

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Солдатов А.С., Рудников В.Е., Александрова З.А. и др. Фотоделение  $^{230}\text{Pa}$  в районе порога. — Ядерная физика, 1987, т. 46, с. 695—699.
2. Солдатов А.С., Смиринкин Г.Н. Выход и сечение деления нечетных ядер  $\gamma$ -квантами с энергией до 11 МэВ. — Ядерная физика, 1992, т. 55, с. 3153—3168.
3. Тараско М.З. Метод минимизации направленного расхождения в задачах поиска распределений: Препринт ФЭИ-1446, 1983.
4. Тараско М.З., Солдатов А.С., Рудников В.Е. Описание спектров тормозного излучения из толстой мишени для электронов энергией 4—12 МэВ. — Атомная энергия, 1988, т. 65, вып. 4, с. 290—291.
5. Back B., Hansen O., Britt H. Experimental fission barriers for actinide nuclei. — In: Proc. of the third IAEA Symp. on the Physics and Chemistry of Fission. Rochester, New York, 1973. Vienna: IAEA, 1974, v. 1, p. 3—23.
6. Gavron A., Britt H., Konecny E.  $\Gamma_n/\Gamma_f$  for actinide nuclei using ( $^3\text{He}, d/f$ ) and ( $^3\text{He}, t/f$ ) reactions. — Phys. Rev., 1976, v. C13, p. 2374—2383.
7. Caldwell J., Dowdy E., Berman B. e.a. Giant resonance for the actinide nuclei: photoneutron and photofission cross section for  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$ . — Ibid., 1980, v. C21, p. 1215—1230.
8. Истеков К.К., Куприянов В.М., Фурсов Б.И., Смиринкин Г.Н. О применимости традиционных систематик. — Ядерная физика, 1979, т. 29, с. 1156—1170.
9. Bjornholm S., Lynn J. The double-humped fission barrier. — Rev. Mod. Phys., 1980, v. 52, p. 725.
10. Howard W., Moller P. Calculated fission barriers, ground-state masses, and particle separation energies for nuclei with  $76 \leq Z \leq 100$  and  $140 \leq N \leq 184$ . — Atomic. Data and Nucl. Data Tables, 1980, v. 25, p. 219—285.
11. Солдатов А.С., Смиринкин Г.Н. Выход и сечение деления  $^{232}\text{Th}$  и  $^{236}\text{U}$   $\gamma$ -квантами с энергией до 10 МэВ. — Ядерная физика, 1995, т. 58, с. 32—37.
12. Britt H., Wilhelmy J. Simulated  $(n, f)$  cross sections for exotic actinide nuclei. — Nucl. Sci. Engng, 1979, v. 72, p. 222.

Поступила в Редакцию 24.03.95

УДК 621.039.586

# ОЦЕНКА РАДИОАКТИВНОГО ВЫБРОСА ПРИ АВАРИИ 1986 г. НА 4-м ЭНЕРГООБЛОКЕ ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС (обзор первичных материалов)

Сивинцев Ю.В., Хрулев А.А. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)

Непосредственно после получения первых сведений об аварии на Чернобыльской АЭС в ИАЭ им. И.В. Курчатова были образованы группы экспертов, занятых ее анализом, которые позднее получили официальный статус по особому распоряжению президента АН СССР. Группе, в которую входили авторы этого доклада, а также О.Я. Шах, была поручена оценка активности, состава и динамики радиоактивного выброса из аварийного энергоблока по расчетным, экспериментальным и натурным данным.

Все приведенные ниже оценки выполнены в мае—июне 1986 г. [1—6]. Результаты анализов оперативно сообщались руководству Института, в Президиум АН СССР, Правительственную комиссию, Политбюро ЦК КПСС [4, 5]. Они явились основой для соответствующего раздела доклада об этой аварии, представленного в июле 1986 г. советскими экспертами в МАГАТЭ [7].

Объективная оценка параметров выброса продуктов деления и топлива из аварийного реактора возможна только в случаях, когда известны следующие параметры: активность радионуклидов, накопленных в активной зоне; характер и динамика развития аварии; состояние топлива и реактора в целом; регион (зона) распространения и состав радиоактивных выпадений.

Особая сложность возникшей ситуации была обусловлена крайней скудостью исходной информации. Были доступны лишь расчетные данные об активности радио-

нуклидов, накопленных в РБМК во время его нормальной эксплуатации [8], существенно отличавшейся от реальной. Поступающая первичная информация о реальной радиационной обстановке и составе проб носила случайный, обрывочный характер. Это, а также отсутствие практического опыта оценки последствий тяжелых радиационных аварий не позволяли сформулировать однозначные выводы и зачастую приводили к несогласованным точкам зрения. Поэтому рабочие документы по оценке выброса (особенно первые) содержали некоторые противоречия.

В конечном счете коллективная работа экспертов и плодотворные дискуссии привели к такой оценке состава, активности и динамики выброса, которые были приняты в качестве базовых. Они сыграли важную роль при разработке программ локализации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. В значительной степени эти оценки базировались на экспериментальных исследованиях выхода продуктов деления из перегретого ядерного топлива, ранее выполненных в ИАЭ им. И.В. Курчатова [9]. Являясь предметом обсуждения, эти данные до сих пор не были подвергнуты существенному пересмотру в позднее проведенных исследованиях [9—13].

Методика анализа радиоактивного выброса. Для решения задачи были использованы три различных подхода:

оценка активности выброса по единичным измерениям мощности экспозиционной дозы  $\gamma$ -излучения вблизи АЭС;

прогноз динамики аварийного выброса по модели выхода продуктов деления при отжиге облученного топлива, в частности, уран-графитовых твэлов ВТГР;

определение доли выброшенных радионуклидов и топлива по систематическим измерениям мощности экспозиционной дозы и спектрального состава излучения на местности.

При анализе первичной информации о радиационной обстановке за наиболее достоверную были приняты данные, полученные до 06.05.86. Это обусловлено предположением, что вымывание, растворение, окисление  $UO_2$  и другие физико-химические процессы, а также хозяйственная деятельность могли вызвать изменения соотношения радионуклидов в почве и обусловленных ими дозовых полей. Позднее эта гипотеза получила многочисленные экспериментальные подтверждения на натурных материалах.

Активность на  $l$ -е сутки определяли по соотношению  $Q = \sum_l \sum_m K_{ml} P_{ml} S_{ml}$ , где  $K_{ml}$  — коэффициент связи мощности экспозиционной дозы и удельной активности в  $m$ -м районе,  $Ки \cdot км^{-2} / Р \cdot ч^{-1}$ ;  $P_{ml}$  — средняя мощность экспозиционной дозы, измеренной в  $m$ -м районе,  $Р/ч$ ;  $S_{ml}$  — площадь района со средней мощностью экспозиционной дозы  $P_{ml}$ ,  $км^2$ .

Мощность выброса радионуклидов  $R$  ( $Ки/сут$ ) оценивали по суточной активности выпадений, которую находили по соотношению  $R = Q_l - Q_{l-1}$ , где  $Q_l$ ,  $Q_{l-1}$  — суммарная активность выпадений за  $l$ -е сут после аварии и за предшествующие  $l-1$  сут.

Коэффициент связи  $K_{ml}$  был определен с использованием выражения для мощности экспозиционной дозы над полупространством с равномерной плотностью поверхностного радиоактивного загрязнения, содержащего  $j$  радионуклидов:

$$P_{ml} = \sum_{i,j} \frac{Q_{mj} n_{ij} E_i}{2k_\gamma(E_i)} \Phi(\mu_i h) = Q_m / K_{ml}$$

Здесь  $Q_{mj}$  — активность выпадений  $j$ -го радионуклида в  $m$ -м районе;  $n_{ij}$  — выход гамма-кванта энергией  $E_i$  на акт распада  $j$ -го радионуклида;  $\Phi(\mu_i h)$  — функция, характеризующая поглощающие свойства материала между детектором излучения и источником;  $k_\gamma(E_i)$  — коэффициент связи потока потока гамма-квантов энергией  $E_i$ ,  $МэВ/(см^2 \cdot с)$  и мощности создаваемой дозы,  $Р/ч$ .

В качестве базовых данных по выходу продуктов деления принимали результаты ранее проведенных в ИАЭ им. И.В. Курчатова исследований их утечки при нагреве  $\text{UO}_2$  и уран-графитовых твэлов ВТГР [9]. В частности, в итоге этих опытов была установлена следующая зависимость степени летучести элементов от температуры  $T$ :

Хе, Кг — наиболее летучие радиоактивные благородные газы;

I, Те — элементы, летучие почти во всем диапазоне  $T$ , характерном для аварии, т.е. при  $T > 100\text{—}200^\circ\text{C}$ ;

Cs — элемент, летучий при  $T > 800\text{—}1000^\circ\text{C}$ , с ростом температуры его летучесть сближается с характерной для иода и радиоактивных благородных газов;

Ba, Sr — элементы с летучестью близкой, но меньшей, чем у цезия (из них барий более летуч, чем стронций);

остальные элементы летучи при  $T > 1700^\circ\text{C}$  (наименьшая летучесть у Ce, Zr, Nb);

Pu, U — летучесть плутония выше, чем урана (незначительно), но ниже, чем церия.

При анализе поведения продуктов деления в топливе и конструкционных материалах использовали феноменологическую активационную модель, ранее разработанную в ИАЭ им. И.В. Курчатова. По этой модели утечка  $r_i$  из топливной матрицы зависит только от постоянной распада  $i$ -го радионуклида:  $r_i = \text{const} (\lambda_i)^{-n}$ , где  $\lambda_i$  — постоянная распада;  $0 < n < 0,5$ .

При определении активности  $^{95}\text{Zr}$  и  $^{95}\text{Nb}$  в выбросе учитывался также активационный цирконий конструкционного происхождения ( $\sim 5\%$  активности циркония — продукта деления). В зависимости от соотношения выброшенного количества топлива и конструкционного циркония это могло увеличивать активность  $^{95}\text{Zr}$  в выпадениях в 1,5—2 раза, что подтвердилось последующим анализом проб.

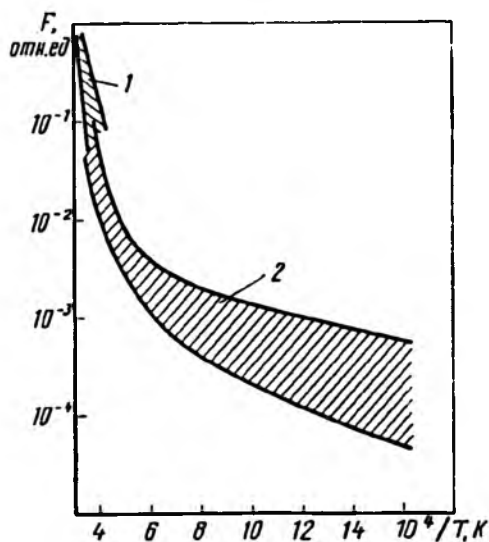
Основные количественные параметры. Установлено, что для первой фазы аварии с характерным для нее избытком  $^{131}\text{I}$  коэффициент связи  $K_{mi} = 1 \text{ P}/\text{ч}/10^5 \text{ Ки}/\text{км}^2$ , в конце анализируемого периода  $K_{mi} = 1 \text{ P}/\text{ч}/2 \cdot 10^5 \text{ Ки}/\text{км}^2$ . Было показано, что для практически значимого диапазона энергии  $0,1 < E_i < 2 \text{ МэВ}$  коэффициент связи  $K_y(E_i) = 5,5 \cdot 10^5 \text{ МэВ} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}/\text{P} \cdot \text{ч}^{-1}$ .

В качестве одного из основных количественных параметров использовали также коэффициент фракционирования  $K_\phi$ , который характеризует относительное обогащение или обеднение измеряемой пробы исследуемым радионуклидом по сравнению со средним его содержанием в активной зоне:  $K_\phi = (A_i/A_p)^{\text{экс}}/(A_i/A_p)^{\text{расч}}$ . Здесь  $A_i$  — активность  $i$ -го радионуклида (продукта деления или актиноида) в пробе, определенная экспериментально (индекс «экс») или рассчитанная на конец кампании реактора (индекс «расч») с учетом радиоактивного распада на момент измерения и усредненная по объему активной зоны, в которой имелись твэлы с различным выгоранием;  $A_p$  — то же для реперного (нормировочного) радионуклида. В качестве реперных, как правило, использовали наименее летучие  $^{141}\text{Ce}$  и  $^{144}\text{Ce}$ .

Значение  $K_\phi$  дает информацию о процессе, характерном для выброса радионуклидов и топлива из реактора (табл. 1). Кроме того эта величина может быть использована для оценки эффективной температуры  $T_{\text{эф}}$  выброшенного топлива. За  $T_{\text{эф}}$  принимают среднюю температуру топлива в реакторе, при которой выброс продуктов деления равен измеренному. Если  $K_\phi(\text{I}, \text{Cs}) < 1$ , то кратковременная относительная утечка  $F$  летучего радионуклида  $F = 1 - K_\phi(\text{I}, \text{Cs})$ , и по ее температурной зависимости, полученной в экспериментах [9] по нагреву облученного топлива (рис. 1), можно

Т а б л и ц а 1. Связь коэффициента фракционирования  $K_{\phi}$  и характеристик выброса радионуклидов и топлива

| $K_{\phi}$                                                                                                                                                                                                                                                                                                             | Носитель                                          | Температура, °C                 | Механизм выброса                     | Выброс и зона выпадений                                 |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------|---------------------------------|--------------------------------------|---------------------------------------------------------|
| $\sim 1 \pm 0,2$ :                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |                                                   |                                 |                                      |                                                         |
| соблюдается для всех элементов                                                                                                                                                                                                                                                                                         | Топливные частицы                                 | $T \sim T_{\text{раб}}$         | Механические процессы                | Любой, вблизи ЯЭУ                                       |
| не соблюдается для всех элементов                                                                                                                                                                                                                                                                                      | Свободные радионуклиды (газовая фаза, аэрозоли)   | $T_{\text{эф}} > T_{\text{пл}}$ | СЦР, диссоциация топлива             | Основная часть топлива и продуктов деления вдали от ЯЭУ |
| соблюдается для тугоплавких, нелетучих элементов                                                                                                                                                                                                                                                                       |                                                   | $T > T_{\text{раб}}$            | Взрыв с последующим нагревом топлива | Частичный выброс топлива и продуктов деления            |
| $< 1$ :                                                                                                                                                                                                                                                                                                                |                                                   |                                 |                                      |                                                         |
| для I, Cs, Xe, Kr                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | Топливные частицы                                 |                                 |                                      |                                                         |
| $> 1$ :                                                                                                                                                                                                                                                                                                                |                                                   |                                 |                                      |                                                         |
| для I, Cs                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | Топливные частицы                                 |                                 |                                      |                                                         |
| если $K_{\phi}(\text{I}) > K_{\phi}(\text{Cs})$                                                                                                                                                                                                                                                                        | + свободные радионуклиды (газовая фаза, аэрозоли) | $T < 1800$                      |                                      |                                                         |
| если $K_{\phi}(\text{I}) \sim K_{\phi}(\text{Cs})$                                                                                                                                                                                                                                                                     |                                                   | $T > 1800$                      |                                      |                                                         |
| <p>Примечания: <math>T_{\text{пл}}</math> — температура плавления топлива; <math>T_{\text{раб}}</math> — температура топлива при номинальной мощности реактора; <math>T_{\text{эф}}</math> — усредненная температура топлива в реакторе, соответствующая измеренной утечке; СЦР — самопроизвольная цепная реакция.</p> |                                                   |                                 |                                      |                                                         |



Р и с. 1. Зависимость относительной утечки  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  (1),  $^{131}\text{I}$  (2) от температуры при кратковременном отжиге ( $\tau \sim 1-2$  ч)

оценить  $T_{\text{эф}}$ . При  $K_{\phi}(\text{I}, \text{Cs}) > 1$  необходимо усреднить этот параметр по его значениям, характерным для всех основных зон выпадения продуктов деления, и использовать полученное значение для оценки  $T_{\text{эф}}$  среды в реакторном блоке, из которой выходили продукты деления. Сведения о коэффициенте  $F$  были использованы на первой стадии аварии для оценки  $T_{\text{эф}}$ , а также количества топлива, плутония и других актиноидов, выброшенных из аварийного энергоблока.

Для оценок количества выброшенного топлива и плутония использовали экспериментальные данные об активности наименее летучих радионуклидов ( $^{141}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ) в пробах выпадений, отобранных на местности, а также представленные Е.В. Бурлаковым в июле 1986 г. расчетные данные о количестве плутония, накопленного в реакторе (табл. 2).

Поскольку на РБМК используется непрерывная перегрузка топлива и находящиеся в нем ТВС имеют различное выгорание, то в измеряемых пробах может наблюдаться широкий спектр соотношений между различными радионуклидами. При выбросе из реактора, как правило, происходило усреднение концентрации радионуклидов и ее приближение к составу, характерному для средней наработки (10,3 МВт/кг при продолжительности работы 640 сут). При этом следовало учитывать ожидаемые химиче-

Т а б л и ц а 2. Относительная доля активности изотопов плутония\*

| Глубина<br>выгорания,<br>МВт·сут/т | $^{239}\text{Pu}$ | $^{240}\text{Pu}$ | $^{241}\text{Pu}$    | $^{238}\text{Pu}$ | Активность, Ки    | $^{144}\text{Ce}$   |
|------------------------------------|-------------------|-------------------|----------------------|-------------------|-------------------|---------------------|
| 10300                              | 0,29              | 0,38              | $2 \cdot 10^{-3}$    | 0,32              | $8,5 \cdot 10^4$  | $1 \cdot 10^{-3}$   |
| 14385                              | 0,235             | 0,38              | $1,9 \cdot 10^{-3}$  | 0,39              | $1,2 \cdot 10^5$  | $1,4 \cdot 10^{-3}$ |
| 8300                               | 0,41              | 0,365             | $1,58 \cdot 10^{-3}$ | 0,21              | $6,2 \cdot 10^4$  | $7,2 \cdot 10^{-4}$ |
| 4800                               | 0,59              | 0,31              | $8,75 \cdot 10^{-4}$ | 0,1               | $3,2 \cdot 10^4$  | $3,7 \cdot 10^{-4}$ |
| 900                                | 0,88              | 0,11              | $1 \cdot 10^{-4}$    | 0,1               | $5,32 \cdot 10^3$ | $6,2 \cdot 10^{-5}$ |

\* Результаты предоставлены Е.В. Бурлаковым (июль 1986 г.).

ские формы и особенности процесса выделения продуктов деления из перегретого ядерного топлива. В частности, при  $\sim 2300$  К в пробах превалируют летучие продукты деления, при  $> 2300$ — $2400$  К соотношение между радионуклидами смещается к характерному для топлива со средними характеристиками. Важно, что мог также происходить выброс топливных частиц, в составе которых, помимо урана и плутония, содержатся минимально летучие элементы, в частности, церий. Поэтому для определения количества плутония в пробах, помимо крайне трудоемких измерений его  $\alpha$ -активности, использовали данные по  $\gamma$ -активности церия. До июля 1986 г. соотношение  $\alpha$ -активности плутония и церия в топливе усредненного состава принимали равным  $9 \cdot 10^{-4}$ . Это незначительно отличается от  $1 \cdot 10^{-3}$  для среднего выгорания топлива, приведенного в табл. 2.

На ранней стадии аварии было также отмечено, что при анализе проб выпадений необходимо учитывать сепарацию продуктов деления, обусловленную рассеянием как самих радионуклидов, так и их носителей по поверхности почвы и вызывающую отклонение состава выпадений от среднестатистических характеристик выброса. Поэтому отдельные пробы могли иметь характеристики, свойственные различным микроразонам топлива и других топливосодержащих сред, в частности, повышенное содержание летучих и нелетучих радионуклидов (ассоциаты), в частности, при анализе топливных и горячих частиц. Кроме того, могло наблюдаться нарушение изотопных соотношений между актиноидами и др. Эти особенности подчеркивали необходимость проведения массового анализа проб различных сред высокой удельной активности для правильной оценки аварийного выброса.

Четыре стадии радиоактивного выброса. В первые дни аварии исходные данные о радиационной обстановке вблизи АЭС исчерпывались всего тремя величинами. Это были:

результаты измерения мощности экспозиционной дозы  $\gamma$ -излучения на трех расстояниях от аварийного энергоблока, полученные 29—30.04.86 отрядом специалистов гражданской обороны вблизи 4-го энергоблока (300 Р/ч), и на расстоянии 200—250 м от него (10 Р/ч), а также инициативной группой сотрудников ИАЭ им. И.В. Курчатова у поселка, находящегося на расстоянии 4 км от АЭС (1 Р/ч);

результаты  $\gamma$ -спектрометрических исследований проб почвы из того же поселка, выполненных в ИАЭ им. И.В. Курчатова. Выявлено, что эти пробы содержали не только продукты деления, характерные для работающего реактора (при этом активность изотопов йода была в 7—10 раз, а изотопов цезия в 3—5 раз больше, чем следовало из расчетных данных для РБМК [8]), но и частицы облученного ядерного топлива в форме высокоактивных крупинки  $\text{UO}_2$ . Аномальный, ранее никогда не наблюдавшийся состав радионуклидов был зарегистрирован также при измерении мазка с подлокотника автобуса, на котором из Чернобыля в Москву (в больницу № 6) были доставлены переселенные пожарники и работники АЭС;

результаты анализов пробы почвы, выполненных сотрудниками Ленинградской АЭС, в которой обнаружена высокая доля летучих цезия и йода и почти полное отсутствие нелетучих церия и циркония.

На основе этой информации и ранее проведенных исследований утечки продуктов деления из облученного топлива, нагретого до высокой температуры [9], была предложена рабочая гипотеза выброса (02.05.86, А.А. Хрулев), из которой следовало, что для аварийного выброса должны наблюдаться четыре основные стадии:

1-я стадия — выброс, обусловленный взрывом из-за ввода положительной реактивности;

2-я стадия — выброс, связанный с горением графитовой кладки реактора;

3-я стадия — выброс за счет процессов, идущих при повышении температуры топлива и топливосодержащей массы из-за энергии радиоактивного распада накопленных продуктов деления;

4-я стадия — резкое уменьшение выброса в результате стабилизации и последующего постепенного снижения температуры.

Различные мероприятия, выполненные на аварийном блоке, могли повлиять на динамику выброса в зависимости от их эффективности.

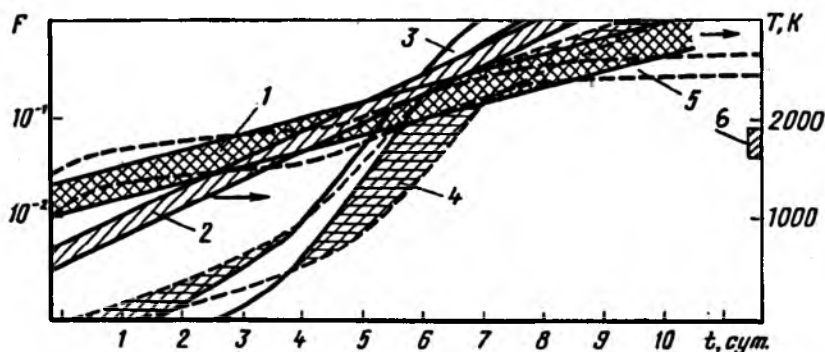
Наиболее важными, следующими из первых экспериментальных данных и гипотезы, были следующие предположения:

при взрыве (1-я стадия) выброс топлива, перегретого до высокой температуры, произошел в твердой фазе, почти без плавления  $\text{UO}_2$ ;

высокая доля летучих радионуклидов означает, что выброс топлива относительно невелик;

на 3-й стадии в зависимости от темпа разогрева разрушенного реактора (5 или  $10^\circ\text{C}/\text{ч}$ ) может наблюдаться повторный повышенный выброс, который можно было ожидать 05—10.05.86. Прогноз динамики выброса йода из аварийного реактора, выполненный 1 мая, сопоставлен с результатами натурных измерений на рис. 2. Радиационная обстановка вблизи АЭС, оцененная по картам штаба гражданской обороны, и фактическая представлена в табл. 3.

На 1-й стадии (26.04.86) выброс радионуклидов определялся процессами, связанными с вводом положительной реактивности и кратковременным повышением  $T_{\text{эф}}$  топлива ~ до 1600—1800 К с последующим быстрым его охлаждением до температуры графитовой кладки. Выполненное позднее уточнение интегрального выброса цезия, а также результаты экспериментов по отжигу топлива потребовали увеличения  $T_{\text{эф}}$  до 1800—2000 К.



Р и с. 2. Прогноз выброса йода в сопоставлении с фактически зарегистрированным на 26.04.86: 1, 2 — темп разогрева топлива, равный 5 и  $10^\circ\text{C}/\text{ч}$  соответственно; 3, 4 — расчетный выброс при темпе разогрева 5 и  $10^\circ\text{C}/\text{ч}$  соответственно; 5 — фактически измеренный выброс из реактора; 6 — эффективная температура топлива при взрыве

Т а б л и ц а 3. Радиационная обстановка вблизи Чернобыльской АЭС и оценки активности, мощности выброса и утечки  $^{131}\text{I}$  [2, 3]

| Дата | Мощность<br>экспозиционной дозы в<br>зоне, Р/ч | Площадь зоны, км <sup>2</sup> | Активность в зоне, МКи | Относительная<br>утечка $^{131}\text{I}$ , %* |
|------|------------------------------------------------|-------------------------------|------------------------|-----------------------------------------------|
| Май: |                                                |                               |                        |                                               |
| 02   | $1,2 \cdot 10^{-1}$                            | 38                            | 0,45 } ~ 2<br>1,5 }    | 9,2                                           |
| 03   | $1,5 \cdot 10^{-2}$                            | 490                           |                        |                                               |
|      | $4,5 \cdot 10^{-1}$                            | 1150                          | 5,2                    |                                               |
|      | $2,0 \cdot 10^{-1}$                            | 54                            | 1,0 } 9,2<br>3 }       |                                               |
|      | $7,5 \cdot 10^{-3}$                            | 410                           |                        |                                               |
| 04   | $0,2 \cdot 10^{-3} - 4,0 \cdot 10^{-3}$        | $1,6 \cdot 10^3$              | 16—19                  | 13,2                                          |
| 05   | $2 \cdot 10^{-2} - 1,6 \cdot 10^{-1}$          | $4,4 \cdot 10^3$              | 20                     |                                               |
| 06   | $1 \cdot 10^{-2} - 0,5$                        | $5,5 \cdot 10^3$              | 29                     |                                               |
| 07   | $7 \cdot 10^{-3} - 0,15$                       | $5,0 \cdot 10^3$              | 16,8                   | 19,9                                          |
| 08   | $6 \cdot 10^{-3} - 0,2$                        | $5,7 \cdot 10^3$              | 12                     |                                               |
| 09   | $5 \cdot 10^{-3} - 0,6$                        | $4,3 \cdot 10^3$              | 14,5                   |                                               |
| 10   | $4 \cdot 10^{-3} - 0,15$                       | $5,9 \cdot 10^3$              | 8,7                    |                                               |
| 11   | $6 \cdot 10^{-3} - 0,2$                        | $5,7 \cdot 10^3$              | 12,8                   |                                               |
| 12   | $4 \cdot 10^{-3} - 0,15$                       | $5,7 \cdot 10^3$              | 10,3                   |                                               |
| 13   | $3,5 \cdot 10^{-3} - 0,15$                     | $5,7 \cdot 10^3$              | 9,4                    |                                               |

\* За 100% принято содержание в топливе РБМК на 25.04.86.

В начале 1-й стадии произошли разрушение ТВС и диспергирование топлива вследствие термонапряжений, возникших при нагреве топлива, а также расширения накопленных продуктов деления в закрытой пористости топлива (газовый «взрыв»); почти сразу после этого произошел второй, паровой взрыв под воздействием, в частности, нагретого диспергированного топлива, попавшего в теплоноситель.

Основные формы переноса продуктов деления на 1-й стадии — газовая и аэрозольная, а также частицы топлива различной дисперсности. Вблизи АЭС в выпадениях (промзона, конструкции АЭС) часть топлива могла быть выброшена взрывом в виде крупнодисперсных частиц, частей таблеток, ТВС. В мае 1986 г. предполагалось, что на большом расстоянии от АЭС топливо (уран, плутоний) может присутствовать в выпадениях в основном в форме частиц, диспергированных до размеров зерен  $\text{UO}_2$ , и должна наблюдаться повышенная доля летучих иода и цезия. (Такие участки были выявлены позднее и получили название цезиевых пятен.) На основе данных, приведенных в табл. 4, предполагалось, что из этой стадии из реактора за пределы промплощадки была выброшена относительно небольшая часть топлива (< 1%). (Позднее натурные данные о выпадениях, особенно в зарубежных странах, потребовали увеличения этой доли.)

Для 2-й стадии (26.04—01.05.86), определяемой горением графита и начавшейся после снижения начальной  $T_{\text{эф}}$  топлива, предполагалось, что вместе с продуктами горения выбрасываются мелкодисперсные частицы топлива, внедренные в графит, а также продукты деления, внедренные в графит и сорбированные им при взрыве активной зоны. (Позднее было установлено, что на стадии горения графита скорость уменьшения выброса без учета мер воздействия может быть экстраполирована экспоненциальным законом с постоянной процесса  $\sim 0,5 \text{ сут}^{-1}$ . Это подтвердило более низкую по сравнению с 26.04.86 температуру топлива.)

Т а б л и ц а 4. Активность выброса и распределение продуктов деления на аварийном энергоблоке и вне его на 1-й и в конце 3-й стадии [5]

| Радионуклиды                                                                                                        | 1-я стадия (26.04) |                  | Активность радионуклидов на 06.05.86 (3-я стадия) |                  |                           |                  |          |                 |                  | Вне блока |  |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|------------------|---------------------------------------------------|------------------|---------------------------|------------------|----------|-----------------|------------------|-----------|--|
|                                                                                                                     | Активность выброса |                  | Внутри блока                                      |                  |                           |                  | Всего, % |                 |                  |           |  |
|                                                                                                                     | абсолютная, МКи    | относительная, % | в топливе                                         |                  | на засыпке и конструкциях |                  |          | абсолютная, МКи | относительная, % |           |  |
|                                                                                                                     |                    |                  | абсолютная, МКи                                   | относительная, % | абсолютная, МКи           | относительная, % |          |                 |                  |           |  |
| Радиоактивные благородные газы:<br>в том числе<br>$^{133}\text{Xe}$<br>$^{85\text{m}}\text{Kr}$<br>$^{85}\text{Kr}$ | 10                 | <3               | 9                                                 | <20              | 1                         | 2—3              | <20      | 36              | <80              |           |  |
|                                                                                                                     | 5                  | <4               | 9                                                 | <20              | 1                         | 2—3              | <20      | 35              | <80              |           |  |
|                                                                                                                     | 0,15               | 1,5              | —                                                 | —                | —                         | —                | —        | —               | <80              |           |  |
|                                                                                                                     | —                  | —                | 0,2                                               | <20              | 0,015                     | 2—3              | <20      | 0,7             | <80              |           |  |
| Летучие продукты деления (кроме цезия)<br>в том числе<br>$^{131}\text{I}$<br>$^{132}\text{Te}$                      | 15                 | <2               | <20                                               | <20              | <63                       | <63              | 83       | 17              | 17               |           |  |
|                                                                                                                     | 4,5                | 5                | 7,3                                               | <20              | 22                        | <60              | 80       | 7,3             | 20               |           |  |
|                                                                                                                     | 4                  | 4                | 2,4                                               | <20              | 7,8                       | <65              | 85       | 1,8             | 15               |           |  |
|                                                                                                                     | 1                  | 1                | 4,6                                               | <20              | 16                        | <70              | 90       | 2,3             | 10               |           |  |
| Цезий:<br>в том числе<br>$^{134}\text{Cs}$<br>$^{136}\text{Cs}$<br>$^{137}\text{Cs}$                                | 0,15               | 1                | 1                                                 | <20              | 3,5                       | <70              | 90       | 0,5             | 10               |           |  |
|                                                                                                                     |                    |                  | 2,0                                               | <20              | 7,2                       | <72              | 92       | 0,8             | 8                |           |  |
|                                                                                                                     | 0,3                | 1                | 1,6                                               | <20              | 5,4                       | <67              | 87       | 1,0             | 13               |           |  |
|                                                                                                                     | 8—10               | 0,3—0,4          | 300—600                                           | 20—40            | 800—1100                  | 57—78            | <97      | 30              | 2—3              |           |  |
| Нелетучие продукты деления<br>в том числе<br>$^{90}\text{Sr}$<br>Актиноиды                                          | 0,016—0,02         | 0,3—0,4          | 1—1,5                                             | 20—30            | 3,7—4,2                   | 66—76            | <96      | 0,2             | 4                |           |  |
|                                                                                                                     | 0,25—0,3           | 0,3—0,4          | 70                                                | <80              | 15—16                     | 17—18            | 97—98    | 1,7—2,5         | 2—3              |           |  |

За 100% принята активность радионуклидов в РБМК на 26.04.86 г.

\* За 100% принята активность радионуклидов в РБМК на 26.04.86 г.

На 3-й стадии (02—06.05.86) возрастание выброса радионуклидов определялось в основном перегревом топлива за счет радиоактивного распада продуктов деления до  $T \sim 2500\text{—}2800\text{ К}$ , превышающей исходную (26.04.86). Предполагалось, что вначале, вероятно, резко возрастает доля летучих радионуклидов. В конце этой стадии при наивысшей температуре может иметь место некоторая утечка нелетучих Zr, Nb, Ce (вместе с топливом) наряду с летучими радионуклидами. Можно полагать, что к моменту завершения 3-й стадии из топлива и за пределы энергоблока почти полностью вышли радиоактивные благородные газы, I, Te и Cs, остальные радионуклиды — лишь частично (см. табл. 4). После выделения из топлива значительная часть продуктов деления осаждалась на материалах, находившихся в реакторном блоке, на конструкциях активной зоны и засыпке, сброшенной с вертолетов в здание аварийного энергоблока. В тот период предполагали, что засыпка ослабила выброс иода в 1,5—2 раза, цезия — в 2—2,5 раза. (Анализ состояния засыпки в аварийном блоке, выполненный в последние годы, не дал бесспорного подтверждения этому предположению.)

Последняя 4-я стадия (позднее 06.05.86) должна была наступить после стабилизации, при постепенном снижении температуры основной массы топлива разрушенного реактора и резком снижении выброса радионуклидов. Эта гипотеза базировалась на активационной модели и результатах экспериментов, выполненных в ИАЭ им. И.В. Курчатова задолго до аварии, которые показали, что скорость утечки продуктов деления при нагреве топлива может быть в  $10^2\text{—}10^4$  раз выше, чем при стабильной температуре или ее снижении.

На всем протяжении развития аварии эксперты уточняли характеристики стадий и динамику выброса. Этот анализ базировался на результатах дозиметрических измерений на территории АЭС и прилегающей местности, определении радионуклидного состава выброса по итогам гамма-спектрометрических исследований проб воздуха и выпадений. Пробы аэрозолей отбирали на фильтры над реактором с помощью вертолетов, пробы почвы — на местности в соответствии с розой ветров, характерной для различных стадий, из зон с наименьшими искажениями за счет наложений выброса. Предполагали, что в зоне максимальных отложений по следу это искажение является наименьшим. (Для дальних проб можно было ожидать возрастания относительной доли летучего компонента за счет фракционирования продуктов деления в процессе длительного переноса.) В частности, для 1-й стадии выброса предпочтительными были признаны данные для основного следа (г. Припять, район «рыжего» леса) и дальних выпадений (Великобритания, Швеция, Финляндия, Ленинградская АЭС, г. Плавск). Для 2-й стадии предпочтительными были пробы аэрозолей и почв, отобранные по южному и юго-западному направлениям.

Предполагалось, что на первых двух стадиях термохимические процессы окисления и карбидизации  $\text{UO}_2$ , приводящие к выделению продуктов деления из топлива, не играют определяющей роли. Первый — из-за конкурирующего процесса окисления графитовой кладки и циркония в условиях недостатка кислорода, второй — из-за относительно низкой температуры топлива.

На 3-й стадии наиболее достоверную информацию давали  $\gamma$ -спектрометрические анализы проб аэрозолей. Было рекомендовано, учитывая направления ветров предшествующего периода, пробы выпадений отбирать в районах, которые находятся вне следа, выпавшего 26.04.86.

Для оценки активности и динамики выброса на этой стадии продолжали анализировать карты штаба гражданской обороны, содержащие результаты измерения мощности экспозиционной дозы  $\gamma$ -излучения вблизи АЭС. Эти данные (см. табл. 3) подтвердили наличие второго выброса, превышающего по активности первый.

После 06.05.86 в ИАЭ им. И.В. Курчатова начали поступать первичные карты аэрогаммасьемок, проводимых Госкомгидрометом, которые позволили проинтегрировать выпадения по загрязненной территории и оценить активность радионуклидов,

выпавших в различных регионах страны (табл. 5). В этот период были также получены результаты анализов из Финляндии, Швеции и Великобритании, давшие дополнительную информацию о выпадениях за рубежом, были выполнены первые анализы состава выпадений за пределами зоны АЭС (в городах Брагин, Радин, Плавск и др.), методом флотации выделены первые горячие частицы, проанализирован их состав и определено остаточное содержание  $^{85}\text{Kг}$  в диспергированном топливе. Это позволило уточнить температуру топлива при взрыве (Г.В. Момот, А.А. Хрулев), которая коррелировала с первоначальными предположениями. Кроме того, были выполнены оценки возможности количественного определения топлива по результатам измерений дозовых полей и область применимости такой методики. По этим данным в зоне реактора можно было идентифицировать 5—10 т  $\text{UO}_2$  (А.В. Хрусталеv, А.А. Хрулев).

Т а б л и ц а 5. Активность радионуклидов, выпавших в отдельных регионах (оценено по результатам измерений в первые дни мая 1986 г. [2, 3]), МКи

| Регион                                                    | Дата измерения |       |       |       | Плотность выпадений, Ки/км <sup>2</sup> |
|-----------------------------------------------------------|----------------|-------|-------|-------|-----------------------------------------|
|                                                           | 10.05          | 11.05 | 12.05 | 13.05 |                                         |
| Белоруссия—Западная Украина                               | 18,4           | 14,5  | 12,2  | 16,0  |                                         |
| в том числе                                               |                |       |       |       |                                         |
| Киев—Мозырь                                               | 14,5           | 10,5  | 8,5   | 11,5  | 20—600                                  |
| Гомель—Могилев                                            | 0,6            | 1,3   | 0,7   | 1,2   | 20—70                                   |
| Пинск—Брест                                               | 0,8            | 0,4   | 0,5   | 0,4   |                                         |
| Центральная нечерноземная зона—Восточная Украина—Поволжье | 3,5            | 3,0   | 2,0   | 2,5   |                                         |
| в том числе                                               |                |       |       |       |                                         |
| Калуга—Тула—Астрахань                                     | 2              | 1,4   | 0,5   | 0,9   | 20—50                                   |
| Кавказ                                                    |                |       |       |       |                                         |
| в том числе                                               |                |       |       |       |                                         |
| Батуми—Туапсе                                             |                |       | 1     | 1     | До 20                                   |
| Минеральные воды                                          |                |       | 0,12  | 0,1   | До 6                                    |
| Армения                                                   |                |       |       | 0,01  | До 3                                    |
| Прибалтика                                                |                |       | 0,2   |       |                                         |
| Ленинград—Таллинн                                         |                |       | 0,2   | 0,15  |                                         |
| Мурманск                                                  |                |       |       | 0,03  |                                         |

По данным о региональных загрязнениях были сделаны консервативные оценки возможных дозовых нагрузок на население (О.Я. Шах). Доза оказалась завышенной, но из нее следовала необходимость применения мер защиты населения не только в зоне АЭС, но и в других областях страны.

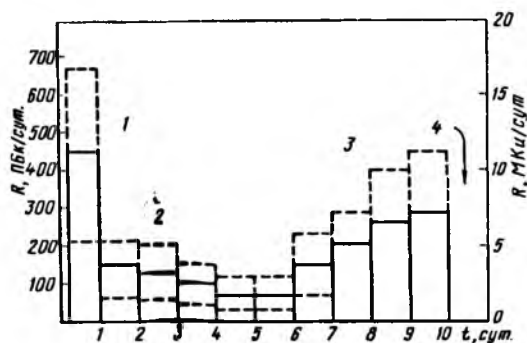
После 06.05.86 выброс радионуклидов из аварийного энергоблока резко уменьшился и далее продолжал медленно снижаться. В этот период состав выброса контролировали только по результатам анализа проб аэрозолей, отобранных над разрушенным реактором и вблизи АЭС (табл. 6). Эти данные свидетельствовали, что единичные пробы дают только качественное представление о радионуклидном составе, но не о выбросе в целом. Важно отметить, что по этим данным теллур обладает немного меньшей летучестью, чем йод и цезий. Достаточно летучи также барий и лантан, которые ранее считались почти нелетучими до достаточно высокой температуры. То же относилось к рутению, выход которого особенно резко возрастает при сильном окислении за счет возникновения летучего  $\text{RuO}_4$ . Анализ накопленной информации позволил сделать предварительный, а затем окончательный вывод, что резкое снижение мощности выброса радионуклидов из разрушенного реактора 06.05.86 (рис. 3) обусловлено прекращением горения графита, завершением основных физико-хими-

Т а б л и ц а 6. Относительное содержание радионуклидов по результатам  $\gamma$ -спектрометрического анализа проб аэрозолей, отобранных на фильтры над 4-м блоком в апреле—мае 1986 г. (за единицу принята активность  $^{144}\text{Ce}$ , в числителе — данные [11], знаменателе — [5], в скобках указаны значения для другой пробы, отобранной в тот же день)

| Дата        | $^{95}\text{Zr}$ | $^{103}\text{Ru}$ | $^{106}\text{Ru}$ | $^{132}\text{I}$ | $^{132}\text{Te}$ | $^{134}\text{Cs}$ | $^{137}\text{Cs}$ | $^{140}\text{Ba}$ | $^{141}\text{Ce}$ | Суммарная активность, Бк/м <sup>3</sup> | Примечание                                                                                   |
|-------------|------------------|-------------------|-------------------|------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-----------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------|
| Апрель 28-е | 1,1              | 1,2               | 1,9               | 4,7              |                   | 2,1               | 1,3               |                   |                   | $\sim 1,5 \cdot 10^8$                   | Выброс радионуклидов в основном связан с горением графита                                    |
| 29-е        | 2,1              | 1,3/1,02          | 3/1,8             | 3,5/4,25         | 9,6               | 2,5/5,5           | 6/3,4             | 1,6               | 0,6               | $7,1 \cdot 10^7$                        |                                                                                              |
| Май 1-е     | 0,9              | 0,85              | 1,8               | 22               |                   | 10                | 7                 |                   |                   |                                         | Температура реактора превысила температуру первой стадии аварии                              |
| 2-е         | —/1,3            | 0,8/0,6           | 1,8/0,7           | 26/2             | —/3,8             | 10/2,1            | 7/30              | 1,4               | 0,92              | $10^7$                                  |                                                                                              |
| 3-е         | 0,9/0,5          | 0,8/6,1           | 1,6/12            | 10/52            | /70               | 10/31             | 8/44              | /3,9              | /0,7              | $3 \cdot 10^7$                          |                                                                                              |
| 4-е         | 0,9/1,1          | 1/1,2             | 1,6/0,95          | 4/4,1            | /6,8              | 2,3/2,1           | 2,1/2,7           | /3,2              | /1,0              | $8 \cdot 10^7$                          | Завершилось повышение температуры                                                            |
| 5-е         | 0,9/1,5          | 0,9/1,2           | 5,5/3,3           | 25/2,9           | /6,2              | 10/               | 6/2,6             | /1,6              | /1,1              | $1 \cdot 10^6$                          | Появились высокие окислы рутения — свидетельство начала интенсивного окисления $\text{UO}_2$ |
| 7-е         | 0,9/             | 3,5/              | 7,2/              | 8/               | /                 | 10/               | 6/                |                   |                   |                                         |                                                                                              |
| 8-е         | 0,9/             | 12(23)/           | 18(3,5)/          | 15(110)/         | 50/               | 10(9,1)/          | 6(28)/            | 2,8/              | 1,3/              | $1,5 \cdot 10^4$                        |                                                                                              |
| 9-е         | 0,9/1,02         | 1/4,8             | 2/                | 10/30            | /50               | 10/               | 7/                | /3                | /0,8              | $3 \cdot 10^5$                          |                                                                                              |
| 10-е        | 0,9/             | 1/                | 2/                | 9/               |                   | 10/               | 7/                |                   |                   |                                         |                                                                                              |
| 11-е        | —/1,07           |                   |                   | /25              |                   | —/5,3             | —/3,4             |                   | —/0,91            | $2 \cdot 10^5$                          |                                                                                              |
| 12-е        | —/0,95           | —/10              |                   | —/66             |                   |                   |                   |                   | —/0,85            |                                         |                                                                                              |
| 13-е        | —/1,04           | —/2,3             |                   | —/12             |                   |                   | —/12              |                   |                   | $6 \cdot 10^5$                          |                                                                                              |

Окончание см. на с. 414

| Дата | $^{95}\text{Zr}$ | $^{103}\text{Ru}$ | $^{106}\text{Ru}$ | $^{132}\text{I}$ | $^{132}\text{Te}$ | $^{134}\text{Cs}$ | $^{137}\text{Cs}$ | $^{140}\text{Ba}$ | $^{141}\text{Ce}$ | Суммарная активность, Бк/м <sup>3</sup> | Примечание |
|------|------------------|-------------------|-------------------|------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-----------------------------------------|------------|
| 14-е | 1                | 1(1,3)            | 1,8(0,7)          | 5(4,8)           | (30)/             | 70(1,8)           | 90(2,6)           |                   |                   | $3 \cdot 10^3$                          |            |
| 15-е | 1(1)             | 0,05(1)           | 0,1(1,5)          | 0,3(10)          |                   | 3,3(1,7)          | 3,5(2,8)          | (0,9)             | (1,4)             | (80)                                    |            |
| 16-е | 1,1(1)           | 0,7(0,8)          | 0,9(0,8)          | 0,6(2)           |                   | 4(0,5)            | 5(0,8)            | (0,7)             | 1(1)              | (10 <sup>4</sup> )                      |            |
| 17-е | 9(1,9)           | 1(0,7)            | 1,5(0,6)          | 7(6,4)           |                   | 10(0,75)          | 8(0,95)           | (0,35)            | (1)               | (2 · 10 <sup>2</sup> )                  |            |
| 18-е | 1/3,7            | 1/18,5            | 10                | 7/135            |                   | 50                | 50                |                   |                   |                                         |            |
| 19-е | 2(1,1)           | 1,2(6,2)          | 1,6(5,4)          | 8(41)            |                   | 10(1,6)           | 7(2,7)            | (0,5)             | (1)               | (500)                                   |            |
| 20-е | 1                | 1,2               | 3,6               | 8                |                   | 10                | 7                 |                   |                   |                                         |            |
| 24-е | —/1,4            | —/5,5             |                   | —/23             |                   | —/2,0             | —/3,0             |                   | —/0,7             |                                         |            |



Р и с. 3. Мощность выброса радионуклидов из аварийного энергоблока АЭС [7]: 1 — начальный выброс; 2, 3 — период расхолаживания и разогрева соответственно; 4 — резкий спад (до 2—6 ПБк/сут); — — — — — диапазон неопределенности

ческих реакций в активной зоне, стабилизацией температуры и началом остывания основной части разрушенного реактора.

В соответствии с рабочей гипотезой предполагалось, что возможны дополнительные выбросы, обусловленные нагревом конструкций с осевшими на них продуктами деления либо химическими и технологическими причинами. Был обоснован вывод, что эти дополнительные выбросы не должны существенно изменить суммарный выброс и радиационную обстановку на остальной местности, хотя и могут повлиять на локальные условия вблизи АЭС.

В июне 1986 г. были выполнены дополнительные оценки выпадений в ближней зоне АЭС (Б.Г. Пологих, Ю.В. Сивинцев), уточнившие информацию 1-го периода. По результатам численного интегрирования карт аэрогамма съемки страны и отрывочных сведений о плотности выпадений за рубежом в Правительственную комиссию, работавшую в Чернобыле, и Политбюро ЦК КПСС были представлены заключения, содержавшие значения абсолютного (50 МКв) и относительного (3,5% накопленной активности) выброса радионуклидов из аварийного энергоблока (без учета выброса радиоактивных благородных газов), приведенные к 06.05.86 (Ю.В. Сивинцев, А.А. Хрулев, О.Я. Шах), а также данные количественной оценки распределения топлива в аварийном реакторе (с 50%-ной погрешностью [4, 5]).

В июне 1986 г. продолжался анализ состава радиоактивных выпадений из различных регионов страны. Были выполнены первые эксперименты по оценке температуры и характера взаимодействия топлива с бетоном и почвой, а также температурной зависимости удержания цезия засыпкой (В.П. Авдеев, А.Д. Плехов, Г.В. Момот, И.В. Закржевская, А.А. Хрулев). Разработана упрощенная физическая

модель нагрева топлива с учетом утечки и переноса энергии продуктами деления, выполнены расчеты динамики выброса и температуры топлива (А.А. Веденов, О.П. Иванов, А.А. Хрулев). Эти исследования показали, что максимальная температура топлива не превосходила  $T_{пл}$  и повышалась до 2750—2900 К лишь кратковременно. На этой основе был дан прогноз, согласно которому не следует ожидать разрушения основания здания («разрушение не очевидно»).

В июне 1986 г. из Правительственной комиссии была направлена в Политбюро ЦК КПСС докладная записка, в которой решение о реэвакуации населенных пунктов предлагалось принимать на основе оценок дозы внутреннего облучения за счет  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , а не только мощности экспозиционной дозы  $\gamma$ -излучения (Ю.В. Сивинцев, Р.Ф. Разуванов, В.И. Матвиенко). Этот документ сыграл решающую роль в отмене планов реэвакуации большого числа населенных пунктов.

В июле 1986 г. были окончательно сформулированы данные об активности, составе и динамике аварийного выброса радионуклидов, которые вошли в доклад, представленный советскими экспертами в МАГАТЭ [7]. Результаты оценок состава и активности выброса из аварийного реактора, которые включены в итоговый документ МАГАТЭ, представлены на рис. 3 и в табл. 7.

Т а б л и ц а 7. Оценка (с погрешностью 50%) радионуклидного состава аварийного выброса [6, 7]  
(за 100% принята активность радионуклида в топливе РБМК на 25.04.86)

| Радионуклид*      | Активность выброса     |                        | Относительная, % |
|-------------------|------------------------|------------------------|------------------|
|                   | Абсолютная, МКи        |                        |                  |
|                   | 26.04.86               | 06.05.86**             |                  |
| <sup>133</sup> Xe | 5                      | 45                     | Возможно, до 100 |
| <sup>85m</sup> Kr | 0,15                   | —                      | То же            |
| <sup>85</sup> Kr  | —                      | 0,9                    | «                |
| <sup>131</sup> I  | 4,5                    | 7,3                    | 20               |
| <sup>132</sup> Te | 4                      | 1,3                    | 15               |
| <sup>134</sup> Cs | 0,15                   | 0,5                    | 10               |
| <sup>137</sup> Cs | 0,3                    | 1,0                    | 13               |
| <sup>99</sup> Mo  | 0,45                   | 0,3                    | 2,3              |
| <sup>95</sup> Zr  | 0,45                   | 3,8                    | 3,2              |
| <sup>103</sup> Ru | 0,6                    | 3,2                    | 2,9              |
| <sup>106</sup> Ru | 0,2                    | 0,16                   | 2,9              |
| <sup>140</sup> Ba | 0,5                    | 4,3                    | 5,6              |
| <sup>141</sup> Ce | 0,4                    | 2,8                    | 2,3              |
| <sup>144</sup> Ce | 0,45                   | 2,4                    | 2,8              |
| <sup>89</sup> Sr  | 0,25                   | 2,2                    | 4,0              |
| <sup>90</sup> Sr  | 0,015                  | 0,22                   | 4,0              |
| <sup>238</sup> Pu | 0,1 · 10 <sup>-3</sup> | 0,8 · 10 <sup>-3</sup> | 3,0              |
| <sup>239</sup> Pu | 0,1 · 10 <sup>-3</sup> | 0,8 · 10 <sup>-3</sup> | 3,0              |
| <sup>240</sup> Pu | 0,2 · 10 <sup>-3</sup> | 1 · 10 <sup>-3</sup>   | 3,0              |
| <sup>241</sup> Pu | 0,02                   | 0,14                   | 3,0              |
| <sup>242</sup> Pu | 0,3 · 10 <sup>-6</sup> | 2 · 10 <sup>-6</sup>   | 3,0              |
| <sup>242</sup> Cm | 0,3 · 10 <sup>-2</sup> | 2,1 · 10 <sup>-2</sup> | 3,0              |
| <sup>239</sup> Np | 2,7                    | 1,2                    | 3,2              |

\* Данные получены по результатам гамма-спектрометрических анализов.

\*\* Суммарный выброс к 06.05.86.

\* Данные получены по результатам гамма-спектрометрических анализов.

\*\* Суммарный выброс к 06.05.86.

Следует особо отметить, что при анализе фракционирования радионуклидов с нормированием по  $^{144}\text{Ce}$  до осени 1986 г. использовались расчеты состава радионуклидов в топливе АЭС, подготовленные в конце апреля 1986 г. (В.Д. Фоменко, А.А. Хрулев). Сопоставление этих данных с результатами более детальных расчетов, опубликованных в 1990 г. [10], свидетельствует, что они хорошо согласуются (табл. 8).

Т а б л и ц а 8. Относительная и абсолютная активность основных дозообразующих радионуклидов, накопленных в топливе в момент аварии

| Радионуклид       | $K_{\phi}$ , отн. ед. | Активность, ПБк       |                        |
|-------------------|-----------------------|-----------------------|------------------------|
|                   |                       | по данным 1986 г. [6] | по данным 1990 г. [10] |
| $^{89}\text{Sr}$  | 0,56                  | 2,1                   | 2,33                   |
| $^{90}\text{Sr}$  | 0,05                  | 0,19                  | 0,23                   |
| $^{95}\text{Zr}$  | 1,25                  | 4,6                   | 4,8                    |
| $^{99}\text{Mo}$  | 1,36                  | 5,1                   | 5,9                    |
| $^{103}\text{Ru}$ | 1,3                   | 4,7                   | 4,8                    |
| $^{106}\text{Ru}$ | 2,8                   | 0,97                  | 0,86                   |
| $^{131}\text{I}$  | 0,83                  | 3,1                   | 3,2                    |
| $^{132}\text{Te}$ | 1,1                   | 4,1                   | 2,7                    |
| $^{134}\text{Cs}$ | 0,05                  | 0,176                 | 0,153                  |
| $^{137}\text{Cs}$ | 0,077                 | 0,28                  | 0,26                   |
| $^{140}\text{Ba}$ | 1,25                  | 4,6                   | 5,0                    |
| $^{141}\text{Ce}$ | 1,47                  | 5,5                   | 5,6                    |
| $^{144}\text{Ce}$ | 1,00                  | 3,7                   | 3,7                    |

В заключение необходимо отметить, что в мае—июле 1986 г. при расчетно-экспериментальном обосновании активности и динамики выброса в ИАЭ им. И.В. Курчатова было выпущено около 20 документов, в подготовке которых наряду с авторами настоящей статьи активное участие приняли В.П. Авдесев, И.В. Закржевская, Г.В. Момот, В.А. Сысоев, А.Ф. Усатый, А.Н. Федосеенков, В.Д. Фоменко, О.Я. Шах, которым авторы статьи выражают свою признательность за помощь в те трудные дни.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сивинцев Ю.В., Хрулев А.А., Шах О.Я. Оценка радиоактивного выброса при аварии на 4-м блоке ЧАЭС и прогноз мощности и суммарной активности выброса до 14.05.86. Справка, ИАЭ, май 1986.
2. Хрулев А.А. О радиационных выбросах продуктов деления на территории страны за период с 6.05 по 13.05.86. Справка, ИАЭ, май 1986.
3. Хрулев А.А., Шах О.Я. Предварительный анализ выброса радиоактивности за пределы аварийного блока ЧАЭС и возможные долгосрочные радиационные последствия. Справка, ИАЭ, июнь 1986.
4. Сивинцев Ю.В. Оценка суммарной активности выброса радионуклидов из 4-го блока. Справка, Чернобыль, июнь 1986.
5. Величина и состав радиоактивного выброса. Справка, ИАЭ, июнь 1986.
6. Хрулев А.А. Оценка величины и состава радиоактивного выброса на ЧАЭС. (Основные особенности методики анализа). Отчет ИАЭ, июль 1986.
7. Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия. Информация, представленная советскими экспертами в МАГАТЭ, июль 1986.
8. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. М.: Энергоатомиздат, 1983.
9. Ponomarev-Stepnoy N.N., Khroulev A.A. Release of fission products from high temperature fuel materials. Paper presented at 3rd Intern. Conf. on Thermionic Electrical Power Generation, Julich (FRG), 1972.
10. Беляев С.Т., Боровой А.А., Бурлаков Е.В. и др. Топливо реактора 4-го блока ЧАЭС: Препринт ИАЭ-5268, 1990 г.

11. Dobrunin Yn.L., Khramtsov P.B. Data verification methodology and new data of Chernobyl source term. — Radiation Protection Dosimetry, 1993, v. 50, № 2—4, p. 307—310.
12. Международный Чернобыльский проект, технический доклад IAEA, 1992.
13. Павлюк Ф.И., Мясоедов Б.Ф. Плутоний в почвах. — Природа, 1991, № 5, с. 57—61.

Поступила в Редакцию 21.02.95

УДК 621.039.526:621.039.004

## ОСТАТОЧНАЯ РАДИОАКТИВНОСТЬ МАТЕРИАЛОВ ПРИ СНЯТИИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЭКСПЛУАТАЦИИ

*Усанов В.И., Цикунов А.Г., Троянов М.Ф., Каграманян В.С.,  
Попов Э.П., Маркелов П.И. (ГНЦ РФ—ФЭИ)*

**Радиационная и экологическая безопасность при снятии с эксплуатации ЯЭУ**  
Характерной особенностью ЯЭУ является образование большого количества радиоактивных материалов к моменту прекращения работы. Необходимость обращения с ними при снятии с эксплуатации и экологически безопасного захоронения ставит некоторые трудно разрешимые задачи. Все более очевидно, что этап завершения жизненного цикла АЭС и других предприятий ядерной энергетики может существенно повлиять на ее безопасность и экономичность, а следовательно, и перспективы дальнейшего развития. Действительно, опыт снятия с эксплуатации блоков небольшой мощности (до нескольких десятков мегаватт) и экспертные оценки показывают, что для энергетических реакторов мощностью более 400 МВт следует ожидать затрат на снятие 200—1500 млн дол. США [1]. Анализ показывает, что не менее половины затрат так или иначе связано с обеспечением радиационной и экологической безопасности [2]. Значение и масштаб проблемы диктует необходимость поиска радикальных средств для ее решения.

Среди множества радионуклидов, накапливающихся в реакторе, целесообразно выделить долгоживущие, определяющие радиационную и экологическую обстановку на площадке и вокруг нее на долгие годы и образующие наиболее опасные радиоактивные отходы. Накопление долгоживущих радионуклидов происходит как в ядерном топливе, так и в других компонентах и системах ЯЭУ. Обычно обращение с топливом выходит за рамки проблемы снятия с эксплуатации.

В отработавших ТВС аккумулируется подавляющая часть активности, поэтому выделение обращения с отработавшим топливом в самостоятельную задачу приводит к тому, что радиационные аспекты снятия с эксплуатации сводятся в основном к обращению с радиоактивными материалами средней и низкой активности. Утилизация и окончательное удаление этих материалов также сопряжены с серьезными трудностями из-за жестких требований, предъявляемых обществом к экологии, и их большого объема. Оценки, приведенные в работе [1] для 15 тепловых реакторов разных типов электрической мощностью от 400 до 1000 МВт, показали, что количество отходов, не связанных с топливом, составит от 4 до 40 тыс. т, причем затраты на снятие с эксплуатации зависят не столько от типа реактора или его мощности, сколько от количества радиоактивных отходов, требующих долговременного хранения. В БН-600 общее количество отработавшего топлива за все время эксплуатации составит около 400 т, в то время как ожидаемое количество других радиоактивных отходов превысит эту цифру как минимум в 10 раз.

Для нетопливных компонентов ЯЭУ количество образующейся наведенной активности, как известно, зависит от некоторых, в принципе, управляемых параметров: химического состава материалов, спектра облучения и др. В некоторых пределах разработчик АЭС имеет возможность уменьшения суммарной активности долгоживущих радионуклидов и количества радиоактивных отходов за счет выбора малоактивируемых