

**ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ СССР
ПО НАУКЕ И ТЕХНИКЕ**

АКАДЕМИЯ НАУК СССР

**ВСЕСОЮЗНЫЙ ИНСТИТУТ НАУЧНОЙ И ТЕХНИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ
(В И Н И Т И)**

НОВОСТИ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия. Атомная энергетика

Реферативный сборник

Выпуск 6

Идет с 1962 г.

Москва 1989

Выходит 12 раз в год

89.6.5. Вероятностные критерии безопасности АЭС

В настоящее время безопасность АЭС обеспечивается и обосновывается главным образом с помощью детерминистского подхода, который включает ряд фундаментальных принципов, относящихся к размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и техническому обслуживанию АЭС, а также к

управлению при аварии и противоаварийному планированию. Однако опыт показывает, что несмотря на все предусмотренные в рамках детерминистского подхода меры, не исключено возникновение тяжелых аварий с плавлением активной зоны реактора и радиоактивным выбросом. Общепринятым методом количественной оценки потенциальной опасности тяжелых аварий на АЭС является вероятностный анализ безопасности, который успешно дополняет детерминистский подход и в ряде стран уже применяется при лицензировании АЭС.

Такой подход требует разработки вероятностных критериев безопасности (ВКБ) АЭС и использования их в качестве нормативных. Несколько стран уже применяют ВКБ при анализе проблем, влияющих на безопасность, на стадии проектирования, лицензирования и эксплуатации АЭС. Другая группа стран в настоящее время обсуждает основные концепции и условия применения ВКБ.

Уровни вероятностных критериев безопасности

Уровень ВКБ	Уровень вероятностного анализа безопасности	Объект нормирования
Компоненты безопасности Системы безопасности Функции безопасности Исходные события	Уровень 0 (исследования надежности)	АЭС
Аварийные последовательности	Уровень 1	То же
Плавление активной зоны Характеристики защитной оболочки	Уровень 2	»
Большой радиоактивный выброс Индивидуальный риск Коллективный риск Экономические критерии	Уровень 3	Население, окружающая среда

Спектр вероятностных показателей безопасности, для которых задаются критериальные значения, достаточно широк. Для вероятностного анализа безопасности каждого уровня* существует свой набор ВКБ (см. таблицу), среди которых различают качественные и количественные ВКБ.

* Вероятностный анализ безопасности уровня 0 включает исследование надежности систем и оборудования АЭС. Определение уровней 1, 2 и 3 приведено в ННТ, сер. «Атомная энергетика», 1989, № 2, с. 24—35.

Качественные ВКБ

Для нормирования воздействия на здоровье населения последствий тяжелых аварий предложены следующие качественные ВКБ:

— отдельные лица среди населения не должны испытывать значительного дополнительного риска;

— общество не должно испытывать значительного дополнительного риска;

— риск от АЭС не должен быть выше риска от применяемых конкурирующих технологий;

— риск от аварий не должен быть выше риска от нормальной эксплуатации.

Дополнительно к вышперечисленным ВКБ используют следующие качественные критерии на уровне АЭС:

— должна существовать разумная гарантия, что на существующих АЭС не произойдет тяжелой аварии с плавлением активной зоны ядерного реактора за весь срок их службы;

— отдельные категории аварийных последовательностей не должны вносить доминирующий вклад в вероятность серьезного повреждения активной зоны;

— отдельные системы безопасности не должны вносить значительный вклад в вероятность повреждения активной зоны.

Последние два критерия нацелены на создание хорошо сбалансированной АЭС. Остальные качественные ВКБ устанавливают принципы, на основании которых могут быть получены количественные ВКБ.

Количественные ВКБ для вероятностного анализа безопасности уровня 3

Основные усилия при разработке ВКБ на этом уровне сконцентрированы на нормировании индивидуального риска. ВКБ для коллективного риска пока используются только в Нидерландах, а экономические ВКБ не применяют ни в одной стране. При разработке ВКБ для вероятностного анализа безопасности уровня 3 должны быть учтены различные эффекты, влияющие на здоровье населения. Они могут нормироваться отдельно или совместно с помощью весовых коэффициентов.

Количественный ВКБ индивидуального риска смерти определяют на основании качественных критериев, приведенных выше. Его значение, как правило, менее или равно $1 \cdot 10^{-6}$ 1/реакторо-год или 1/АЭС. Такой ВКБ может быть выражен с помощью вероятности неблагоприятных эффектов для здоровья на 1 реакторо-год или с помощью вероятности облучения определенным уровнем дозы.

В первом случае с большой тщательностью должно быть определено, какие последствия учитываются (быстрый летальный исход, смерть вследствие раковых заболеваний или одновременно то и другое), какие лица выбираются для критериальной оценки (например, усредненные по ряду параметров), на каком расстоянии от АЭС определяется ВКБ.

В США Комиссия по регулированию ядерной деятельности (NRC) установила, что риск быстрой смерти усредненного индивидуума вблизи АЭС от тяжелой аварии не должен превышать 0,1% суммарного риска быстрой смерти от других аварий, воздействию которых могут подвергнуться граждане США. При этом усредненный индивидуум вблизи АЭС определен как усредненный биологически (по возрасту и другим факторам риска) и проживающий в пределах 1 мили от границы площадки АЭС, т. е. в данном случае нормируется средний индивидуальный риск жителей в непосредственной близости от АЭС. Он равен $5 \cdot 10^{-7}$ 1/год.

В Нидерландах считается недопустимым индивидуальный риск, превышающий $1 \cdot 10^{-6}$ 1/АЭС·год, а приемлемым — ниже $1 \cdot 10^{-8}$ 1/АЭС·год. При значении индивидуального риска, находящемся в диапазоне между этими двумя предельными значениями, желательно проведение мероприятий, снижающих его. Такие критерии установлены на основании оценок, полученных в стране для группы наименьшего риска, в которую входят дети в возрасте 10—14 лет. Они имеют индивидуальный риск смерти $1 \cdot 10^{-4}$ 1/год, и аварии на АЭС не должны превышать его более чем на 1%. При оценках учтены и отдаленные эффекты для здоровья.

В Великобритании при общественном обсуждении безопасности строящейся АЭС Sizewell-B признан допустимым уровень индивидуального риска смерти от аварии на АЭС, равный $1 \cdot 10^{-6}$ 1/год.

Преимущество использования вероятности получения определенной индивидуальной дозы в качестве ВКБ заключается в отдельном определении двух случайных величин: вероятности получения человеком определенной дозы и условной вероятности смерти при получении этой дозы*. В Аргентине этот ВКБ задается в виде предельной линии (рис. 1), причем каждая точка этой критериальной кривой эквивалентна индивидуальному риску $1 \cdot 10^{-7}$ 1/реакторо-год. Так как предельная линия не может быть интегрирована, необходимы дополнительные условия,

* Следует отметить, что опубликованные недавно в Великобритании исследования последствий ядерных бомбардировок Хиросимы и Нагасаки в 1945 г. сделали сомнительными принятые Международной комиссией по радиационной защите коэффициенты риска смерти при облучении человека. На основании новых оценок предлагается увеличить эти коэффициенты в 2—3 раза.

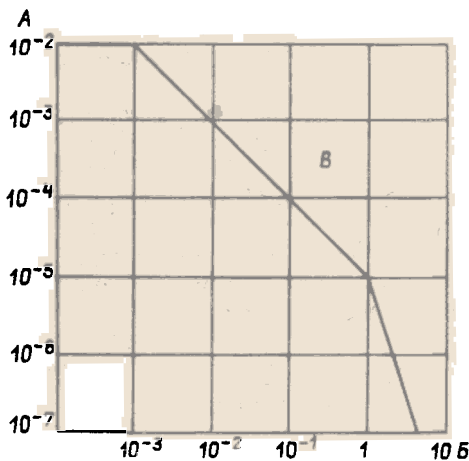


Рис. 1. Критерий для частоты облучения различными дозами (Аргентина):

А — вероятность возникновения в год; Б — эквивалентная эффективная доза, З в; В — неприемлемо

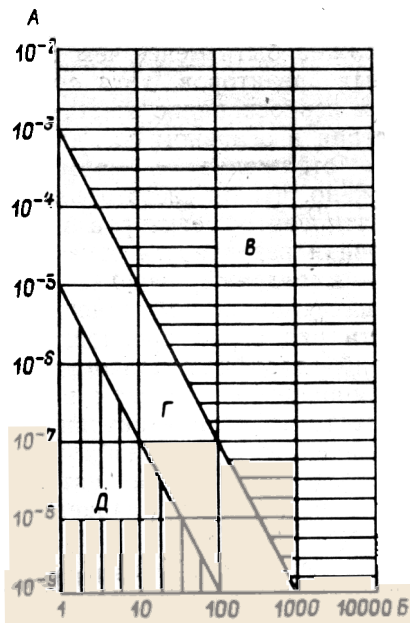


Рис. 2. Критерий для коллективного риска быстрой смерти (Нидерланды):

А — группа риска; Б — число людей; В — неприемлемо; Г — желательно снижение; Д — приемлемо

ограничивающие полный индивидуальный риск. Эта проблема может быть решена с помощью гистограмм для вероятности аварий, приводящих к определенным уровням доз (предложено в Канаде).

Что касается использования показателей коллективного риска в качестве ВКБ, то, несмотря на многолетнее обсуждение этого вопроса, он используется только в одной стране. На рис. 2 показаны принятые в Нидерландах области допустимого и недопустимого коллективного риска, а также область, где желательно осуществление мероприятий по его снижению. Очевидно, что подходы к нормированию индивидуального и коллективного риска в этой стране схожи.

Количественные ВКБ на уровне АЭС

(Для вероятностного анализа безопасности уровня 1)

Наивысшие в иерархии ВКБ на уровне АЭС тесно связаны с ВКБ, нормирующими воздействие на здоровье населения. Последние ограничивают, например, вероятность большого радиоактивного выброса. В США принято, что средняя частота крупного радиоактивного выброса в окружающую среду вследствие аварии на АЭС должна быть менее чем 1 за 1 000 000 лет эксплуатации ядерных реакторов, хотя существует мнение, что этот ВКБ является необоснованно жестким. Практика и предложения других стран в основном согласуются с таким подходом. Это нашло отражение в нормах, рекомендованных МАГАТЭ. Предложено, чтобы частота плавления активной зоны для вновь проектируемых реакторов была менее $1 \cdot 10^{-5}$ 1/реакторо-год, а условная вероятность отказа защитной оболочки при этом событии — в среднем менее 0,1.

Для проектирования хорошо сбалансированной АЭС с точки зрения безопасности ряд стран предложили ограничить вклад отдельных категорий аварийных последовательностей (которые могут быть сгруппированы по классам исходных событий аварии) в полную частоту плавления активной зоны или радиоактивного выброса значением 10%. Необходимо также согласование подхода к вопросам определения категорий аварийных последовательностей, перечня рассматриваемых исходных событий аварии (особенно для внешних событий), понятий плавления (разрушения) активной зоны и большого радиоактивного выброса. Последнее понятие определено в нормативной документации США. Здесь большим выбросом считается такой, который приводит хотя бы к одной быстрой смерти. В Великобритании большим радиоактивным выбросом предложено считать выброс, вызывающий дозы облучения населения не менее 100 мЗв в радиусе 3 км.

ВКБ для функций или систем безопасности

ВКБ этого уровня не связаны явно с ВКБ, нормирующими безопасность АЭС в целом, например с риском или вероятностью плавления активной зоны реактора. Для их разработки используются следующие способы.

ВКБ верхнего уровня экспертно разлагают на ряд составляющих его критериев для функций или систем безопасности. Однако сложные взаимные зависимости между функциями или системами делают затруднительной выработку для них оптимального набора ВКБ. Ситуацию усложняет также необходимость учета неопределенностей.

ВКБ для функций и систем безопасности рассматриваемой АЭС принимаются на основании сравнения ее с подобным проектом, анализ которого уже тщательно проведен детерминистскими и вероятностными методами и который признан безопасным. Такой подход может быть полезен, когда требуется оценить ограниченные изменения схем или эксплуатационных процедур.

При любом подходе важно точно определить границы функций/систем безопасности, в особенности когда анализируются обеспечивающие системы безопасности.

Критерии этого уровня имеют важное практическое значение. На предэксплуатационной фазе, включающей проектирование, сооружение и лицензирование АЭС, они обеспечивают наиболее эффективный путь создания экономичной и безопасной АЭС, а также уменьшение сроков ее лицензирования. В период эксплуатации набор этих ВКБ служит следующим целям:

- текущему контролю показателей безопасности АЭС;
- оптимизации регламента эксплуатации АЭС в части пределов безопасной эксплуатации и периодичности технического обслуживания систем;
- проверке эффективности мероприятий по модернизации АЭС.

Учет неопределенностей при нормировании

Основным препятствием на пути практического использования ВКБ является неопределенность результатов вероятностного анализа безопасности АЭС. Возможный путь его преодоления заключается в использовании доверительных интервалов. Наиболее практичный и перспективный подход основан на комбинации вероятностных и детерминистских методов. Для реализации этого подхода необходимы:

- стандартизация методов анализа неопределенностей;

— выявление причин, приводящих к появлению значений случайной величины, превышающих ВКБ;

— устранение этих причин или проектирование соответствующих защитных средств на основании детерминистских принципов.

Г. В. Токмачев

1. Nucl. Power Perform. and Safety: Proc. Int. Conf.; Vienna, 28 Sept.—2 Oct., 1987. Vol. 4.— Vienna, 1988.— С. 27—41.
2. Nucl. Safety.— 1988.— 29, № 1.— С. 6—28.
3. Atom.— 1987.— № 372.— С. 16—17.
4. Atom.— 1988.— № 379.— С. 8—11.
5. Nucl. Eng. Int.— 1988.— 33, № 402.— С. 2.
6. Ibid.— № 405.— С. 12—13.