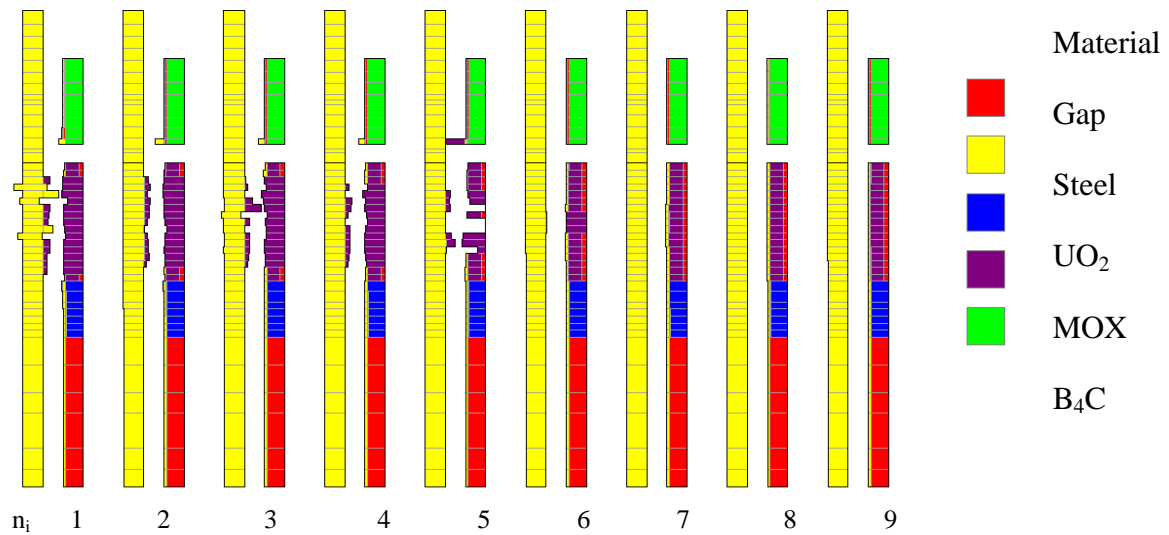
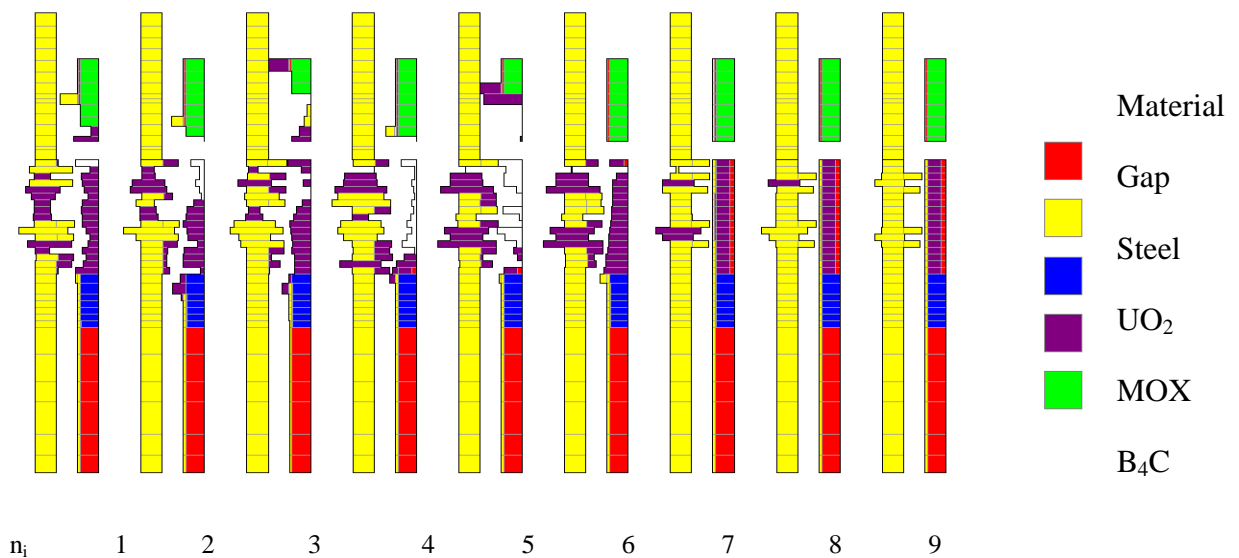


FIG 3. The distribution of materials in the construction elements of the core on the 15-second after beginning of emergency process

$n_i$  - the number of the model channel of the core; shroud is shown on the left to the number of the model channel, fuel rods and absorbing elements - on the right; internal and external borders of the heat elements are shown from right to left, respectively.

During the process of the blockage formation the hydraulic characteristics of the channels are changes, which leads to the sodium flow pulsations in the SAs (FIG 2).

After the formation of the blockages in the upper absorbing region melt is flow down to the lower reproduction region where it freezes. As the melt is moving down it contacts with the hexcan, which leads to its meltdown. After the hexcan meltdown melt enters the inter subassembly (SA) region, where it comes into contact with the adjacent SAs. As a result of these processes on the 52 s of the accident mostly part of the SAs is melted down. And the formation of the melted pool occurs in the region of the lower reproduction region (FIG.4).



*FIG 4. The distribution of materials in the construction elements of the core on the 52-second after beginning of emergency process*

*ni* - the number of the model channel of the core; shroud is shown on the left to the number of the model channel, fuel rods and absorbing elements - on the right; internal and external borders of the heat elements are shown from right to left, respectively.

As a result the cladding and fuel is melted down in approximately 39% of SAs. While the about 23% of SAs - it is a partly melted down SAs, and about 16% - totally melted down SAs.

Avoiding of the significant part of the fuel from the core at the initial stage of the accident resulting in an abrupt decrease of the total reactor power to the 30% of the nominal.

Since the heat is sinking through the SGs, the temperature in PHTS is going down. It allows to staff to provide an activity after 30 min to scram the reactor. Additional negative reactivity feedback will be realized due to the absorber materials falling to the melted pool.

Decay heat is removing by meaning of the convection inside the melted pool through the crust to the sodium. Further promotion of the melt below the lower reproduction region does not occur.

Additional accident scenario was postulated in order to assess the impact of a possible thermal interaction of the melt with the coolant. It was postulated that the melt is releasing to the upper plenum, filled with a liquid sodium. It leads to the melt deposition on the central rotating plug. Melt temperature is significantly decreasing to the sodium temperature.

There is no significant energy release after the thermal interaction of the melt with a coolant due to the sodium properties. According to the [11. 12] during the thermal interaction process between melt and sodium there is no film boiling regime on a melt, which practically eliminate the hypothetical vapor explosion.

Gaseous and volatile fission products, accumulated in the pin gap during the normal operation, releases to the primary side coolant during the fuel pin failure. Most of the fission products, accumulated in the fuel, release to the primary side during the cladding and fuel melting.

Gaseous fission products (Xe, Kr) with a slight time delay is almost completely out of the primary side into the gas volume. Volatile fission products (Cs, I) comes to the gas volume as a result of the mass transfer of the sodium vapour emerging from the upper chamber, above the core, to the gas volume and evaporation from the sodium surface.

The operation of the hydraulic lock of the reactor vessel leads to the fission products transfer from the gas volume to the reactor gas compensation system and then through the air duct system to the environment. In the duct ventilation system fission products can be in a state of suspended vapor, condensed vapor, suspended aerosols and the precipitated vapor.

After the lowering of the temperature in the primary side the hydraulic lock closes and release of radioactive substances into the environment stop. During the accident the release of about 1% of the gaseous and not more than  $5,5 \cdot 10^{-5}$  % (accumulated at nominal operation) of volatile fission products occurs.

In the accident the external dose a person does not exceed 7.3 mSv, which is significantly below the regulated value of 50 mSv/person per year for protective measures for the evacuation and resettlement of the population.

## 5 Conclusion

Currently, the SOCRAT-BN code includes the necessary set of program modules that allows to simulate complex phenomena and physical processes that determine the occurrence of severe accidents. Experience of using a code to the simulation of the accident at the BN-1200 showed that, despite the large scale of the core damage, exceeding the limits for public exposure is not observed. On the other hand, it is worth noting the high uncertainty in the simulation of severe accidents, particularly neutron-physical and thermal-hydraulic processes in the destruction and melting of core. It should be more in-depth study of the processes occurring in such accidents, and improvement of the technical means for reducing their probability to not significant quantities.

## References

- [1] Passport of certification of the code NOSTRADAMUS, registration number 158 of 28.03.2003
- [2] RTISHCHEV N.A., Chalyy R.V., Tarasov A.E., Semenov V.N., Butov A.A., Vozhakov I.S., Zhigach SA, Kudashov I.G., Usov E.V., Pribaturin N.A., Osipov S.L., Gorbunov V.S., Anfimov A.M. Development of the code SOCRAT-BN, IRTC NIKIET 2012, the collection of reports. from. 348-359
- [3] KINEV E.A. "The influence of irradiation on materials of fuel elements with uranium and uranium-plutonium oxide fuel when operating in the BN-600 reactor." Abstract of diss. on competition uch. degree Ph.D. Zarechnyi 2009.
- [4] "Performing of validation simulation in engineering fuel code and analysis of the results." Chapter 19. Invent. No 60. 2013.
- [5] GUON J. Deposition of cesium and barium in sodium-stainless steel system. Canoga Park, Calif : Atomics International, 30 Jun 1970. 78 p. AI-AEC-12952.
- [6] BORISHANSKII V.M., Paleev I.I., Aref'ev K.M. and at al. Condensation of cesium vapor from flowing argon. Journal of Engineering Physics. 1971, Vol. 20, 4, pp. 431-435.
- [7] NISHIMURA M., Nakagiri T., Miyahara S. Evaporation release behaviour of volatile fission products (Iodine, Cesium, Tellurium) from liquid sodium pool to the inert cover gas. Japan : O-arai Engineering Center, 1996.
- [8] A.G. CROFF. ORIGEN2 – A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code. ORNL-5621, July 1980.
- [9] G. HOPNER [a.o.], TREAT R5 Loss-of-Flow Experiment in Comparison with SAS Pretest ANalysis, TANSO Vol.18, p.213 (1974)
- [10] ZEIGARNIK Y.A., Kirillov P.L., Ushakov P.A., Ivanovskiy M.N. Heat transfer liquid metal at boiling and condensation. Heat power. No. 3. 2001. s.2-8..
- [11] FARAHAT M.K., Eggen Donald T. Pool Boiling in Subcooled Sodium at Atmospheric Pressure // Nuclear Science and Engineering, Vol. 53, 1974, p.240-253.
- [12] SCHINS P., Magallon D., Giuliani S., Gunnerson F.S. Pouring of Molten UO<sub>2</sub>, UC and Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> in Sodium: Interactions and Debris; Theoretical Analysis. European Applied Research Reports. Nuclear Science and Technology Section. Vol.7, №4, 1986.