

Фукусима. Опасность повторной критичности разрушенного топлива

При аварии на трех блоках АЭС Фукусима-1 расплав материалов активной зоны (кориум) разрушил нижнюю часть корпуса реакторов, и часть его пролилась на конструкции, находящиеся в контейнменте. В результате образовались скопления топливосодержащих материалов (ТСМ).

Как кориум, оставшийся в корпусах реакторов, так и ТСМ, могут представлять опасность при возникновении повторной критичности. Это особенно важно учитывать при работах по извлечению их из аварийных блоков.

В настоящей работе рассматриваются меры по ядерной безопасности, принимаемые и планируемые в работах по ЛПА на АЭС Фукусима-1.

Ключевые слова:

АЭС Фукусима-1, топливосодержащие материалы, повторная критичность, извлечение топлива.

**А.А.Боровой¹, С.Л.Гаврилов²,
В.А.Хвощинский¹**

¹ Национальный исследовательский Центр «Курчатовский институт», г. Москва

² Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН), г. Москва

Введение
Крупнейшие аварии атомных электростанций, произошедшие на энергоблоке № 2 на Три-Майл-Айленд (ТМА), в Чернобыле и на трех первых блоках станции Фукусима-1 (далее, F-1), привели к расплавлению активной зоны. Образовавшийся при этом расплав – кориум – имел температуру до 2000 °С. Он состоял из материала ТВЭЛов, их оболочек, систем управления и продуктов их химических реакций с воздухом и водой.

В случае аварии на ТМА кориум остался в корпусе реактора.

В Чернобыле после взрывов, полностью разрушивших реактор, значительная часть материалов активной зоны попала в подаппаратное помещение, и там при высоких температурах происходило взаимодействие кориума с материалами пассивной защиты

и образование так называемых «чернобыльских лав». В дальнейшем они протекли на нижние отметки блока и там застыли.

Что касается F-1, то при аварии на всех трех блоках кориум расплавил нижнюю часть корпуса аппаратов, и часть его пролилась на конструкции, находящиеся в контейнменте. В том числе, на пьедесталы реакторов. При этом в расплав включились новые материалы, образовав скопления топливосодержащих материалов (далее – ТСМ).

Как кориум, оставшийся в корпусе реактора, так и образовавшиеся ТСМ, могут представлять опасность **повторной критичности** – состояния, при котором **в них возникает самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер**.

Это особенно важно при выводе блока из эксплуатации, когда требуется обеспечить безопасное извлечение из него всех материалов, содержащих топливо, организацию их хранения и(или) захоронения. А это накладывает ряд условий, которые определяются: массой и геометрией скопления ТСМ; содержанием в нем топлива; его обогащением, выгоранием, наличием других материалов – замедлителей и поглотителей; необходимостью учитывать изменение этих параметров при проведении каждой из операций. Например, такой, как перемещение, фрагментация и т. п.

Табл.1.

Характеристики топлива	1 блок	2 блок	3 блок
Загрузка топлива (тU)	69	94	94
Количество сборок	400	548	548
Обогащение (% ²³⁵ U)	2,1÷4,9		
Выгорание (Мегаватт-сутки/тU) и число сборок с этим выгоранием	5,2; 64	3,3; 116	4,7; 48*
	15,2; 64	15,8; 116	15,5; 112
	24,2; 80	26,0; 120	28,5; 140
	33,3; 68	35,2; 120	36,2; 112
	37,5; 64	40,6; 76	40,5; 36
	40,2; 60		
Среднее по активной зоне выгорание	25,8	23,1	21,5

*Включены 16 сборок MOX

В большинстве случаев для того, чтобы не допустить повторной критичности, в скопление ТСМ вводят поглотители нейтронов – соединения бора, реже, гадолиния, делающих его заведомо безопасным.

Так, при аварии на ТМА использовалась вода, содержащая соединения бора. Ею заполнили корпус реактора, и это позволило безопасно извлечь фрагменты кориума.

В первые дни после аварии на ЧАЭС в разрушенный реактор было сброшено с вертолетов около 40 т карбида бора. В дальнейшем при всех операциях с ТСМ использовались соединения бора или гадолиния (подробнее см. [1]). Все это не исключало необходимость постоянного контроля за критичностью.

В настоящей работе рассматриваются меры по ядерной безопасности, принимаемые и планируемые в работах по ЛПА на F-1.

2. Характеристики кориума и ТСМ, образовавшихся после аварии F-1

Характеристики ядерного топлива, находившегося в трех блоках F-1 перед аварией, приведены в табл.1 [2].

В результате аварии часть сборок расплавилась. При этом максимальную массу образовавшегося кориума можно оценить из следующих соображений.

В активной зоне 1-го реактора перед аварией находилось: 78,3 тонны диоксида урана; 32,7 тонны циркония; 12,5 тонны стали; 590 кг карбида бора; 1 тонна инконеля (никель-хром жаропрочный сплав). В сумме максимальная масса кориума могла составлять ~125 т [3].

Во втором и третьем блоках этих материалов было по ~170 т в каждом. Итого, в трех реакторах ~465 т.

Не все материалы активной зоны, в том числе сборки, вошли в состав кориума. К настоящему времени опубликованы следующие данные [4] (табл.2). Они основаны на результатах расчетов нескольких институтов, которые отличаются из-за расхождения в оценке эффективности мероприятий по охлаждению аварийных реакторов.

Как уже говорилось, вытекший из корпуса реактора расплав попал на нижние конструкции управления и пьедестал. В результате часть их материалов вошла в состав образовавшихся ТСМ (рис.1).

За 13 лет, прошедших после аварии, были предприняты многочисленные, технически очень сложные, попытки выяснить основные параметры скоплений ТСМ, образовавшихся

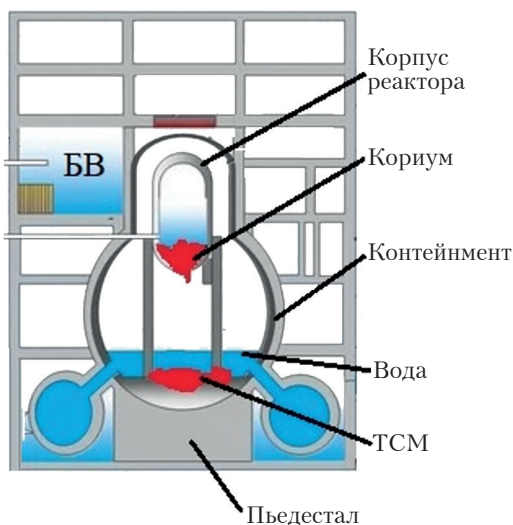


Рис.1. Состояние аварийного блока F-1 после аварии.

Табл.2.

Число расплавленных сборок, %	1 блок	2 блок	3 блок
Данные японского агентства по атомной энергии (NEA)	100	~70	~64
Данные Tokyo Electric Power Company (TEPCO) – оператора F-1	100	~57	~63

в поврежденных блоках [1]. Информация о них все еще далеко не полная. Так, до сих пор не известно местоположение основных скоплений, их размеры и элементный состав.

К настоящему времени о ТСМ в блоках известно следующее.

Первый блок.

Раскаленный кориум пролился на нижние конструкции. Он расплавил и частично сжег бетон пьедестала, обнажив стальную арматуру. Расплав застыл в виде своеобразных отложений как внутри, так и вне пьедестала (рис.2 и 3). В ТЕРСО пришли к выводу, что не менее 90% кориума покинуло корпус реактора.

Второй блок.

Часть кориума осталась в нижней части корпуса реактора. Другая часть вытекла из него и застыла, образовав ТСМ в виде отложений на конструкциях внутри пьедестала (рис.4).



Рис.2. Обнажившаяся стальная арматура пьедестала и застывшие ТСМ на 1-м блоке.

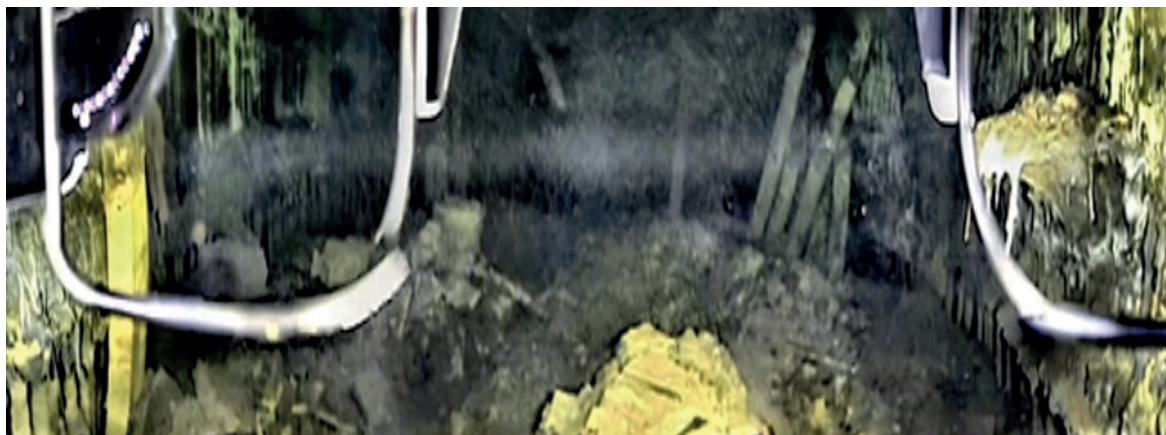


Рис.3. В результате исследований, проведенных в 2022–2023 гг., ТЕРСО опубликовала развернутый (панорамный) снимок внутренних областей пьедестала 1-го блока и скоплений отложений внутри него.

Третий блок.

Расплавленный кориум вытекал из реактора, скорее всего, через технологические отверстия для стержней СУЗ¹. Взаимодействуя с конструкциями в контейменте, он образовывал ТСМ. Последние застывали в виде свешивающихся вниз «сталактитов» и своеобразных отложений на конструкциях, на дне конфаймента и его стенках.

Отсутствие экспериментальных данных делает невозможным создать точную модель распространения ТСМ в аварийных блоках. А расчетные оценки имеют большой разброс (табл.3 [5]).

Что касается элементного состава таких скоплений, то их первые образцы специалисты надеются получить только в конце 2024 г., произведя отбор проб на 2-м блоке.

Внешний вид отложений ТСМ даже в одном блоке отличается друг от друга. В том числе, их рыхлость, цвет – от черно-коричневого до красного и т. п. В некоторых скоплениях обнаруживаются нерасплавленные фрагменты топливных сборок и металлических конструкций. Наибольшую известность получила фотография упавшей ручки контейнера топливных стержней среди отложений ТСМ во 2-м блоке, сделанная в 2018 г. (рис.5).



Рис.4. Второй блок. Опора погрузочно-разгрузочной машины среди отложений на основании пьедестала.

¹ Не исключено, что произошло и частичное расплавление металла корпуса реактора.

Табл.3.

Местоположение корнума		Вес ТСМ, т	Вес ТСМ, т	Вес ТСМ, т
		Блок 1	Блок 2	Блок 3
Корпус реактора	Активная зона	0÷3	0÷51	0÷31
	Низ корпуса	7÷20	25÷85	21÷79
Местоположение ТСМ				
Внутри контейнента	Внутри пьедестала	120÷209	102÷223	92÷227
	Вне пьедестала	79÷153	3÷142	0÷146
Всего		232÷357	189÷390	188÷394

Длина топливных сборок составляет около 4 м, ручка установлена на ее верхнем конце. Это указывает, что сборка должна была расплавиться, а расплав вытечь из корпуса реактора.

3. Оценка возможности повторной критичности в корпусе реакторов и вне него, в скоплениях ТСМ

В каком случае при существующих общих характеристиках топлива реакторов F-1, эффективный коэффициент размножения нейтронов ($K_{эфф}$) может стать ≤ 1 ?

водорода к атомам урана построена для двух значений выгорания топлива – свежего с нулевым выгоранием и с выгоранием 21,5 МВ-сутки/тU. Последнее значение представляет собой среднее значение для сборок на 3-м блоке F-1² (табл.1).

В табл.4 приведены некоторые характеристики системы при заданном соотношении H/U . Из приведенных зависимостей видно, что опасная область ($K_{\infty} \geq 1$), возникающая при заливе топлива водой, даже для среднего выгорания достаточно велика (лежит в пределах содержания урана от 500 г/л до 2000 г/л). При этом

Сначала приведем наиболее опасный случай, возникающий при заливе аварийного топлива водой. Для его рассмотрения мы воспользуемся материалами работ [6,7], в которых определялся K_{∞} для бесконечной гомогенной смеси UO_2 и H_2O (рис.6).

Кривые зависимости K_{∞} от отношения числа атомов



Рис.5. Ручка контейнера топливных стержней среди отложений ТСМ во 2-м блоке.

² Опыт, полученный на ТМА, показал, что для оценки критичности величина среднего выгорания достаточно точно описывает поведение топливных скоплений. Это подтвердили многочисленные анализы проб ТСМ.

Табл.4.

Отношение числа атомов водорода к числу атомов урана, H/U	0,7	2,0	10	50	60
Концентрация урана (г/литр)	7700	5600	2000	500	420
Содержание воды (объемных %)	20	42	79	95	96

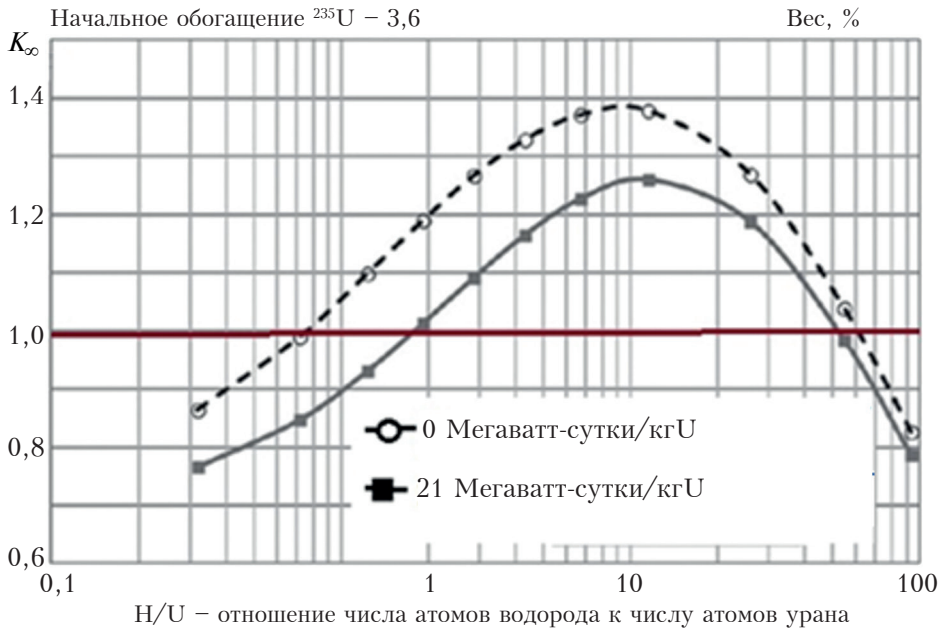


Рис.6. K_{∞} в зависимости от отношения H/U.

систему можно считать бесконечной и $K_{эфф}$ близким к K_{∞} при полном количестве урана, превышающего 70 тонн³.

Насколько близка такая идеальная модель к реальной ситуации? Ведь в корнуме должны присутствовать многочисленные примеси к системе $\text{UO}_2 - \text{H}_2\text{O}$, которые могут повлиять на величину $K_{эфф}$.

Циркалой (сплав циркония) практически не влияет на критичность из-за малого поперечного сечения поглощения нейтронов.

Железо (в составе стальных конструкций). Его сечение поглощения нейтронов во много раз больше, чем у циркалоя, и присутствие Fe приводит к уменьшению $K_{эфф}$. Следует учитывать и железо, вошедшее в состав корнума от поврежденного корпуса реактора.

Материалы системы управления. Стержни управления изготовлены из материалов, по-

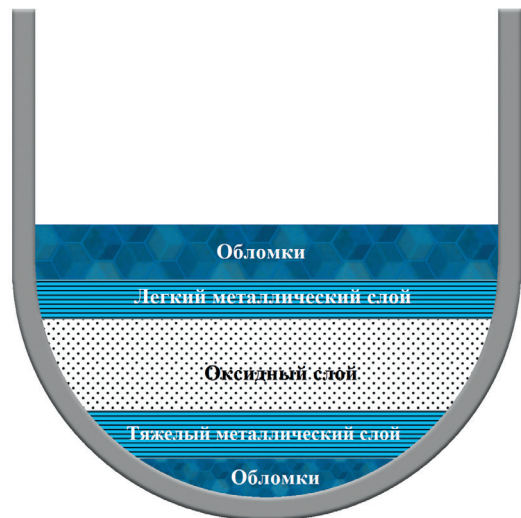


Рис.7. Модель корнума, использованная в работе [9].

глощающих нейтроны, таких как карбид бора (B_4C). Они представляют собой трубки из нержавеющей стали, заполненные гранулами B_4C . Наличие даже небольших количеств бора

³ В сферической геометрии.

Табл.5.

Группа нуклидов и материалов	Местоположение	
	В нижней части корпуса реактора (на основе результатов исследований ИБРАЭ)	Вне корпуса реактора (на основе результатов исследований IN. INV.)
Топливо UO_2/U_3O_8 и продукты деления	0,59	0,51
Оксиды циркония	0,09	0
Цирконий в металлической форме	0	0,165
Нержавеющая сталь	0,32	0,31
Оксиды	0	0
B_4C	0	0,015

в кориуме существенно снижает $K_{эфф}$. На F-1 в реакторных блоках 1, 2 и 3 содержалось 680, 960 и 960 кг B_4C соответственно. При равномерном распределении такого количества бора в кориуме $K_{эфф}$ заведомо меньше 1.

Однако можно предполагать, что в процессе плавления материалов активной зоны часть бора будет потеряна.

Во время образования кориума температура тепловыделяющих сборок, по оценкам, достигла > 2000 °С. Карбид бора плавится при 2450 °С. Однако эвтектическое взаимодействие B_4C с прилегающей нержавеющей сталью приводит к его разжижению уже при температурах, превышающих 1200 °С. В результате, как показали исследования, некоторые из управляющих стержней могли улечься.

Произошло ли это на реакторах F-1? Какая часть бора испарилась из кориума? В настоящее время вопрос остается открытым.

При работе реактора в топливе происходит накопление нейтрон-поглощающих осколков деления (уменьшение $K_{эфф}$) и образование делящихся актинидов (увеличение $K_{эфф}$). Уменьшается число ядер поглотителя. В состав кориума могут войти соли морской воды, которой охлаждались реакторы F-1 первое время после начала аварии. Они уменьшают $K_{эфф}$. Образовавшийся кориум неоднороден. Согласно многочисленным расчетным и экс-

периментальным работам (см., например, [8]) в нем образуются несколько слоев.

Так называемый металлический слой, состоящий в основном из нержавеющей стали, Zr, а также материалов системы управления, и оксидный слой. Последний включает в себя оксиды урана и циркония, а также продукты деления, образовавшиеся при работе реактора. Слой оксида находился в нижней части корпуса из-за его более высокой плотности.

В ряде работ используется модель кориума с тремя слоями: легким слоем, оксидным слоем и тяжелым слоем (рис.7).

Наиболее полно поведение кориума в реакторах F-1 было исследовано в расчетных работах объединения «Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant» – «Сравнительное исследование аварии на атомной электростанции Фукусима Daiichi» (BSAF) [10] с помощью кодов анализа тяжелых аварий⁴.

На основании проведенных расчетов ИБРАЭ РАН опубликовал работу [11], в которой, в частности, приводился предполагаемый нуклидный состав кориума, оставшегося в нижней части корпуса 3 реактора и вытекшего из корпуса в контейнмент. Эти данные (в относительных единицах) приведены в табл.5.

Такое распределение не исключает образование в корпусе реактора областей, в которых

⁴ Использовались такие коды, как MELCORE, TOLBIAC, ASTEC, THALES, MAAP, SAMPSON, HYSPLIT, SOCRAT.

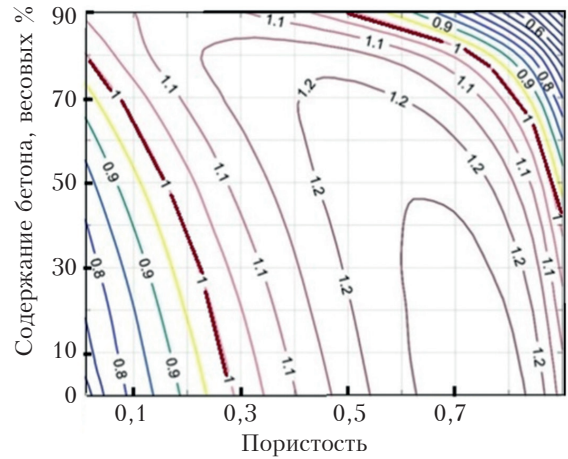
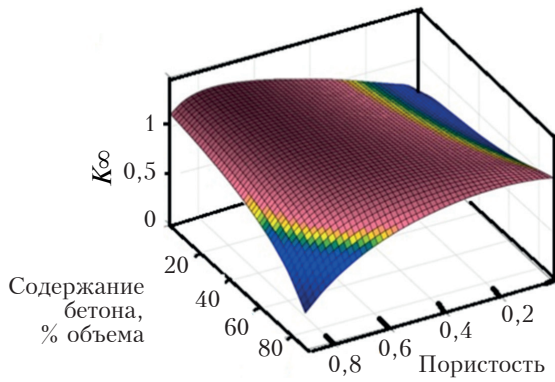


Рис. 8. $K_{ср}$ систем UO_2 + бетон, погруженных в воду. А) 3-D-представление. Б) 2-D-представление.

значение $K_{эфф}$ в присутствии охлаждающей воды достигнет 1.

Попав на пьедестал, высокотемпературный поток взаимодействует с бетоном, образуя ТСМ.

Какие прогнозы о $K_{эфф}$ можно при этом сделать?

Бетон, использовавшийся при строительстве F-1, относится к кремнистому типу, который содержит в основном SiO_2 ⁵.

Диоксид кремния имеет небольшое сечение поглощения нейтронов и его присутствие мало влияет на критичность системы. Другое дело – содержащаяся в бетоне вода – замедлитель. Она присутствует в двух видах: абсорбированная (свободная) вода и химически связанная (в составе гидратов, например, $Ca(OH)_2$).

Потеря воды бетоном при его контакте с расплавленным кориумом происходит в несколько стадий. Сначала при $105 \div 120^\circ C$ испаряется свободная вода. Связанная вода уходит при температуре $100 \div 850^\circ C$. При дальнейшем повышении температуры до $1100 \div 1250^\circ C$ бетон начинает плавиться.

Процесс взаимодействия кориума и бетона (так называемый процесс МСЦИ – Molten Corium – Concrete Interaction) приводит к абляции (разрушению) бетона. Он идет с типичной скоростью от 6 до 13 сантиметров в час и сопровождается выделением газов, что приводит к разрыхлению ТСМ и появлению пор. При этом из-за неравномерности остывания расплава часть связанной воды может оставаться в ТСМ. При охлаждении и повторном заливе ТСМ водой последняя не только попадает в образовавшиеся поры, но и вновь входит в состав топливосодержащих материалов⁶.

В течение последних лет МСЦИ исследовался в целом ряде экспериментальных и расчетных работ. К сожалению, из-за его сложности результаты их носят скорее оценочный характер.

Мы приведем в качестве примера модель, использованную в работе [5]. В ней рассматривалась опасность возникновения критичности для образовавшихся в пьедестале ТСМ, состоящих из сплава топлива (с выгоранием 12 МВт-сутки/tU) и бетона (со связанной

⁵ Состав бетона в пьедестале оценивался по образцам, отобраным из реакторного здания 1-го энергоблока F-1.

⁶ Поскольку бетон состоит в основном из SiO_2 , $CaCO_3$ и H_2O , его разложение приводит к выделению газов и плавлению остаточных оксидов (SiO_2 и CaO), которые добавляются в состав кориума. Таким образом, ТСМ содержат тяжелые оксиды активной зоны реактора (UO_2 и ZrO_2), легкие оксиды бетона (в основном SiO_2 и CaO), металлы (Fe, Cr, Ni и Zr) и, возможно, бор от систем управления.

водой). Материал представляет собой пористую структуру из отдельных частиц диаметром 10,7 мм, погруженных в воду. Величина K_{∞} определялась для двух параметров – объемного содержания бетона и пористости (доли объема пор в общем объеме). На рис.8 результаты представлены двумя различными способами: график в виде 3D поверхности K_{∞} и двумерный график.

Из приведенных графиков видно, что повторная критичность достижима для широкого диапазона возможных комбинаций пористости и содержания бетона. Кроме того, при относительно высоком содержании бетона и малой пористости значение K_{∞} может достигать 1. Это указывает на то, что бетон достаточно эффективно замедляет нейтроны, что, прежде всего, обусловлено остаточным содержанием связанной воды.

Наличие в составе корнума бора (от систем управления) значительно уменьшает или вовсе

предотвращает вероятность наступления повторной критичности.

Однако нельзя утверждать, что он распределен в расплаве равномерно, а не концентрируется в одном слое. Или, как говорилось выше, частично испарился [12].

Из сказанного следует, что на основе имеющейся информации **нельзя исключить возникновения повторной критичности как в корнуме, так и в образованных им скоплениях ТСМ**. Вероятность ее появления следует учитывать при любых перемещениях этих материалов.

Это делает необходимым создание системы мониторинга подкритичности ТСМ и системы аварийного реагирования.

Как говорилось во Введении, перемещение ТСМ может произойти в процессе их извлечения и при природных катаклизмах.

Опасность землетрясения стала более конкретной после того, как при исследованиях,

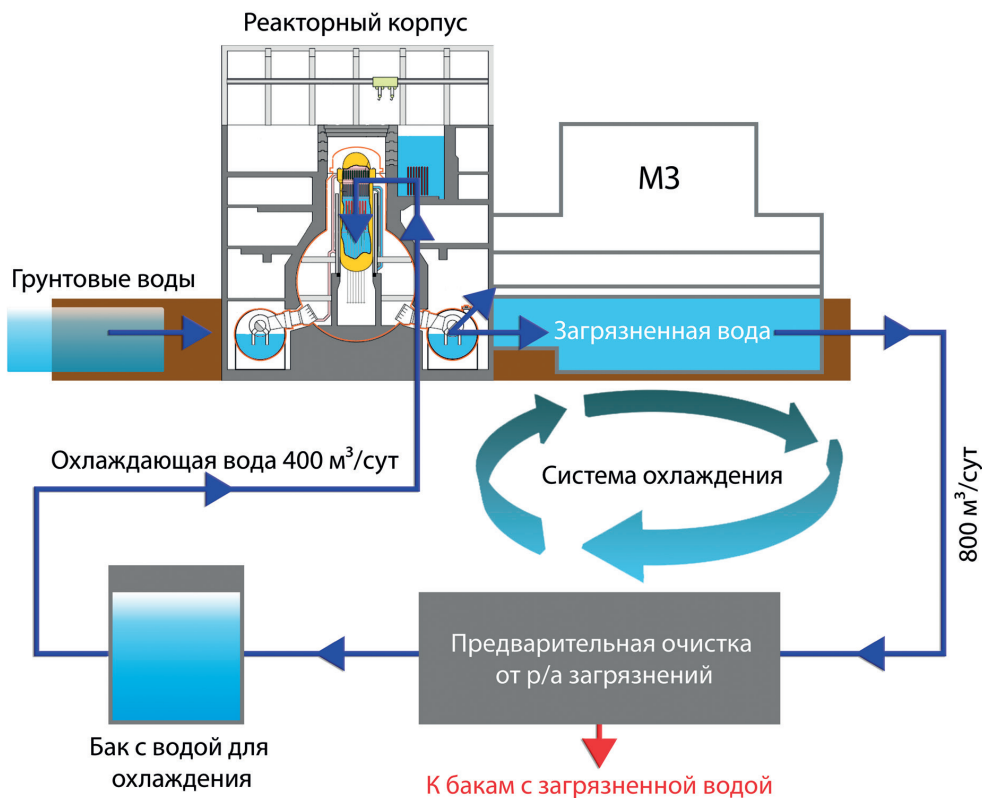
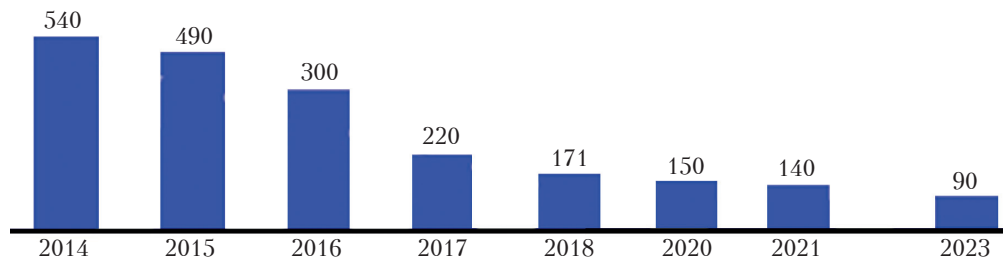


Рис.9. Схема охлаждения реактора (середина 2015 г.). Из 800 м³ загрязненной воды, попадающей на нижние отметки блока, ~400 м³ после очистки поступает в систему охлаждения, а ~400 м³ закачивается в баки.

Рис.10.
Динамика
среднего
ежедневного
поступления
в баки ради-
оактивной
воды (м³).



проведенных на 1-м блоке в 2022–2023 гг., обнаружилось, что во время аварии бетон пьедестала, на который опирается реактор, сильно поврежден (рис.2). Подробнее это будет обсуждено ниже.

4. Поведение ТСМ за прошедшее время

В отличие от ТМА на F-1 не удалось организовать предотвращение вторичной критичности с помощью борирования воды, охлаждающей ТСМ. Причина заключалась в том, что в результате аварии в контур охлаждения поступало большое количество грунтовых вод, проникающих на нижние отметки аварийных блоков (рис.9). Избыток воды накапливался в баках на территории станции.

К моменту, когда начался слив загрязненной воды из баков в океан, к августу 2023 г. полное количество ее на площадке станции составляло 1,3 миллионов кубометров (рис.10).

Очевидно, что борирование такого количества воды превратилось бы в сложную техническую проблему и потребовало бы значительных затрат.

Японские специалисты понимают, что появление повторной критичности может произойти при изменении состояния скоплений ТСМ, хотя и будет носить локальный характер.

Тем не менее, вспышка цепной реакции представляет опасность и, прежде всего, для находящегося на блоке или рядом с ним персонала. Задачей ликвидаторов стало обнаружение и эффективное реагирование на опасное событие. Обнаружить его приближение можно по увеличению нейтронного потока вблизи скопления, повышению температуры и появлению короткоживущих изотопов.

Для предотвращения возможных критических инцидентов на F-1 установили два резервуара с водой с растворенным в ней



Рис.11. Система впрыска соединения бора на F-1 (баки системы указаны стрелкой).

соединением бора (один резервуар запасной) (рис.11). Она может подаваться через систему впрыска охлаждающей жидкости в реактор.

Первая тревога прозвучала 1 ноября 2011 г. через неделю после того, как был налажен отбор проб газа из корпуса 2-го реактора. В газовых пробах, отбираемых из контейнента, обнаружили присутствие ^{135}Xe (рис.12).

Изотоп имеет период полураспада 9,14 часа и образуется в процессе деления ядерного топлива. Его обнаружение могло служить указанием на повторную критичность ТСМ и вызвало оживленную реакцию в масс-медиа.

Однако оператор станции привел убедительные доказательства, что это не так.

Во-первых, оценки показывали, что наблюдаемое малое количество ^{135}Xe связано со спонтанным делением изотопов урана, плутония и трансуранов, образовавшихся за время работы в топливе реактора (основной вклад в его образование дают ^{242}Cm , ^{244}Cm) (рис.12 и 13).

Во-вторых, ^{135}Xe регистрировался и после того, как в реактор ввели раствор борной кислоты.

В-третьих, не наблюдалось существенных изменений в контролируемых параметрах во всех частях блока – температуры, давления, величинах нейтронных потоков.

В дальнейшем на F-1 именно обнаружение избыточного присутствия изотопов ксенона-133 ($T_{1/2} - 5,2$ суток) и ксенона-135 в газовых пробах стали использовать как один из основных методов контроля критичности в аварийных реакторах.

Второе тревожное событие, связанное с возможностью возникновения повторной критичности в 1-м блоке, произошло в марте 2022 г. F-1 снова стала жертвой землетрясения магнитудой 7,4.

Опасения того, что обнажившийся арматурный каркас пьедестала потеряет прочность, что вызовет обрушение реактора и не предсказуемые изменения в геометрии ТСМ, не подтвердились.

Управляющая компания заверила регулирующие органы, что прочность каркаса достаточна для удержания нагрузки.

Однако с нашей точки зрения, проблема эта до конца не решена, и выводы, сделанные ТЕРСО, чрезмерно оптимистичны.

Во-первых, всегда существует риск более сильного землетрясения.

Во-вторых, за время работы по выводу F-1 из эксплуатации (30–40 лет) можно ожидать несколько более слабых землетрясений,

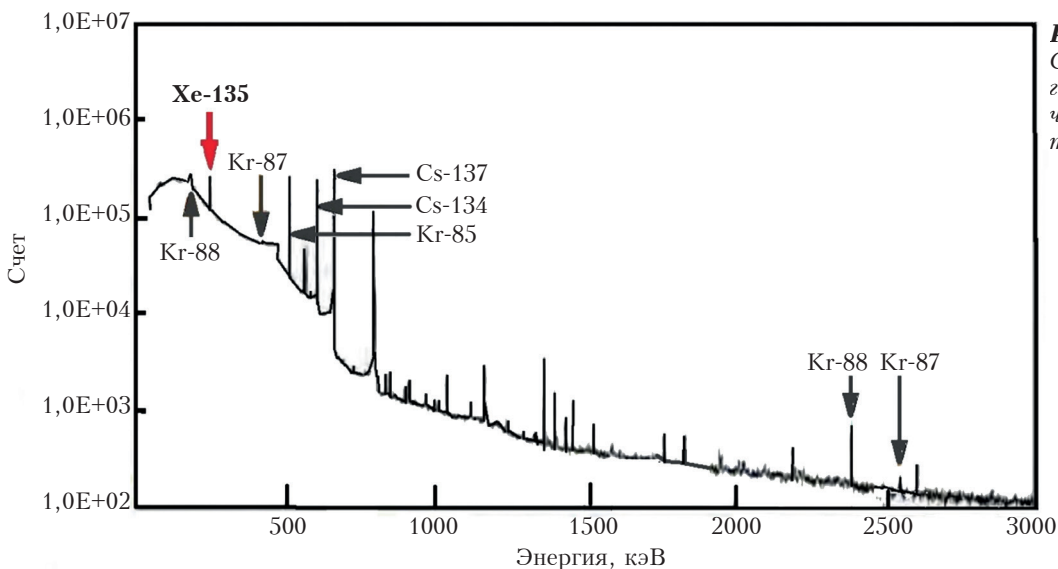


Рис.12. Спектр гамма-излучения в реакторе F-1.

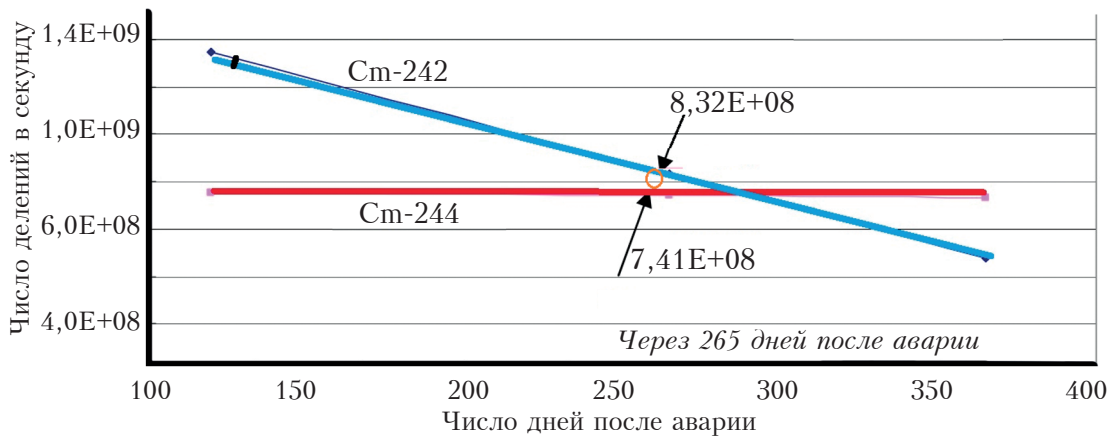


Рис.13. Число спонтанных делений ^{242}Cm и ^{244}Cm в отработавшем топливе 2-го блока F-1.

совокупность которых приведет к постепенному разрушению каркаса.

Тем не менее, в течение всего времени наблюдения (более 13 лет) активность ^{133}Xe и ^{135}Xe в реакторах F-1 оставалась существенно ниже принятого уровня безопасности – 1 Бк/см³. В блоках не было зарегистрировано никаких аномалий нейтронных потоков. Таким образом, как застывший кориум, так и образовавшиеся ТСМ, находились в подкритическом состоянии. Как уже отмечалось, положение может измениться при работах по их извлечению и захоронению⁷.

5. Планируемые работы по извлечению ТСМ

К настоящему времени специалисты ТЕРСО считают второй блок самым перспективным для начала проведения операций по извлечению ТСМ. Это связано с рядом объективных причин. Здание блока не было разрушено взрывом и это облегчает защиту внешней среды от радиоактивной пыли при проведении масштабных работ.

Дозовая обстановка в помещениях на первом этаже реакторного корпуса оказалась значительно лучше, чем на 1-м и 3-м блоке.

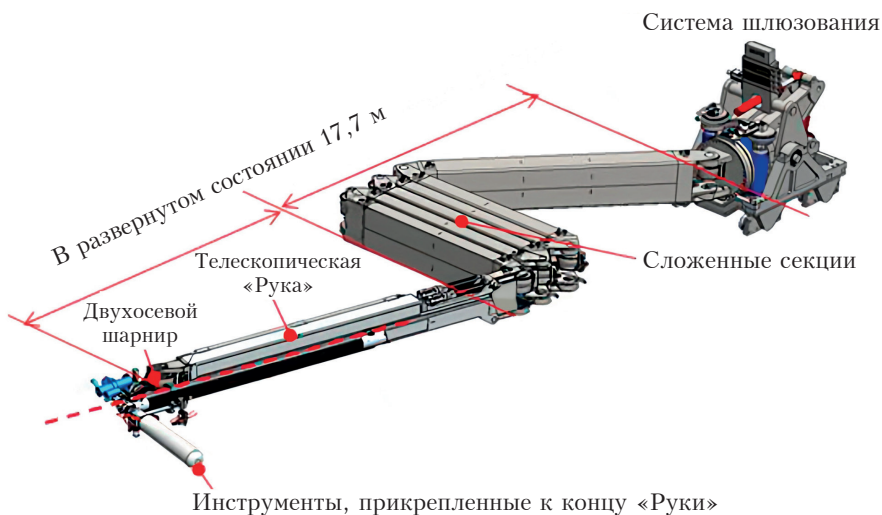


Рис.14. Робот «Рука». Общая длина «Руки» с тележкой около 22 м.

⁷ Надо иметь в виду, что даже при отсутствии внешних воздействий, при понижении температуры ТСМ их критичность увеличивается.



Инструмент «Щетка»



Инструмент «Вакуумный отсос»

Рис.15. Инструменты «Рука».

Согласно планам, процесс извлечения ТСМ из 2-го блока должен происходить в несколько этапов. На первом создается робот «Рука» (рис.14), способный проникать в пьедестал и извлекать оттуда сначала небольшие образцы, а затем и более крупные скопления ТСМ. Для его работы на месте входа Х-6 монтируется шлюзовая система проникновения, обеспечивающая безопасное проведение работ.

На дальнейших этапах, при получении положительных первых результатов, на их основе система трансформируется. «Рука» увеличивается и укрепляется для повышения грузоподъемности и извлечения уже больших объемов ТСМ. Отрабатываются методы их локализации, перемещения и временного хранения.

Таким образом, конструкция «Руки» должна предусматривать самые разные функции и возможность дальнейшей модернизации.

На конце «Руки» первоначально монтируется «металлическая щетка», способная сметать с поверхности частицы и обломки, и «вакуумный отсос», засасывающий их (рис.15).

На начальном этапе извлечения ТСМ, когда отбираются небольшие пробы, это практически не может привести к возникновению вторичной критичности. Ситуация изменится, когда необходимо будет извлекать большие объемы (по оценкам ТЕРСО полный вес образовавшихся в аварийных реакторах ТСМ превышает 800 т).

Японское агентство по атомной энергии (JAEA) по заказу Управления ядерного регулирования Японии (NRA) в настоящее время работает над исследовательской программой для создания системы контроля критичности, которая будет использоваться во время работ по извлечению ТСМ.

Программа состоит из трех основных мероприятий:

- вычисление основных характеристик критичности обломков топлива;
- разработка метода оценки риска критичности;
- проверка результатов расчетов с помощью критических экспериментов.

До сих пор не было достаточно экспериментальных данных, необходимых для проверки расчетных работ по повторной критичности скоплений ТСМ. Сейчас JAEA модернизирует установку STACY – критическую сборку, находящуюся в Исследовательском центре по безопасности ядерного топливного цикла, для проведения необходимых исследований.

В процессе расширения масштабов резки и извлечения необходимо принять меры по постоянному мониторингу активности короткоживущих газов и величины потока нейтронов, а также подготовке к введению в скопления ТСМ поглотителей.

Что касается нейтронов, то с точки зрения инженерно-технического обеспечения предстоит сделать следующее (рис.16):

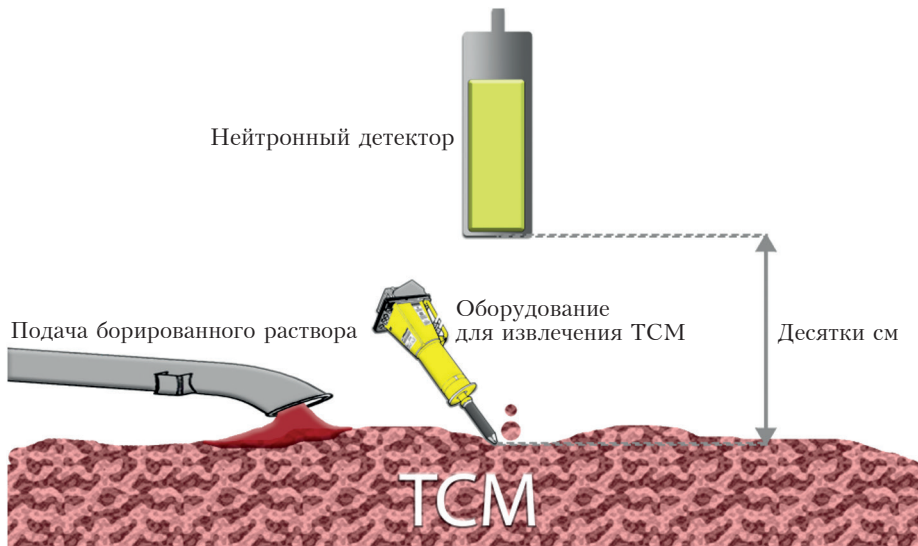


Рис.16.
Схема измерения потока нейтронов и подачи бор-содержащего раствора при извлечении ТСМ.

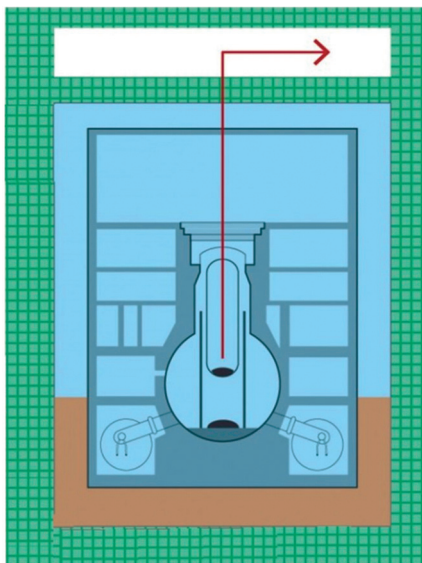


Рис.17. Схема предложенного в 2022 г. метода погружения с полной герметизацией и доступом сверху для 3-го блока F-1.

- оптимизировать время реагирования на обнаружение опасного события и вмешательства;
- и наконец, обеспечить условия безопасного проведения всех работ на этапах сортировки, сбора, переработки и хранения ТСМ.

В сентябре 2022 г. Корпорация по компенсации ядерного ущерба и выводу из эксплуатации (NDF) заявила, что для 3-го блока F-1 будет изучаться вариант извлечения ТСМ, при котором здание реактора окружено стальной оболочкой и залито водой [13]. Таким образом, рассматривается метод погружения с полной герметизацией и доступом сверху (рис.17).

Строительство ограждающих барьеров и систем безопасности предполагает снос окружающих зданий и сооружений, создание новых крупных сооружений. Все это приводит к значительному увеличению объемов и стоимости работ.

При полном погружении огромное количество используемой воды, будет загрязнено радиоактивностью. Это представляет серьезную опасность при разгерметизации конструкции, например, в результате землетрясения.

Президент NDF Хаджимо Янама сказал в своем интервью: «Пока ничего не известно наверняка (о возможности метода полного

- выбрать соответствующий тип детекторов, способных достаточно долгое время работать в условиях больших радиационных полей (возможно, предусмотреть свинцовую защиту от рентгеновского и γ -излучения);
- обеспечить возможность их размещения и замены в помещении проведения работ;
- спроектировать систему введения в скопление поглотителя нейтронов (например, раствора пентабората натрия);

погружения). Мы все еще находимся на очень ранних стадиях разработки концепции. Еще многое предстоит изучить, поскольку попытка такого рода станет первой в мире».

С другой стороны, такой подход позволяет надежно предотвратить повторную критичность ТСМ путем растворения в воде необходимого количества соединений, содержащих бор.

6. Заключение и выводы

В заключение мы хотели бы еще раз остановиться на главных выводах из рассмотренного материала.

1. Нельзя исключать возникновения повторной критичности как в корииуме, так и в образованных им скоплениях ТСМ при извлечении их из аварийных блоков.

2. Это делает необходимым создание системы мониторинга подкритичности и системы аварийного реагирования.

3. Следует считать актуальным выработку детальной программы по ядерной безопасности, планируемой NRA.

Литература

1. Боровой А.А., Велихов Е.П. Опыт Чернобыля, часть 1. М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2012. 168 с.
2. K. Nishihara, H. Iwamoto, K., *Suyama Estimation of fuel compositions in Fukushima-Daiichi nuclear power plant*, JAEA-DATA/CODE-2012-018. Tokai, Ibaraki (Japan): Japan Atomic Energy Agency.
3. F. Tanabe, «Analysis of Core Melt Accident in Fukushima Daiichi-Unit 1», *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 8, pp. 1135-1139, 2011.
4. M.L. Susie Hardie, G. Ian McKinley et. al., «Management options for Fukushima corium», *Progress in Nuclear Energy*, no. 92, pp. 260-266, 2012.
5. M.F. Lypez, Numerical Evaluation of Criticality in Debris Beds formed during Severe Accidents in Light Water Reactors, Stuttgart University (Germany), 2021, 176 p. ISSN 0173-6892. URL: <http://dx.doi.org/10.18419/opus-11646> (дата обращения: 28.10.2024).
6. K. Nakajima. Issues on Criticality Safety Control of Fuel Debris -Preparation for the Decommissioning of Reactors at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. URL: https://www.aesj.net/document/Vol2_22_191-198_web (дата обращения: 28.10.2024).
7. H. Okuno, K. Suyama, Tonoike et. al. «Second version of data collection part of nuclear criticality safety handbook (Contract Research). Technical report», *Japan Atomic Energy Agency*. URL: <https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?5018398&language=1> (дата обращения: 28.10.2024).
8. Асмолов В.Ф., Абалин С.С., Бешта С.В. и др. Расплав. Удержание расплавленных материалов активной зоны водоохлаждаемых реакторов. РЭА. Москва, 2018. 562 с.
9. A.M. Badawi, M. Aboualo, Shaat at al. An investigation of corium in Fukushima Daiichi Unit-1 accident *Applied Radiation and Isotopes*, no. 186, pp. 110-264, 2022. URL: <https://www.researchgate.net/publication/360647388> (дата обращения: 28.10.2024).
10. NEA OECD. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Summary Report. NEA/CSNI/R 18. – NEA OECD, 2015, 53 p.

11. Рыжов С.Н., Богданова Е.В., Рыжов А.А. и др. Анализ методов и технологий оценки состава корнума, образовавшегося в результате аварии на АЭС «Фукусима Дайити» // Глобальная ядерная безопасность. 2022. No. 3(44). С. 5-21.
12. K. Fueda, R. Takami, K. Minomo at al., «Volatilization of B4C control rods in Fukushima Daiichi nuclear reactors during meltdown: B–Li isotopic signatures in cesium-rich microparticles», *Journal of Hazardous Materials*, vol. 428, April 2022, pp. 128-214.
13. New submersion method added as option to aid Fukushima. URL: <https://english.kyodonews.net/news/2022/09/f07c0d719b85-new-submersion-method-added-as-option-to-aid-fukushima-debris-cleanup.html> (дата обращения: 28.10.2024).

Fukushima. The Danger of Re-Criticality of Destroyed Fuel

Borovoi Aleksandr¹, Gavrilov Sergei², Khvoshinskiy Valery¹

¹National Research Center Kurchatov Institute (NRC KI), Moscow, Russia

²Nuclear Safety Institute of Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

Abstract. During the accident at three units of the Fukushima-1 Nuclear Power Plant (NPP) the melt of the core materials (corium) destroyed the lower part of the reactor vessels, and some of the corium spilled onto the structures in the containment. As a result, accumulations of Fuel-Containing Materials (FCM) were formed.

In the event of re-criticality both the corium remaining in the reactor vessels and FCM may pose a hazard. Thus when extracting them from damaged NPP units, such hazards must be dully accounted for.

The paper focuses on nuclear safety measures both taken and planned in the elimination of the Fukushima-1 NPP accident consequences.

Keywords: *Fukushima-1 Nuclear Power Plant (NPP), Fuel-Containing Materials (FCM), Recriticality, Fuel Extraction.*

А.А.Боровой (Советник Почетного Президента Центра)¹, С.Л.Гаврилов (зав. отделением)², В.А.Хвоцинский (зам. рук. отделения)¹

¹Национальный исследовательский Центр «Курчатовский институт», г. Москва

²Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН), г. Москва

Контакты: тел. (495) 955-22-36; gav@ibrae.ac.ru