

NUCLEAR POWER:
MYTH AND REALITY



Ядерна енергія: міф і реальність
№ 2, грудень 2005р. Українська версія

Ризики ядерних реакторів
АВТОР ЕНТОНІ ФРОГГАТТ

Фонд Генріха Бьоля (Heinrich Böll Stiftung)

Тематичне дослідження, No. 2:
Ентоні Фроггатт
© Фонд Генріха Бьоля 2005.

Всі права застережені.
Спільна публікація з WISE (Світова інформаційна служба з питань енергії - *прим. перекл.*)

Ця публікація не обов'язково відображає погляди Фондації Генріха Бьоля (Heinrich Böll Foundation).

Вступ

Цей звіт ґрунтується виключно на звіті Грінпіс Інтернешнл «Ризики, пов'язані з ядерними реакторами, небезпека експлуатації ядерної технології у XXI столітті», опублікованому у квітні 2005р. Наведені тут розділи містять огляд характеристик і недоліків, притаманних основним типам конструкцій експлуатованих на сьогодні реакторів, і обговорюють "старіння" діючих реакторів; третя частина містить огляд загрози тероризму, спрямованого на атомну енергетику.

Основні висновки цього звіту такі:

- Усі експлуатовані нині реактори мають дуже серйозні недоліки у системах безпеки, і ці недоліки неможливо виправити оновленням систем безпеки;
- Масштабна аварія на легководному реакторі – більшість реакторів є саме такими – може спричинити до радіоактивних викидів, еквівалентних кільком Чорнобилям, або 1 000 атомних бомб;
- Проектовані нові лінії реакторів подаються як в основному безпечні. Але окрім власних специфічних проблем з безпекою, ці нові реактори вимагають величезних коштів на розробку, з непевними результатами;
- Середній вік існуючих реакторів складає близько двадцяти одного року, і багато країн планують експлуатувати існуючі реактори і після закінчення передбаченого конструкцією терміну експлуатації. Це приводить до деградації критичних елементів і зростання кількості серйозних аварій. Механізми деградації матеріалів унаслідок старіння погано вивчені і їх дію важко передбачити;
- Дерегуляція (лібералізація) ринків електроенергії змусила енергогенеруючі компанії зменшити інвестиції, пов'язані з безпекою, і обмежити чисельність персоналу. Енергогенеруючі компанії також підвищують експлуатаційні параметри реакторів, збільшуючи тиск у реакторі, робочу температуру та ступінь згорання палива. Це прискорює старіння і зменшує запас безпеки. Регуляторні органи атомної енергетики не завжди спроможні впоратися з цим новим станом речей;
- Неможливо достатньо захистити реактори від загрози тероризму. Крім падіння великого літака на реакторний корпус, існує кілька інших сценаріїв, які можуть мати катастрофічні наслідки.

1. Типи промислових реакторів та їх недоліки

На початку 2005 року існував 441 ядерний енергоблок. Енергоблоки зосереджені у 31 країні. Хоча існують десятки проектів реакторів різної потужності, всі існуючі та розроблювані реактори можна віднести до одного з чотирьох широких класів:

Реактори I покоління – прототипні промислові реактори, розроблені у 1950-х та 1960-х роках. Це видозмінені та збільшені моделі військових реакторів, які використовувались на підводних човнах чи виробляли плутоній.

Реактори II покоління – переважна більшість промислових реакторів у світі належать до цього класу.

Реактори III покоління споруджуються в деяких країнах, зокрема в Японії.

Нарешті, реактори IV покоління розробляються з прицілом на промислове використання через двадцять-тридцять років.

I покоління

Ранні радянські реактори ВВЕР 440-230 відносяться до I покоління. Теплоносієм у цих реакторах є вода під тиском. Їх конструкція в загальних рисах така ж сама, як і конструкція найбільш розповсюджених на сьогодні реакторів PWR (див. реактори II покоління), але реактори ВВЕР 440-230 мають значні й поважні конструкційні недоліки. Через це G8 (велика вісімка) та ЄС вважають, що з економічної точки зору ці реактори неможливо довести до прийнятного рівня безпеки. Усі реактори цього типу, які експлуатуються в Центральній Європі, будуть закриті до 2010 року, але ті, що знаходяться у Росії, імовірно, експлуатуватимуться і далі. Особливу тривогу викликає відсутність у цих реакторах системи вторинного утримання й адекватної системи аварійного охолодження активної зони.

Крім ВВЕР 440-230, з реакторів I покоління досі експлуатуються лише реактори Magnox у Великобританії – реактори на природному урані з графітовим заповільнювачем та газоподібним теплоносієм. Питома потужність у реакторах Magnox дуже мала, тому їх активні зони мають дуже великі розміри. В першому контурі цих реакторів теплоносієм є вуглекислий газ.

Активна зона цих реакторів знаходиться всередині великого герметичного корпусу. У деяких реакторах Magnox ці корпуси зроблені зі сталі застарілих марок і пошкоджені корозією. Ці проблеми ускладнені тепловим старінням і деградацією матеріалів унаслідок зростання крихкості під дією нейтронного потоку.

Крихке руйнування герметичного корпусу може привести до повної втрати теплоносія з першого контуру, і, можливо, до великих радіоактивних викидів. З цієї та інших причин, частина станцій на реакторах Magnox вже закриті, але інші працюватимуть до 2010 року, при цьому загальний термін їх експлуатації складе сорок років.

Ці реактори не мають системи вторинного утримання, яка захищає активну зону від зовнішніх впливів і допомагає локалізувати радіоактивність у випадку аварії активної зони, тому ці реактори мають високий потенціал щодо великих викидів радіоактивності. Старі реактори Magnox слід вважати особливо небезпечними з огляду на ці численні недоліки в системах безпеки.

II покоління

Мабуть, найбільш сумнозвісною конструкцією у світі є реактор РБМК, який належить до другого покоління. Це реактор з киплячою водою та графітовим модератором. Реактори цього типу використовувались на Чорнобильській АЕС в Україні, на якій у 1986 році сталася найсерйозніша у світі аварія на цивільному атомному об'єкті. Конструкція цього реактора має ґрунтовні недоліки – реактивність зростає при збільшенні об'єму пари, а активна зона страждає від нестійкості; до того ж, ряд додаткових проблем, зокрема велика кількість каналів (1 693 в РБМК-1000), загострює ці недоліки.

Деякі конструкційні недоліки РБМК були виправлені внаслідок досвіду, набутого у Чорнобилі; внаслідок цього було збільшено ступінь збагачення урану і змінена конструкція керуючих стержнів [Donderer 1996; Butcher 2001]. Але залишились інші проблеми, які з технічних чи економічних причин не вигідно виправляти. Наприклад, лише на двох із дванадцяти досі експлуатованих реакторів цього типу встановлено повністю

незалежні системи вторинного утримання, тому інші десять реакторів не відповідають вимогам Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ)¹ щодо безпеки.

Реактори РБМК також містять більше цирконієвих сплавів, ніж усі інші типи реакторів (приблизно на 50% більше, ніж звичайний ВWR²), і велику кількість графіту (приблизно 1700 тон). Загоряння графіту може істотно ускладнити аварійну ситуацію. Крім того, при високих температурах графіт бурхливо реагує з водою, утворюючи вибухонебезпечний водень.

Руйнування одного каналу в РБМК не обов'язково спричиняє катастрофічні наслідки. Проте велика кількість каналів і труб вимагає відповідної кількості зварних швів, а на системі такого розміру важко проводити профілактичні огляди й обслуговування. Здатність системи утримання РБМК справлятися з підвищенням тиску була покращена, і тепер вона може витримати одночасний розрив до дев'яти каналів. Але якщо після аварії із втратою теплоносія припиниться його потік через якийсь канал, температура може досягти настільки високих значень, що розірвуться аж до сорока каналів. Наслідком може стати катастрофічне руйнування всієї активної зони [Butcher 2001].

Фундаментальні конструкційні вади цих реакторів привели до того, що міжнародна спільнота класифікує ці реактори як «неполіпшувані» і докладає зусиль, щоб закрити їх. Реактори РБМК в Литві та Україні вже закриті або будуть закриті в майбутньому, але незважаючи на це, в Росії ведеться робота по продовженню терміну експлуатації цих реакторів замість того, щоб достроково їх закрити.

Найпоширенішим типом серед промислових реакторів є PWR³. У світі експлуатується 215 реакторів цього типу. Реактори PWR розроблялися як енергетичні установки для військових підводних човнів, тому вони мають менші розміри і вищу потужність порівняно з іншими типами. Через це водний теплоносій у першому контурі має вищу температуру та тиск, ніж в реакторах інших подібних конструкцій. Ці фактори можуть прискорювати корозію елементів реактора; зокрема, доводиться часто міняти парогенератори. Ці реактори працюють на слабо збагаченому урані.

Також існує багата документація щодо проблем із утворенням тріщин навколо ущільнень у кришці герметичного корпусу реактора. Крізь цю кришку проходять труби, які дозволяють опускати в активну зону керуючі стержні і таким чином керувати ланцюговою реакцією. На початку 1990-х у кришках деяких французьких реакторів почали з'являтися тріщини. Було проведене всевітнє розслідування, і схожі проблеми були виявлені на реакторах у Франції, Швеції, Швейцарії і у США. Найсерйозніший відомий випадок стався на реакторі в Девіс Бесе, Огайо, США. Незважаючи на регулярні огляди, тріщина безперешкодно росла приблизно десять років, і коли тріщину було врешті виявлено, вона вже пройшла крізь стінку герметичного корпусу товщиною 160 мм. Лише сталева внутрішня обшивка товщиною 5 мм, яка випнулася під тиском зсередини, врятувала від розгерметизації першого контуру охолодження реактора, найважливішого захисного бар'єру.

Серед усіх промислових типів реакторів PWR має найбільше років досвіду експлуатації. Тим не менше, в цих реакторах виникають нові проблеми. Внаслідок старіння характеристики елементів реактора погіршуються, тому, ймовірно, нові проблеми виникатимуть і надалі.

¹ IAEA, International atomic energy agency

² Boiling Water Reactor - реактор з киплячою водою

³ Pressurized Water Reactor - реактор з водою під тиском

Російські реактори ВВЕР схожі на PWR і за конструкцією, і за історією. Нині у сімох країнах Східноєвропи встановлено 53 таких реактора трьох основних різновидів. Найстаріший різновид – реактор I покоління ВВЕР 440-230, про який вже йшлося вище.

У реакторах 440-213, які відносяться до другого покоління ВВЕР, з'явилась більш ефективна система аварійного охолодження активної зони, яка ще не складає повної системи вторинного утримання, але має систему вловлення викиду радіоактивності при аварії – башту бульбашкової конденсації – хоча вона і не захищає активну зону від зовнішніх подій.

У третій конструкції серії ВВЕР, 1 000-320, конструкція зазнала дальших змін, крім збільшення потужності до 1000МВт, але незважаючи на це, реактори 1 000-320 вважаються менш безпечними, ніж сучасні PWR. Наприклад, після об'єднання Німеччини ВВЕРи всіх поколінь були закриті, а спорудження нових припинене. На обґрунтування цього рішення були наведені і економічні міркування, і побоювання щодо безпеки.

Реактори BWR⁴, які були сконструйовані на основі PWR, є другим по розповсюдженості типом. Модифікації мали за мету спростити конструкцію і підвищити тепловий ККД, залишивши лише один контур охолодження і утворюючи пару прямо в активній зоні. Але ці модифікації не зробили конструкцію більш безпечною. В результаті цей реактор виявляє більшість небезпечних рис PWR, додаючи до них ряд нових проблем. У реакторах BWR і питома потужність в активній зоні, і тиск та температура високі, хоча і дещо нижчі, ніж в PWR. Крім того, трубопроводи в системі аварійного охолодження набагато складніші, а керуючі стержні вводяться в активну зону знизу. Тому система аварійної зупинки не може покладатися на силу тяжіння, як в PWR, і вимагає додаткових активних систем безпеки.

В багатьох BWR спостерігалися серйозні проблеми з корозією. На початку дев'яностих років у кількох німецьких реакторах BWR було виявлено величезну кількість тріщин в трубах, зроблених з матеріалу, що вважався стійким до утворення тріщин під дією навантаження та корозії⁵.

Інша характерна для реакторів BWR проблема проявилася у 2001 році: на енергоблоках Хамаока-1 (Японія) та Брунсбетель (Німеччина) сталися розриви труб. В обох випадках причиною був вибух суміші водню і кисню, яка утворилась при гідролізі теплоносія - води. Якщо вибух водню пошкодить критичні елементи системи захисту і керування реактором та/або утримуючі бар'єри, розвинеться серйозна аварія з катастрофічними викидами радіоактивності (порівнянними з викидами на Чорнобилі).

Наступним по розповсюдженості типом серед експлуатованих нині реакторів є реактор з важкою водою під тиском. Тридцять дев'ять таких реакторів експлуатуються у семи країнах. Канадський реактор CANDU⁶ – основна конструкція цього типу. В ньому використовується паливо з природного (незбагаченого) урану, а теплоносієм і модератором є важка вода. Всередині першого утримуючого корпусу реактора розміщені 390 окремих каналів. Конструкції реактора притаманні деякі ґрунтовні вади, особливо додатній порожнинний коефіцієнт, тобто при втраті теплоносія рівень реактивності зростає. По-друге, через застосування природного урану кількість його в активній зоні істотно збільшується, що може приводити до нестійкостей. Канали, в яких містяться

⁴ Boiling Water Reactor - реактор з киплячою водою

⁵ stress corrosion cracking

⁶ CANadian Deuterium Uranium reactor - канадський дейтерій-урановий реактор

трубки з ураном, зазнають істотного нейтронного опромінення. Канадський досвід показав, що канали поступово деградують і що потрібно проводити дорогі ремонтні роботи, в деяких випадках після лише двадцяти років експлуатації.

Ці та інші експлуатаційні проблеми створили для парку реакторів CANDU величезні економічні проблеми та проблеми з безпекою. У червні 1990 року шість реакторів із десяти найкращих у світі за продуктивністю були реакторами CANDU, чотири із них належали Онтаріо Гідро. Через шість років коефіцієнти використання потужності різко впали з причини, яку технічний журнал назвав «кризою обслуговування». В кінці дев'яностих років експлуатація восьми реакторів з парку CANDU Онтаріо Гідро була призупинена чи припинена на невизначений термін – хоча деякі з них зараз знову працюють.

Поліпшений газовий реактор (AGR⁷) застосовується лише в Об'єднаному Королівстві, і є видозміненою та покращеною версією реактора Magnox. Незважаючи на покращення, деякі проблеми, притаманні попередній версії реактора, залишилися - зокрема відсутність системи вторинного утримання і деградація внаслідок старіння. Зовсім недавно було виявлено тріщини у частині графітових цеглин, які складають активну зону реактора. Вважається, що у разі розповсюдження цієї проблеми по всьому парку реакторів, можливе передчасне їх закриття. [NUCWEEK50_04].

III покоління

III покоління – це так звані «поліпшені реактори», три з яких вже експлуатуються у Японії, а кілька інших споруджуються або проєктуються. Відомо, що розробляється приблизно двадцять різних конструкцій реакторів III покоління [IAEA 2004; WNO 2004a]. Більшість із них – «еволюційні» конструкції; розроблені на основі існуючих реакторів II покоління з деякими модифікаціями, вони не містять кардинальних змін. Інші конструкції представляють більш винахідливі підходи. Згідно Світової Атомної Асоціації [WNO 2004b], реактори III покоління характеризуються:

- стандартизованою конструкцією для кожного типу для прискорення ліцензування, зниження капітальних витрат і скорочення терміну спорудження;
- простішою і надійнішою конструкцією, яку простіше обслуговувати і яка менш вразлива до експлуатаційних проблем;
- більшим коефіцієнтом використання потужності і довшим терміном служби – типовий термін складає 60 років;
- зниженою імовірністю аварій з розплавленням активної зони;
- мінімальним впливом на довкілля;
- більшим ступенем вигорання палива для зменшення об'єму відходів і потреби в паливі;
- використанням поглиначів, що згоряють («отрут»), для подовження терміну служби паливних елементів.

Цілком ясно, що наведені цілі в основному спрямовані на покращення економічних показників. Їх відношення до вищих стандартів безпеки залишається досить непевним.

Європейський реактор з водою під тиском (EPR⁸)

⁷ Advanced Gas Reactor

⁸ European Pressurized water Reactor

EPR – реактор з водою під тиском, розроблений на основі французької конструкції N4 та німецької лінії KONVOI, найновіших конструкціях II покоління, прийнятих в експлуатацію в цих країнах [Hainz 2004].

При розробці EPR було вказано такі цілі: покращити рівень безпеки (зокрема знизити імовірність серйозних аварій у десять разів), досягти послаблення наслідків серйозної аварії, обмеживши їх вплив власне територією АЕС, і знизити вартість.

Проте порівняно з попередніми конструкціями в EPR наявні декілька модифікацій, що знижують запаси безпеки, зокрема:

- об'єм реакторної будівлі було зменшено за рахунок спрощеного розміщення системи аварійного охолодження, а також за рахунок використання нових розрахунків, які передбачають утворення меншої кількості водню в разі аварії;
- теплова потужність енергоблоку була збільшена на 15% відносно N4 за рахунок вищої температури на виході з активної зони, більшої продуктивності головних циркуляційних насосів та модифікації парогенераторів;
- EPR насправді має менше надлишкових елементів у системах безпеки, ніж KONVOI, наприклад, у його системі аварійного охолодження активної зони лише чотири герметичних резервуара, а в KONVOI таких резервуарів вісім.

Ще кілька модифікацій вітаються як такі, що суттєво підвищують рівень безпеки:

- Внутрішній резервуар для зберігання води-теплоносія (IRWST⁹) розміщено внизу реакторної будівлі. Резервуар поєднує функції зберігання теплоносія і відстійника. Таким чином було уникнуто деяких проблем, пов'язаних із необхідністю перемикається між режимами рециркуляції відстійника і нагнітання теплоносія під час аварії із втратою теплоносія, але загальний вииграш в рівні безпеки видається досить малим.
- Вловлювач активної зони призначений для боротьби з розплавленням активної зони в разі аварії. В EPR розплавлена активна зона стікає у реакторну порожнину під герметичним корпусом. Проплавивши брандмауерну стінку, вона проходить через випускний канал і розтікається у передбаченій для цього зоні. За допомогою пасивних засобів вода з IRWST виливається, затоплюючи і охолоджуючи розплав у цій спеціальній зоні. Щоб запобігти надмірному нагріванню конструкційного бетону реакторної споруди, в підлогу цієї зони вбудовано систему охолодження. Але навіть до того, як розплав дійде до вловлювача, в герметичному корпусі реактора може статися сильний вибух пари, який може привести до неутримання радіоактивності. До того ж, протягом аварії вибухи пари можуть відбуватися і пізніше, коли розплав в зоні розтікання контактує з водою IRWST. Навіть якщо цього не станеться, неясно, чи можливе ефективне охолодження розплавленої активної зони у вловлювачі. На поверхні розплаву може утворитися тверда кірка, яка перешкоджатиме тепловіддачі, крім того, розплав може проїсти бетон під зоною розтікання.
- Система тепловіддачі утримуючого корпусу запозичена із конструкції N4. Вона призначена для того, щоб знизити тиск в утримуючому корпусі і таким чином запобігти розгерметизації внаслідок перевищення гранично допустимого тиску. Інформації про імовірність неспрацювання цієї системи немає.
- Рекомбінатори водню зменшують концентрацію водню всередині утримуючого бар'єру за рахунок пасивного каталізу. Такі рекомбінатори вже застосовуються на багатьох PWR по всьому світу. Імовірно, вони ефективно знижують ризик детонації водню, але не можуть повністю його виключити.

⁹ Incontainment Refueling Water Storage Tank

- EPR обладнаний цифровою системою діагностики і управління. Така система вимагає великих зусиль від розробника, а коректність її реалізації дуже важко перевірити. Схожа система була встановлена на німецькому PWR Neckar-1 у 2000 році; система дала збій, і на деякий час швидке заглишення реактора¹⁰ стало неможливим. Цифрова система діагностики та управління була з самого початку встановлена на британському PWR Sizewell B; у квітні 1998 року, вона привела до серйозної деградації захисної системи реактора.
- Захист станції EPR від падіння літака такий же, як і в німецькій станції KONVOI, тому EPR не є безпечнішим у цьому відношенні.
- Незважаючи на пропоновані зміни, схоже, що EPR переслідує дуже поширена серед PWR другого покоління і досі повністю не вирішена проблема, а саме: фінський регуляторний орган вказує, що засмічення фільтрів відстійника важливе в EPR, хоча французькі експерти і стверджують, що внаслідок конструкційних відмінностей ця проблема не стосується EPR. Фінський регуляторний орган вказав на цю проблему багато років тому, але вона досі є серйозним викликом для EPR [NUCWEEK 11_04].

Підбиваючи підсумки, ми не маємо гарантії, що рівень безпеки EPR істотно вищий, ніж у N4 та KONVOI; зокрема, не доведено, що імовірність аварії з розплавленням активної зони зменшена удесятеро. До того ж, є серйозні сумніви, що «вловлювач активної зони» під час аварії з розплавленням активної зони працюватиме так, як планувалося.

Модульний реактор з кульковою засипкою (PBMR¹¹)

PBMR – це високотемпературний реактор з газоподібним теплоносієм (HTGR¹²). До кінця восьмидесятих років напрямок HTGR розвивали декілька країн, але працювали лише прототипні установки, які були виведені з експлуатації після щонайбільше дванадцяти років: Піч Ботом 1 і Форт Сен-Врен, США, у 1974 і 1989 роках; Вінфріт, Велика Британія, у 1976; і Гам-Унтроп, Німеччина, у 1988 році [WNIH 2004]. На відміну від легководних реакторів, у яких використовують воду і пару, в конструкції PBMR гелій під тиском нагрівається в активній зоні і крутить ряд турбін, під'єднаних до електрогенераторів. Гелій проходить через теплообмінник, де нагрівається гелій другого контуру, і повертається в активну зону. Температура гелію на виході з активної зони складає близько 900°C, а тиск – 69 атмосфер. Гелій другого контуру охолоджується водою [ESKOM 2005].

Конструктори стверджують, що жоден сценарій аварії не приводить до значного пошкодження палива і катастрофічних викидів радіоактивності. Ці твердження ґрунтуються на цілісності і теплотривкості графітових паливних збірок – «камінців» розміром з тенісний м'яч. 400 000 таких «камінців» постійно подаються в активну зону з паливного бункера. Кожен кулястий паливний елемент складається з графітового ядра, наповненого тисячами дрібніших піщинок збагаченого (до 10%) уранового палива, вкритих шарами непористого зміцненого вуглецю. Оскільки паливо в реакторі замінюється повільно, активна зона має малі розміри, що мінімізує надлишкову реактивність і знижує питому потужність; і те і друге робить конструкцію безпечнішою.

Проте конструктори PBMR настільки покладаються на цілісність і контроль здатності паливних «камінців» утримувати всередині себе радіоактивність, що не планують будувати утримуючих споруд. Хоча відсутність в проекті утримуючої споруди і дає

¹⁰ англ. scram

¹¹ Pebble Bed Modular Reactor

¹² High Temperature Gas Reactor

енергогенеруючим компаніям значну економію коштів – можливо, завдяки цьому конструкція виявиться економічно доцільною – за економію доводиться платити громадським здоров'ям і безпекою [Gunter 2001].

Потенційний виробник реакторів PBMR, Eskom, стверджує, що навіть якщо персонал станції залишить її, реактор не увійде в критичний стан. Стверджується, що температура палива в будь-якому разі не перевищить 1 600°C, тим часом паливо залишатиметься неушкодженим до 2 000°C [ESKOM 2005]. Але в дійсності гранична температура 1 600°C не гарантована. Вона залежить від успішного заглишення реактора, а також від роботи систем пасивного охолодження (яким може перешкодити, наприклад, розрив труб чи протікання охолоджувачів). Більше того, продукти ядерного ділення починають виходити з паливних елементів при температурах лише трохи більших за 1 600°C. З огляду на це неважливо, що серйозне пошкодження чи плавлення палива відбувається лише вище 2 000°C. Масштабні викиди радіоактивності можуть мати місце і при істотно нижчих температурах.

Хоча справедливо, що після зупинки систем охолодження активна зона нагрівається досить повільно, ця теплова інерція створює власні проблеми через те, що в якості заповнювача і конструкційного матеріалу використано графіт. Якщо в первинний гелієвий контур потрапить повітря, наслідком може стати серйозна аварія із загорянням графіту і катастрофічними викидами радіоактивності. Також у випадку засмоктування води через вторинний гелієвий контур - наприклад, внаслідок протікання у теплообмінниках - може мати місце бурхлива реакція графіту з парою. Серед усіх можливих сценаріїв аварії в PBMR найбільш значні ризики, ймовірно, має саме сценарій з горінням графіту [Hahn 1988].

Інші конструкції «реакторів III покоління»

На сьогодні у світі на різних стадіях розробки і впровадження перебуває чимало різних концептуальних конструкцій під маркою «III покоління». Наведений нижче список не претендує на повноту. Вказані найважливіші приклади, виділені Світовою атомною асоціацією¹³ [WNO 2004b] та МАГАТЕ [IAEA 2004].

Реактори з водою під тиском:

Основні великі конструкції – APWR (Mitsubishi/Westinghouse), APWR+ (Mitsubishi), EPR (Framatome ANP), AP-1 000 (Westinghouse), KSNP+ та APR-1 400 (Korean Industry) а також CNP-1 000 (China National Nuclear Corporation).

Стосовно реакторів ВВЕР, російські Атоменергопроект та Гідропрес розробляють поліпшений ВВЕР -1 000.

Основні конструкції малого та середнього розміру – AP-600 (Westinghouse) та ВВЕР-640 (Атоменергопроект та Гідропрес).

Реактори з киплячою водою:

¹³ World Nuclear Association

Основні великі конструкції – ABWR та ABWR-II (Hitachi, Toshiba, General Electric), BWR90+ (Westinghouse Atom, Швеція), SWR-1000 (Framatome ANP), та ESBWR (General Electric).

HSBWR і HABWR (Hitachi) – поліпшені конструкції BWR малого та середнього розміру. Три реактори ABWR вже працюють в Японії: два на станції Касівадзакі-Каріва з 1996 року, третій було запущено в 2004 році.

Важководні реактори:

ACR-700 – розвиток конструкції CANDU (Atomic Energy of Canada Limited). Індія розробляє AHWR¹⁴, еволюційну конструкцію реактора з важководним модератором та охолодженням киплячою легкою водою.

Реактори з газовим теплоносієм:

Крім PBMR (ESKOM/BNFL), кілька країн разом розробляють модульний газотурбінний гелієвий реактор (GT-MHR) малого розміру.

Реактори-розмножувачі (на швидких нейтронах):

Еволюційних розробок розмножувачів не існує. Серед концептуальних конструкцій, які розглядаються в рамках IV покоління, є кілька реакторів на швидких нейтронах.

IV покоління

В 2000 році Департамент енергетики США (DOE) запустив програму "Міжнародний форум IV покоління"¹⁵. На сьогодні в цій ініціативі беруть участь десять країн (Аргентина, Бразилія, Великобританія, Канада, Корея, ПАР, США, Франція, Швейцарія, Японія), а також EURATOM. Їх мета – розробити іноваційні атомні системи (реактори і паливні цикли), які б імовірно досягли технічної зрілості приблизно у 2030 році, але багато хто вважає цю мету оптимістичною. Ці реактори IV покоління вітаються як дуже привабливі з економічного боку, більш безпечні, такі, що виробляють менше відходів, та стійкі до розповсюдження ядерних технологій та матеріалів. Важливо і те, що системи IV покоління мають розв'язати ці питання способом, який робить ядерну енергетику більш прийнятною для громадськості.

Для програми IV покоління визначені чотири широкі напрямки роботи:

- Можливість працювати протягом тривалого часу
- Економічність
- Безпечність та надійність
- Стійкість до розповсюдження і фізична захищеність.

Для того, щоб вибрати і оцінити перспективні системи, а також визначити потрібні для розробки цих систем напрямки досліджень, були організовані міжнародні групи експертів від промисловості, університетів та державних лабораторій.

Було визначено і оцінено близько сотні різних концептуальних конструкцій реакторів, від таких, що належали до покоління III+, до таких, що радикально відрізнялись від всіх відомих технологій. Зрештою, для подальшої розробки було рекомендовано шість

¹⁴ англ. абр. поліпшений важководний реактор

¹⁵ Generation IV International Forum, GIF

концепцій (див. нижче). GIF зазначила, що деякі з них можуть виявитися нежиттєздатними, або не знайдуть промислового застосування. Щоб стимулювати і прискорити дослідження та розробку реакторів IV покоління, США, Канада, Франція, Японія та Великобританія 28 лютого 2005 року підписали у Вашингтоні Міжнародну рамкову угоду форуму. Особливий наголос, здається, робиться в ній на системах, які виробляють б і електрику, і водень [NNF 2005a; Anderson 2005].

У 2001 році МАГАТЕ ініціювало схожу угоду – Міжнародний проект розробки інноваційних ядерних реакторів та паливних циклів (INPRO). INPRO, напевно, не концентруватиметься на одній системі, а пристосовуватиметься до регіональних потреб. Проект фінансується з бюджету МАГАТЕ. На листопад 2004 року двадцять одна країна та об'єднання (Аргентина, Бразилія, Болгарія, Вірменія, Індія, Індонезія, Іспанія, Канада, Китай, Корея, Німеччина, Пакистан, Південно-Африканська республіка, Росія, Туреччина, Франція, Чехія, Чилі, Швейцарія та європейська Комісія) стали членами INPRO. GIF та INPRO домовились про офіційну співпрацю на технічному рівні (США відмовлялися брати участь в INPRO, бо ця програма вважалася російською ініціативою) [NUCWECK 14_02].

Концепції, вибрані для IV покоління

Як згадувалося вище, в рамках GIF для подальшої розробки було вибрано шість концепцій. Нижче міститься коротке обговорення цих концепцій.

GFR¹⁶ – реакторна система на швидких нейтронах з газовим охолодженням

Система GFR – реактор з гелієвим охолодженням, швидкими нейтронами і замкненим паливним циклом. Планується використовувати його в основному для виробництва електроенергії та управління відходами актинідів. Використання GFR для виробництва водню не планується. Висловлюються сподівання, що GFR може скористатися і результатами розробки технології HTGR (яку теж обсіли численні проблеми, див. обговорення VHTR нижче), і результатами розробки інноваційних паливних композицій і надвисокотемпературних матеріалів для VHTR.

Незважаючи на великі прогалини в наявних технологіях, система GFR згідно GIF посідає найвищий щабель за придатністю для тривалого використання¹⁷ завдяки замкненому паливному циклові та відмінній ефективності управління відходами актинідів. Система GFR гарно виглядає як з боку безпеки та економіки, так і з боку стійкості щодо розповсюдження ядерних технологій і фізичної захищеності. За оцінками [DOE 2002], GFR буде готовим до впровадження у 2025 році.

Кілька учасників GIF зацікавлені в послідовній розробці систем із газовим охолодженням: першим кроком на «шляху газової технології» була б розробка модульного HTGR, другим кроком був би VHTR, а третім – GFR [Carre 2004].

У США та Європі системи з газовим охолодженням, VHTR та GFR, розглядаються як найпріоритетніші.

LFR¹⁸ – реакторна система зі свинцевим охолодженням та швидкими нейтронами

¹⁶ Gas-cooled Fast Reactor system

¹⁷ англ. sustainability

¹⁸ Lead-cooled Fast Reactor

Системи LFR – реактори на швидких нейтронах із замкненим паливним циклом, в яких теплоносієм служить рідкий метал (свинець чи сплав свинцю з вісмутом). Передбачається паливний цикл з повним повторним використанням актинідів, з централізованими чи місцевими переробними заводами. Планується створити енергоблоки різної потужності, від «батареї» на 50-150МВт(е) і модульних блоків на 300-400МВт(е) до великих окремих станцій потужністю 1 200МВт(е). «Батарея» системи LFR – це маленький енергоблок, який повністю збирається на заводі виробника, і має дуже довгу тривалість життя активної зони (десять-тридцять років). Він призначений для малих енергорозподільчих мереж і країн, що розвиваються, які не бажають створювати інфраструктуру паливного циклу. Вважається, що серед усіх концептуальних конструкцій системи LFR, «батарея» найбільш відповідає цілям програми IV покоління, але вона також потребує найбільше зусиль і часу на розробку.

Хоча Росія, яка має найбільше досвіду по LFR, і не входить до GIF, ця конструкція відповідає російському реактору BREST reactor [NEI 2002a]. (BREST – це реактор на швидких нейтронах, з електричною потужністю 300МВт(е) і свинцевим теплоносієм у першому контурі. Пілотний реактор споруджується в Белоярську [WANO 2004b].) Серед членів GIF лише Швейцарія висловила велику зацікавленість в розробці LFR. США розпочали пошукові роботи, серед яких виділяється SSTAR¹⁹.

Система LFR отримує відмінні оцінки за придатність до тривалого використання (sustainability) завдяки замкненому паливному циклові і за стійкість щодо розповсюдження та фізичний захист завдяки довгій тривалості життя активної зони. Система LFR має добрі економічні показники, і є досить безпечною. За оцінками [DOE 2002], система буде готова до промислового використання у 2025 році.

MSR²⁰ – реакторна система з розплавленими солями

Система MSR працює на теплових нейтронах і також має замкнений паливний цикл. Уранове паливо розчиняють у розплаві теплоносія – фториду натрію, який циркулює у графітових каналах активної зони. Тепло, яке виділяється прямо в розплаві солі, передається у вторинний контур, а звідтіля через третинний теплообмінник – до електрогенеруючої системи. Основна сфера застосування системи – виробництво електрики та спалювання відходів. Базова конструкція розрахована на потужність 1 000МВт(е). Температура теплоносія дорівнює 700°C, тиск близький до атмосферного. Температурний запас до точки кипіння солі (1 400°C) великий.

GIF вибрала систему MSR як найбільш іноваційну неklasичну концепцію. MSR потребує найбільше коштів на розробку серед усіх шести систем (1,000млн.дол.). Загалом, інтересу до системи MSR країни-члени GIF виявляють досить мало. Велика вартість та тривалість розробки можуть призвести до виключення цієї системи з програми IV покоління [NUCWEK 02_05].

SCWR²¹ – реакторна система з охолодженням надкритичною водою

SCWR – високотемпературні реактори, які охолоджуються водою під високим тиском, так що вода знаходиться за термодинамічною критичною точкою (тобто тиском і температурою, за яких зникає різниця між парою та рідиною). Базова конструкція – енергоблок на 1 700МВт(е), тиск води – 250 атм, температура води на виході з активної

¹⁹ Small Safe Transportable Autonomous Reactor - малий безпечний транспортабельний автономний реактор

²⁰ Molten Salt Reactor

²¹ Supercritical Water Reactor

зони дор. 550°C. Паливо – оксид урану. В конструкції наявні елементи пасивного захисту, аналогічні тим, що є у спрощених реакторах з киплячою водою (SBWR). SCWR має конструктивні варіанти, які працюють на теплових та на швидких нейтронах, але на сьогодні у світі розробляються лише теплові конструкції.

Тепловий ККД реактора SCWR може досягати 44%, порівняно з 33-35% для звичайного легководного реактора. Оскільки в активній зоні не відбуваються фазові переходи, і система має один контур (як BWR), реактору SCWR не потрібні сепаратори пари, осушувачі, компресори та рециркуляційні насоси; завдяки цьому конструкція реактора значно простіша, ніж у звичайного легководного реактора. Очікується, що SCWR будуть більш економічними за рахунок спрощення конструкції та високого теплового ККД. Цю систему розробляють уряди Японії, США та Канади. Прототипних реакторів досі не існує. Майже всі члени GIF висловлюють велику зацікавленість щодо SCWR, практично таку ж високу, як і щодо газоохолоджуваних реакторів.

SFR²² – реакторна система зі швидкими нейтронами і натрієвим охолодженням

Система SFR складається з реактора на швидких нейтронах і замкненого паливного циклу. Існує два основних варіанти: реактор середнього розміру (150-500МВт(е)) на металічному паливі, яке переробляється прямо на станції пірометалургічними методами, та великий реактор (500-1500МВт(е)) з оксидним (MOX) паливом, яке переробляється у водній фазі на централізованих заводах, кожен з яких обслуговує кілька реакторів. Перший контур охолодження може бути або типу «басейн», або типу «компактна петля». Температура теплоносія на виході приблизно 550°C [DOE 2002; Lineberry 2002].

Згідно GIF, система SFR має найширшу напрацьовану базу розробок серед усіх систем IV покоління. Проте існуючий досвід був отриманий здебільшого на старих реакторах, які з різних причин (безпека, економіка, опір громадськості) були закриті. У 2004 році діяло лише три прототипних реактора-розмножувача з натрієвим теплоносієм.

Беручи до уваги історію системи SFR і значні ризики, притаманні цій лінії реакторів, незрозуміло, чому ця система була вибрана в рамках програми GIF. Згідно GIF, для того, щоб система SFR досягла промислового рівня, необхідні дослідження і по паливному циклу, і по власне реактору. Крім того, є великий об'єм роботи, пов'язаної з безпекою. Найважливіші моменти – підтвердити надійність пасивного зворотного зв'язку від нагрівання конструкційних елементів реактора, а також продемонструвати здатність довгострокового охолодження залишків палива після максимальної проектної аварії [DOE 2002].

VHTR²³ – надвисокотемпературна реакторна система

Система VHTR використовує теплові нейтрони і одноразове уранове паливо. Базова концептуальна конструкція містить активну зону з тепловою потужністю 600МВт, графітовим модератором і гелієвим теплоносієм, паливо розміщене або в призматичних блоках, як в GT-MHR, або в кулькових паливних елементах, як в RBMR. Ця система вважається найбільш перспективною та ефективною з точки зору виробництва водню, чи то термохімічним йодно-сірчанним шляхом, чи за допомогою реформування природного газу парою, яка має температуру теплоносія на виході з активної зони більше 1 000°C. Система VHTR також вироблятиме електроенергію з високою ефективністю (більше 50%

²² Sodium-cooled fast reactor

²³ Very high temperature reactor

при температурі 1 000°C). Планується включити гелієву турбіну прямо до первинного контуру. Але високоефективну гелієву турбіну ще слід розробити. Система VHTR потребує значного доопрацювання як щодо ефективності палива, так і щодо високотемпературних матеріалів [DOE 2002]. VHTR – наступний крок в еволюційному розвитку високотемпературних реакторів із газовим охолодженням (HTGR). Технологічна база складається із декількох виведених пілотних та демонстраційних HTGR-реакторів на теплових нейтронах. Всі ці реактори працювали недовго і неуспішно – маленький експериментальний реактор Dragon (20МВт(т), 1966-1975, Великобританія), AVR (15МВт(е), 1967-1988, Німеччина), THTR (308МВт(е), 1986-1988, Німеччина), а також американські станції в Піч Ботом (42МВт(е), 1967-1974) та Форт Сен-Врен (342МВт(е), 1976-1989).

Оцінка IV покоління: висновки

Непередбачені технічні проблеми, аварії, нерозв'язана проблема ядерних відходів, а також висока вартість ядерної енергії у сполученні з відсутністю громадської підтримки привели до занепаду ядерної енергетики. Це – фон ініціативи IV покоління, висунутої DOE США. Створюється ярлик, який має продати громадськості оманливу ідею, що розробляється абсолютно нове покоління реакторів, вільне від всіх проблем, котрі переслідують існуючі ядерні об'єкти.

Основною метою IV покоління є забезпечення фінансових засобів для ядерних досліджень. На сьогодні ядерна енергетика досі отримує великі матеріальні дотації з наукових бюджетів – половина коштів, витрачених двадцятьма шістьма країнами OECD²⁴ на дослідження в галузі енергетики з 1991р. по 2001р. (87,6млрд.дол.) пішли на ядерні дослідження; лише приблизно 8% пішло на відновлювані джерела [Schneider 2004]. Проте поступово відбувається відхід від ядерної енергетики. Ініціатива IV покоління намагається переламати цю тенденцію, зробивши ядерну енергетику привабливою і подавши її як придатну для тривалого використання²⁵ та вільну від викидів CO₂ – зазвичай (і небезпідставно) ці ярлики застосовуються до відновлюваних джерел.

Ця стратегія допоможе ядерній промисловості та дослідницьким інститутам вижити. Дуже сумнівно, чи приведе вона до розробки нових реакторів. За оцінками [DOE 2002], вартість розробки шести концепцій IV покоління складає приблизно 6млрд.дол. (приблизно 600-1000млн.дол. на концепцію, та ще 700млн. на спільні для них дослідження). Більш ніж імовірно, що програма не вкладеться ні в бюджет, ні в терміни. Французький уряд, який найактивніше підтримує програму GIF, вважає, що IV покоління «буде готове до промислового впровадження приблизно у 2045 році» [NUCWEEK 20_04], а не в 2030 році, як офіційно передбачено програмою GIF.

Все це слід розглядати на тлі неконкурентоспроможності ядерної енергетики на дерегульованому ринку ні з вугіллям та природним газом [MIT 2003], ні з вітровою енергією. Нещодавно опубліковане дослідження [GREENPEACE 2003] показує, що вітрова енергетика виробляє у 2,3 рази більше електрики на одиницю вкладеного капіталу, ніж ядерний реактор.

З 1950-х років ядерна енергетика перетворилась на зрілу галузь промисловості, і потужність одного енергоблока зросла з 60МВт(е) до більше ніж 1300МВт(е); відповідно зросли і вигоди від збільшення масштабу. Нині існує рух в напрямку розробки менших

²⁴ Organization of Economic Cooperation and Development - Організація економічного співробітництва і розвитку

²⁵ англ. sustainable

енергоблоків, які можна було б будувати окремо або як модулі у великому комплексі, за потреби нарощуючи його потужність. Цей рух викликаний меншими фінансовими ризиками та необхідністю інтеграції в менші за розміром енергорозподільчі мережі країн, що розвиваються [WANO 2005]. Передбачається, що ядерні потужності найбільше зростуть саме у Третньому світі, там же – і можливий ринок для IV покоління. Але експерт МАГАТЕ висловив сумнів стосовно цих передбачень: країни, що розвиваються, не замовлятимуть нових АЕС, які ще не зарекомендували себе у дії. Ці країни не багатимуть будувати іноваційні АЕС зовсім нових типів, якщо такі АЕС досі ніде не споруджувались і не експлуатувались [NPJ 2002].

Крім того, не всі експерти-атомники погоджуються, що єдиний спосіб зробити ядерну енергетику конкурентоспроможною полягає у використанні маленьких модулів. Інша спроба покращити економічні показники ядерної енергетики – зайнятися виробництвом водню; це передбачено у кількох концепціях IV покоління. «Водень – один із трьох стовпів атомних сподівань на майбутнє (два інших – потреба припинити спалення викопних вуглеводнів та зростання споживання енергії у країнах, що розвиваються)» [Gorden 2004].

Згідно GIF, замкнений паливний цикл вітається як велика перевага концептуальних конструкцій IV покоління. Такий цикл вимагає переробки відпрацьованого палива, виділення плутонію і потім використання цього плутонію в якості палива. Це піднімає серйозні питання стосовно нерозповсюдження, особливо якщо такі реактори знайдуть значне застосування у світі. Переробка плутонію широко критикувалася за негативний вплив на довкілля, високу вартість і проблеми з безпекою. Широке впровадження замкнених паливних циклів вимагає відміни політики нерозповсюдження у багатьох країнах, в тому числі у США, а також перегляду існуючої промислової стратегії у більшості ядерних країн. Будь-який рух у напрямку промислового використання реакторів IV покоління із замкненим паливним циклом вимагав би масштабних капіталовкладень в переробні заводи. Нарешті, вартість таких замкнених паливних циклів – вартість переробки палива – буде дуже високою. Одне недавно опубліковане дослідження – “Майбутнє атома”²⁶, виконане Масачусетським технологічним інститутом [MIT 2003] – зазначає, що досі не було представлено переконливих доказів того, що переваги просунутих замкнених паливних циклів, які включають переробку відпрацьованого палива, в галузі довгострокового управління відходами, більші, ніж короткострокові видатки та ризики, зокрема ризики розповсюдження. Це дослідження також показало, що у замкненому паливному циклі вартість палива, включно із витратами на зберігання та захоронення відходів, приблизно у 4,5 разів більші, ніж для паливного циклу з одноразовим паливом. Тому нереалістично очікувати, що колись існуватимуть нові реакторні технології і паливні цикли, які б одночасно долали проблеми високої вартості, безпечного захоронення відходів та розповсюдження. В результаті, це дослідження робить висновок, що «одноразовий» паливний цикл найкраще відповідає критеріям низької вартості і стійкості до розповсюдження [NEI 2003c].

В теплових реакторах, «здатність до тривалої роботи»²⁷ планується забезпечити за рахунок використання більш збагаченого палива. Проте це не вирішує проблеми відходів. Навпаки, експерти зазначають, що так звані паливні елементи високого ступеню вигорання створюють додаткові проблеми не лише в процесі роботи реактора, а й на етапах тимчасового зберігання та захоронення [Born 2002].

²⁶ "The Future of Nuclear"

²⁷ англ. sustainability

Як і слід було чекати, найближчим часом зусилля будуть зосереджені на теплових реакторах. Згідно недавньої заяви DOE США, зусилля в рамках GIF розділені на дві частини: спершу вони зосереджуватимуться на теплових системах з поліпшеним паливом і високим ступенем вигорання – покоління IV-A – а пізніше на реакторах покоління IV-B, на швидких нейтронах [Fabian 2004].

Загалом, реактори IV покоління дуже далекі від того, щоб якомога зменшити і контролювати свої ядерні відходи.

Переробка палива, крім поганих економічних показників, виробляє плутоній. З точки зору розповсюдження, це серйозний ризик. Інститут контролю ядерних технологій²⁸ попередив, що трансмутація відпрацьованого ядерного палива не гарантує захисту від розповсюдження [ENS 2004]. Крім того, жодна з концепцій IV покоління не бере належною мірою до уваги зростаюче занепокоєння з приводу безпечного і захищеного перевезення ядерних матеріалів та захисту ядерних об'єктів від нападу терористів.

Стосовно розповсюдження, загально визнано, що практично неможливо зробити цивільні ядерні об'єкти безпечними з погляду розповсюдження. Тому не слід чекати, що IV покоління здійснить прорив у цьому відношенні [Anderson 2005].

Регуляторні органи США ставляться до нових концепцій реакторів без ентузіазму. Член комісії США з регулювання атомної енергетики (NRC) сказав, що нові АЕС слід було б будувати на основі еволюційної, а не революційної технології. Він застеріг проти «надмірних іновацій», які можуть привести до нових проблем у неперевірених конструкціях, і закликав виробників не давати надто багато обіцянок стосовно якостей нових реакторних систем [NNF 2005b].

Навіть представники ядерної промисловості дуже скептично ставляться до систем IV покоління. «Ми знаємо, що найбезпечніший реактор – чорнильно-паперовий. Після запуску реактора можуть виникнути найрізноманітніші проблеми» [Geldner 2003].

Детальніший розгляд технічних концепцій показує, що численні проблеми безпеки так і не розв'язано. Підвищення безпечності одного елемента інколи створює нові проблеми. І навіть ті, хто планує програму IV покоління, не сподіваються на значне покращення стійкості до розповсюдження.

Але навіть справжні технічні заходи, які підвищують безпеку, будуть вжиті лише у тому разі, якщо їх вартість не надто висока. Існує величезна невідповідність між тими ярликами, за допомогою яких IV покоління подають ЗМІ, політикам і громадськості, і справжньою глибинною рушійною силою, яка стоїть за ініціативою, а саме – економічною конкурентоспроможністю.

Таким чином, значні кошти буде вкладено в програму, яка зовсім не розв'язує проблем ядерної енергетики. Ці кошти можна було б витратити на кращі справи.

2. Старіння, подовження терміну експлуатації станції²⁹ та безпека

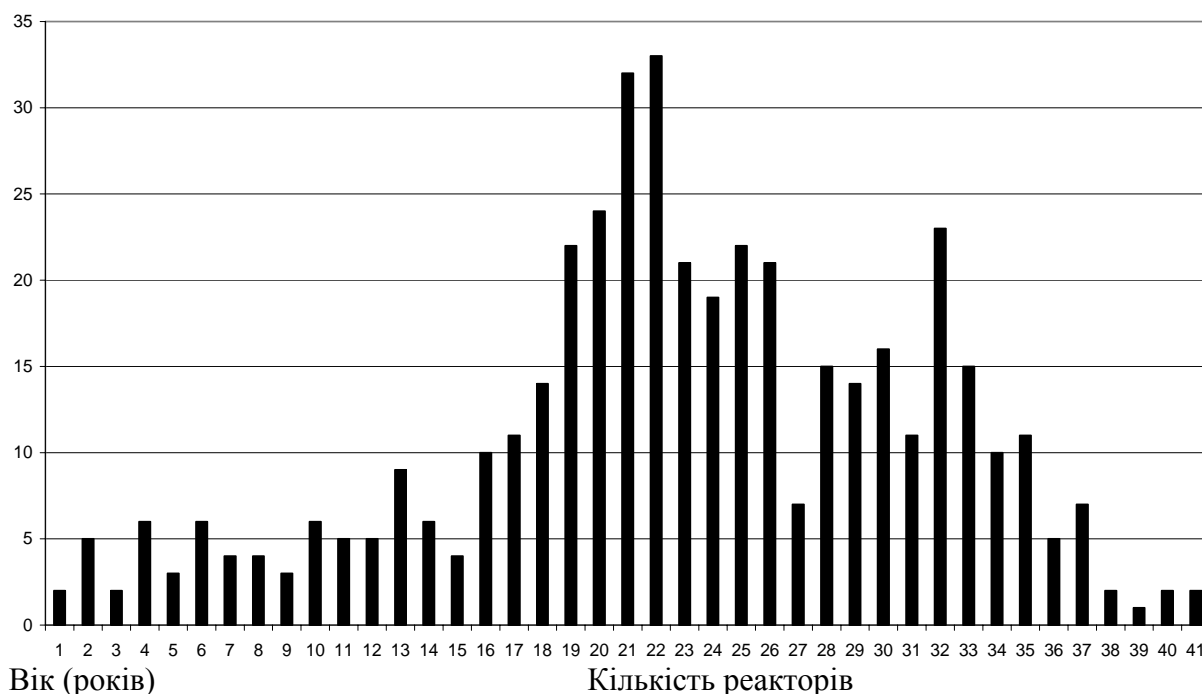
²⁸ Nuclear Control Institute

²⁹ plant life extension, PLEX

Загально визнано, що на сьогодні подовження терміну експлуатації реакторів надзвичайно важливе для ядерної енергетики. Міжнародне агентство енергії³⁰ коротко формулює [ІЕА 2001]: "Якщо не відбудеться змін у політиці стосовно ядерної енергії, у наступні десять років термін експлуатації буде найважливішим чинником, який впливатиме на ядерне виробництво електрики."

Протягом останніх двадцяти років у цілому світі спостерігалася загальна тенденція до зниження замовлень на нові реактори. Вона викликана різними чинниками: побоюваннями аварії після аварій на Трі Майл Айленд, Чорнобилі та Мондзю; надміром генеруючих потужностей; більшою увагою до економіки та фінансування ядерної енергетики на лібералізованих ринках електроенергії; і екологічними чинниками, такими як проблема відходів та радіоактивні викиди. Внаслідок відсутності нових замовлень середній вік ядерних реакторів рік за роком зростає, і у 2004 році досяг 21 року [Schneider 2004].

Світовий парк ядерних реакторів



Вік (років) Кількість реакторів
Джерело: МАГАТЕ [PRIS, 2005]

На момент спорудження більшості реакторів часто вважалося, що вони працюватимуть не більше сорока років. Але зараз, щоб зберегти ядерну частку виробництва електроенергії і якомога збільшити прибутки – причому, принаймні теоретично, великі витрати на спорудження і виведення існуючих реакторів вже оплачені – подовження терміну експлуатації є привабливою пропозицією для власників ядерних потужностей.

Що таке старіння?

На будь-якому промисловому об'єкті властивості матеріалів погіршуються внаслідок навантажень, яких ці матеріали зазнають під час експлуатації. МАГАТЕ визначає старіння як неперервне, залежне від часу зниження якості матеріалів, викликане експлуатаційними умовами [ІАЕА 1990].

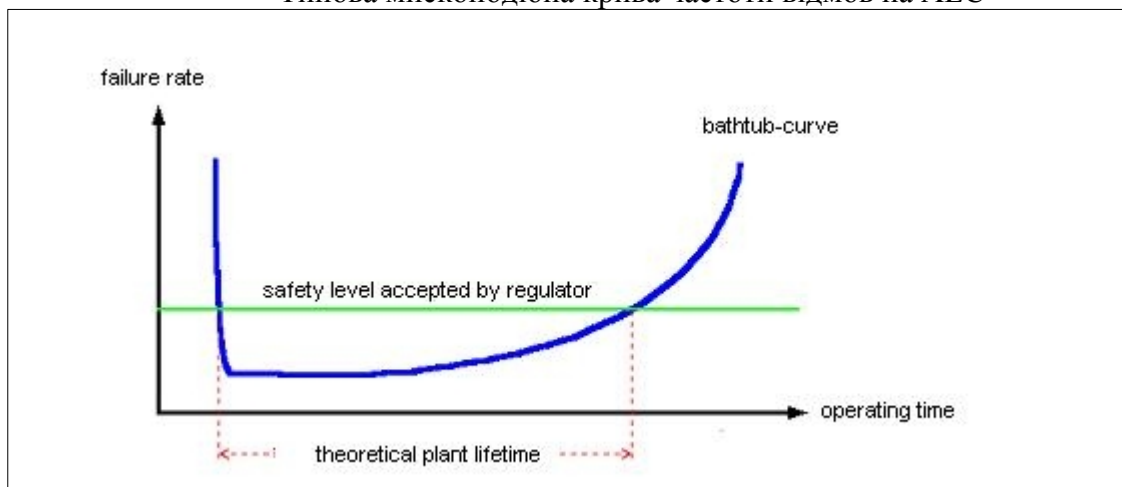
³⁰ International Energy Agency

Процеси старіння важко виявити, бо вони зазвичай відбуваються на мікроскопічному рівні внутрішньої структури матеріалів. Часто наслідки стають видимими лише після того, як деталь відмовить, наприклад лопне труба.

Загалом, відмови частіші на початку терміну експлуатації об'єкта, коли стають очевидними помилки при спорудженні та недоліки конструкції. На цій стадії зазвичай вживають значних зусиль для виправлення всіх проблем, бо економіка спонукає якомога швидше добитися стабільного режиму роботи.

На «дорослому» об'єкті проблем зазвичай найменше. Пізніше процеси старіння приведуть до поступового зростання частоти відмов. В результаті утворюється «мископодібна» крива, як на малюнку нижче:

Типова мископодібна крива частоти відмов на АЕС



Процес старіння не завжди просто виявити і спостерігати за ним, і це істотно підвищує ризики на об'єкті. Для АЕС будь-якого типу фаза старіння починається приблизно після двадцяти років експлуатації. Однак ця цифра є лише прогнозом, явища старіння можуть початися і раніше.

Старіння світового парку ядерних реакторів супроводжують спроби зменшити роль процесів старіння. В рамках цих спроб відбувається зручне звуження визначення старіння. В німецькому дослідженні кінця дев'яностих лише пошкодження, викликані непередбаченими експлуатаційними навантаженнями, зараховуються до пошкоджень внаслідок старіння. Пошкодження, які виникають внаслідок нормальної роботи станції, не вважаються такими, що викликані старінням [Liemersdorf 1998].

На основі такого визначення, згідно одного недавнього дослідження, лише маленька частка відмов на німецьких АЕС видається пов'язаною із старінням. Проте це звуження є неприйнятним.

Явища старіння

Старіння відбувається вже протягом періоду, який зазвичай вважається типовим терміном експлуатації промислового реактора (тридцять-сорок років). Природньо, що у випадку PLEX, механізми старіння з часом ставатимуть дедалі важливішими і даватимуть істотний внесок у загальний ризик станції.

Найважливіші впливи, які приводять до старіння елементів АЕС, такі [Meuer 1998]:

- Опромінення
- Теплові навантаження
- Механічні навантаження
- Корозія та зношування
- Комбінації та взаємодія між цими чотирма впливами

Часто зміни механічних властивостей неможливо виявити неруйнуючими методами. Тому важко отримати надійну, консервативну оцінку справжнього стану матеріалів. В багатьох випадках неруйнівне дослідження дозволяє відстежувати розвиток тріщин, зміни стану поверхні та тоншення стінок. Але через те, що до деяких деталей важко дістатися внаслідок особливостей конструкції та/або високого рівня радіоактивності, не всі деталі можна обстежити. Тому для того, щоб оцінити навантаження та його вплив на матеріал, доводиться покладатися на модельні розрахунки. Ці моделі можна перевірити лише на спрощених системах, на зразках, або на макетах. Залишаються чинники, для яких неможливо дати числову оцінку. Навіть найскладніші моделі нездатні врахувати всі синергічні ефекти.³¹ Зі зростанням віку станцій можуть проявитися непередбачені механізми старіння, або навіть такі механізми, які вважалися неможливими (наприклад, утворення тріщин під дією навантаження та корозії³² у стабілізованих титаном аустенітних сталях); такі механізми додатково поскладнюють проблеми старіння.

Заходи з відстежування та контролю за процесами старіння відомі під назвою управління старінням. Управління старінням складається із програм прискореного зістарювання зразків, перевірок безпеки, а також заміни елементів, в яких під час огляду було виявлено тріщини чи інші пошкодження. Крім того, воно включає оптимізацію експлуатаційних процедур з метою зниження навантажень. В США була розроблена спеціальна програма управління старінням герметичних корпусів реакторів [Rinckel 1998].

Наприкінці дев'яностих років були розроблені нові, інтегровані методи моніторингу експлуатації АЕС. Ці методи намагаються передбачити поведінку окремих елементів у майбутньому на основі наявної обмеженої інформації. Мотивом для розробки цих методів була тенденція до подальшого зростання віку АЕС у всьому світі, а також загальна тенденція до подовження терміну експлуатації станцій. Метою розробки є, з одного боку, створення програм профілактичних оглядів, які були б економічнішими та менш тривалими, а з другого боку, слід уникати відмов елементів, щоб скоротити час простою, одночасно покращуючи економічні показники та рівень безпеки [Ali 1998; Bartonicek 1998; Vicego 1998; Duthie 1998; Esselmann 1998; Hienstorfer 1998; Roos 1998].

Вплив старіння на окремі елементи конструкції

Старіння має багато різних проявів у різних елементах конструкції. В принципі у всіх елементах конструкції АЕС завдяки старінню змінюються властивості матеріалів і відповідно знижуються експлуатаційні параметри. Експлуатаційні ризики зростають з часом, а поєднання всіх цих негативних впливів, які не надаються до чисельної оцінки та моделювання, додатково погіршують ситуацію. В процесі обслуговування станції та управління старінням компанії, які експлуатують АЕС, реагували на ушкодження ремонтом та обміном деталей (однакових деталей, які змонтовані в різних місцях).

³¹ тобто ефекти, викликані взаємодією різних чинників – прим. перекл.

³² англ. stress corrosion cracking

Незважаючи на це, досвід показує, що раз у раз відбуваються неочікувані ушкодження, пов'язані зі старінням, наприклад, розтріскування графіту, виявлене в британських AGR у 2004 році, чи розтріскування аустенітних сталевих труб на німецьких BWR на початку 1990-х. Для каналних реакторів, таких як CANDU та РБМК, особливо серйозною проблемою є зростання крихкості, бо матеріал каналів знаходиться всередині активної зони і тому зазнає особливо потужного нейтронного опромінення. На реакторах обох цих типів були запроваджені дорогі програми обміну каналів.

Реактори з графітовим модератором зазнають специфічних проблем старіння графіту. Недавно спостерігалось розтріскування графіту в AGR, яке може становити ризик для цілісності активної зони. В РБМК розпухання графіту приводить до зменшення просвітів.

Старіння є особливо серйозною проблемою для пасивних елементів, тобто тих, що не мають рухомих частин, і не лише тому, що виявити явища старіння часто буває важко. Для таких елементів, як труби чи графітові деталі, заміна зазвичай не очікувалася і не передбачена конструкцією.

В активних елементах, таких як насоси і клапани, погіршення характеристик зазвичай проявляється в очевидний спосіб, і ці елементи часто можна обміняти чи замінити в ході нормального обслуговування. Незважаючи на це, старінням активних елементів не можна нехтувати при оцінці ризику, як показує можливість катастрофічних відмов головних циркуляційних насосів та турбін. В електронних та електричних приладах ушкодження теж можуть непомітно накопичуватися доти, доки не станеться масштабна відмова.

Деякі окремі проблеми, пов'язані зі старінням, були досить детально вивчені в минулому. Ряд механізмів старіння відомий, але повного їх розуміння немає. Наприклад, нелінійний ефект потужності дози при зростанні крихкості сталі внаслідок опромінення відомий вже багато років. Але його досі не вдалося надійно описати в кількісних термінах, що збільшує ризик руйнування герметичних корпусів реакторів на старих АЕС. Ріст тріщин в трубах із аустенітних сталей – це ще одна не до кінця зрозуміла проблема.

Природньо, що коли термін експлуатації станції подовжують, неповнота знань про ключові проблеми проявляється ще сильніше. Наприклад, стосовно передбачення викликаного нейтронами зростання крихкості, існують стандартні програми моніторингових оглядів герметичних корпусів, розраховані на передбачений конструкцією термін експлуатації (зазвичай до сорока років). В Іспанії, де оператори станцій розглядають можливість подовження терміну експлуатації з сорока до шестидесяти років, було показано, що в існуючі програми оглядів слід внести зміни, щоб добитися більш точної оцінки цілісності герметичного корпусу [Ballesteros 2004]. Зробити це дуже проблематично, бо програми огляду потребують багаторічного опромінення зразків; для того, щоб отримувати найнадійнішу інформацію, такі програми слід планувати до пуску реактора, а не після десятків років експлуатації.

Крім того, процеси старіння можуть мати далекосяжний вплив у непередбачених напрямках. Наприклад, створена Комісією з регулювання ядерної енергетики США³³ робоча група «Викликані вогнем ушкодження електричних кабелів та обладнання»³⁴ виявила, що на тих старіючих станціях, де погіршуються ізоляційні властивості оболонки кабелів, схоже, зростає частота коротких замикань і наступних загорянь кабелів. Це може приводити, наприклад, до помилкового спрацювання клапанів у системах безпеки, і створює додаткові вимоги до протипожежних заходів. [Ruwekamp 2004].

³³ USNRC

³⁴ "Fire Induced Damage to Electrical Cables and Circuits"

Нижче наведено огляд деяких найважливіших проблем, пов'язаних зі старінням. Розгляд стосується здебільшого легководних реакторів (PWR разом з ВВЕР, та BWR).

Герметичний корпус реактора

- Матеріали поблизу активної зони: зростання крихкості (зниження міцності, зміна температури крихко-в'язкого переходу) внаслідок нейтронного опромінення. Цей ефект особливо важливий, якщо в матеріалах присутні домішки. Мідь та фосфор, а при високих нейтронних потоках і нікель, прискорюють зростання крихкості, це явище спостерігалось в герметичних корпусах реакторів ВВЕР. Зростання крихкості внаслідок нейтронного опромінення важливе в основному для реакторів з водою під тиском. В реакторах з киплячою водою цей ефект може стати важливим, якщо матиме місце нелінійний ефект (більше ушкоджень при менших флюенсах для заданої повної дози).
- Зварні шви: ріст тріщин внаслідок циклічних теплових та механічних навантажень. Для реакторів PWR це відбувається в основному в крихких швах поблизу активної зони; в реакторах BWR – в поперечних швах.
- Ущільнення в кришці герметичного корпусу: утворення та ріст тріщин внаслідок корозії; стосується реакторів PWR [Meyer 1998].
- Ущільнення в дні герметичного корпусу: пошкодження внаслідок корозії, стирання та термомеханічної втоми; стосується реакторів BWR.
- Конструкції активної зони: зростання крихкості внаслідок великих нейтронних флюенсів, а також ушкодження від корозії та ерозії. Можливе лише візуальне обстеження. Якщо використані матеріали містять кобальт, існує додатковий ризик пов'язаний із вимиванням утвореного радіоактивного кобальту в воду-теплоносії; таке зараження створює проблеми, наприклад, при заміні палива. Стосується всіх легководних реакторів.

Трубопроводи

На всіх німецьких реакторах BWR були виявлені тріщини в трубах із стабілізованих титаном аустенітних сталей. Тріщини викликані в основному спільною дією навантаження та корозії³⁵ [Erve 1994]. Аустенітні сталі – це різновид сталі, оптимізований для корозійної стійкості. В реакторах PWR очікується, що ушкоджень внаслідок спільної дії навантаження та корозії не буде, бо вода в них хімічно менш агресивна. Але при більш тривалих термінах експлуатації в них теж можлива корозія внаслідок напруженості та корозія внаслідок ерозії. Крім механічних навантажень, накопичуються впливи від тих теплових навантажень, про які немає достатньої інформації (наприклад, через наявність теплоізоляції), а рівень навантажень вищий, ніж прийнятий в технічних умовах [Zaiss 1994]. Дуже важко слідкувати і за тоншанням стінок та втомою матеріалів, викликаною резонансними вібраціями, імпульсами тиску води та іншими чинниками. Всі ці причини збільшують імовірність ушкодження старіючих деталей.

Стосовно руйнування труб, дедалі більше покладаються на критерій «протікання перед розривом». Цей критерій заснований на виявленні протікань, які мають місце перед небезпечними розривами. Але на АЕС вже спостерігалися повні «гільйотинові» розриви, яким не передувало протікання – наприклад в Суррі (Surry) у 1987р. та в Ловіса у 1990р. [Ahlstrand 1991]. В лютому 1992 року стався раптовий розрив водяної труби на тепловій електростанції Каріда-1 (Греція) [Jansky 1993]. Тому є підстави побоюватися, що в несприятливих умовах можуть мати місце розриви, яким не передує протікання.

³⁵ stress corrosion cracking

Головні циркуляційні насоси

Тріщини можуть утворюватися і рости внаслідок теплової втоми і втоми, пов'язаної з високочастотними вібраціями. До цих чинників додаються корозійні впливи. Профілактичні огляди проводити важко. Ця проблема стосується всіх легководних реакторів. Видається, що в американських (ASME) та німецьких (KTA) стандартах для ядерної енергетики недооцінювали вплив корозії на криві конструкційної втоми [Rinckel 1998]. Тому, незважаючи на те, що запас міцності розраховувався на тривалий час, вали ГЦН інколи ламалися після порівняно нетривалої експлуатації (напр., чотири роки) [Schulz 1987].

Парогенератори

Корозія, ерозія та потоншення стінок в трубках парогенераторів привели до появи масштабних програм управління старінням. Останніми роками частішають випадки заміни всього парогенератора [Meuer 1998]. Ця проблема, звичайно, стосується лише реакторів з водою від тиском; вона особливо гостра для реакторів ВВЕР-1000.

Турбіни

Явища старіння внаслідок корозії, ерозії та термомеханічної втоми цілком очікувані в корпусі турбіни, валі та лопатках. Великі литі деталі завжди містять неоднорідності (включення, сегрегації, дрібні тріщини). Такі неоднорідності під дією вказаних вище механізмів можуть приводити до пошкоджень. Спостерігалось і зростання крихкості матеріалу турбінних валів (12% хромова сталь та стеліт 6В), викликане ерозією під дією водної фази [Lee 1998].

Бетонні споруди

Конструкційні елементи, такі як бетонні частини утримуючого корпусу, зовнішні захисні стіни, біологічні щити, фундаменти та градирні, зазнають не лише термомеханічних навантажень, а й впливу погоди, хімічного середовища, а почасти ще й високих доз радіації. Це важливо для всіх легководних реакторів.

За корозією сталеві арматури важко спостерігати. Тому зниження міцності може відбуватися непомітно. Механізми псування бетону під дією високих доз радіації та подібних механізмів корозії досі мало вивчені. Особливо важко чисельно характеризувати невизначеності у вже розроблених моделях і перевірити ці моделі порівнянням з експериментальними даними [Naus 1996].

В США було зібрано базу даних ³⁶ для оцінки впливу на бетонні конструкції факторів довкілля та процесів старіння. Грунтовне дослідження старіння французьких градирень показує, що досягти запланованого сорокарічного терміну експлуатації вдасться, але запаси безпеки значно менші, ніж вважалося раніше [Bolvin 1993]. В Швейцарії у 1991 році розпочалася програма систематичного спостереження за старінням конструкцій АЕС [Zwicky 1993].

³⁶ Structural Materials' Information Center

Аналізи сейсмічної безпечності здебільшого використовують в розрахунках значення параметрів «свіжих» матеріалів. В цьому контексті досі не звертали великої уваги на викликане старінням зниження міцності конструкцій, незважаючи на очевидну важливість цієї проблеми: «Оцінка сейсмічного навантаження особливо важлива, бо деградовані конструкції і матеріали можуть бути більш вразливими до сейсмічних навантажень. З точки зору сейсмічного аналізу, старіння чи деградація може вплинути на динамічні властивості, опір та несучу здатність конструкцій, види руйнувань та точки ініціації руйнування». [Shao 1998].

Кабелі

При старінні кабелів спочатку погіршується їх механічна стійкість, бо шари ізоляції стають крихкішими. Електричні властивості спершу не змінюються, навіть якщо в ізоляції утворюються тріщини. Але старий кабель з потрісканою ізоляцією становить небезпеку в вологих чи хімічно агресивних умовах, особливо у випадку аварії [Sliter 1993].

Електронні прилади

На АЕС використовується багато електронних приладів. Основними чинниками, які приводять до старіння, є температура та радіація. Вологість та хімічні агенти завдають додаткової шкоди. Дуже важко надійно оцінити напрацювання на відмову численних різновидів апаратури під дією складних процесів старіння, які досі систематично не вивчались. Додаткову небезпеку становлять можливі нелінійні ефекти потужності дози, особливо в напівпровідникових деталях [IAEA 1990]. Таким чином, зі зростанням віку станції надійність електронних приладів може зменшуватись, а запаси безпеки всієї системи одночасно скорочуватимуться.

Наслідки процесів старіння

Грубо кажучи, старіння має два наслідки. По-перше, зростає кількість відмов та інших подій на АЕС, про які потрібно повідомляти регулюючі органи – дрібні протікання, тріщини, короткі замикання внаслідок руйнування ізоляції кабелів тощо. Наприклад, у Німеччині на десять старих станцій (із дев'ятнадцяти діючих) припадає приблизно 64% таких подій в 1999-2003 роках (якщо врахувати серйозність події) [ВМУ 1999-2003]. По-друге, є ефекти, які приводять до поступового зниження міцності матеріалів. Такі ефекти можуть не мати ніяких наслідків до виведення реактора з експлуатації, але можуть привести і до катастрофічних відмов елементів конструкції з наступними значними радіоактивними викидами. Серед таких ефектів найбільш варте уваги зростання крихкості герметичного корпусу реактора, яке збільшує ризик того, що герметичний корпус лопне. Руйнування герметичного корпусу легководного реактора – це позапроектна аварія. Системи безпеки не розраховані на такий випадок. Відповідно, марно сподіватися, що наслідки такої аварії можна буде утримати під контролем. Крім того, руйнування герметичного корпусу може також привести до негайної втрати утримання, наприклад внаслідок стрибка тиску після того, як герметичний корпус лопне, або внаслідок утворення енергійних фрагментів. Така аварія спричиняє катастрофічні викиди радіоактивності.

Зростання крихкості каналів в реакторах РБМК та CANDU теж попадає в категорію процесів старіння з потенційно катастрофічними наслідками. Якщо зруйнується один канал чи невелика їх кількість, то наслідки аварії можуть бути обмеженими, але не тоді, коли руйнується велика кількість каналів. Інші приклади – процеси корозії, які можуть

непомітно тривати роками – як показує недавній випадок на американському PWR Девіс Бесе³⁷.

В імовірнісних оцінках ризику³⁸, які дедалі частіше використовуються регуляторними органами, старіння зазвичай не береться до уваги. PRA враховують лише кількість відмов на одиницю часу із низької середини «мископодібної кривої». Це приводить до недооцінки ризику [Lochbaum 2000]. Відомі окремі спроби включити старіння до таких оцінок, наприклад, недавно виконана PRA для АЕС Бенцау (PWR, Швейцарія). Проте видається, що старіння було враховане не повністю, а наявна інформація дещо суперечлива [FEA 2004]. Оскільки, як вказувалося вище, деякі механізми старіння досі не до кінця зрозумілі, в рамках PRA на сьогодні неможливо в повному обсязі і задовільним чином врахувати ефекти старіння; це потребувало б масштабних досліджень.

Таким чином, ясно, що ризик ядерної аварії істотно зростає щороку після того, як АЕС пробуде в експлуатації приблизно двадцять років. Але кількісно описати це постійне зростання ризику неможливо. Обачніша експлуатація та збільшення зусиль, спрямованих на обслуговування і ремонт, можуть принаймні деякою мірою протидіяти цій тенденції. Проте в епоху лібералізації та зростаючого економічного тиску на власників АЕС, має місце радше зворотна тенденція, і саме тоді, коли парк реакторів старішає.

Контрзаходи

Обговорюючи заходи проти старіння, слід розрізняти замінні та незамінні елементи. Серед власників АЕС загальноновизнано, що в принципі лише два серед життєво важливих з точки зору безпеки легководного реактора елемента неможливо замінити – герметичний корпус реактора (ГКР) та утримуючий корпус. В радянських ВВЕР-440 додатково видається неможливою заміна парогенераторів, бо в цих реакторах застосована т.зв. «коробкова система» [LMD 2002].

Здебільшого вважається, що саме ГКР обмежує термін експлуатації АЕС. Тому за останні роки було проведено кілька досліджень щодо можливості все-таки замінити ГКР. Цей варіант досліджувала фірма Siemens [WISE 1998], а в Японії вивчали можливість такої заміни для реактора з киплячою водою [Daisuke 1999]. Останнє дослідження підтвердило технічну можливість заміни, але загальне судження про можливість заміни ГКР потребувало б розгляду питань поза рамками дослідження. Незважаючи на це, заміна ГКР загалом серйозно не розглядається; ГКР вважаються незамінними [LMD 2001].

Реактори РМБК та CANDU з цього погляду мають перевагу, бо їхні канали можна замінювати; насправді, вже мали місце широкомасштабні програми заміни каналів. Але ці програми дорогі та займають багато часу. Термін експлуатації каналу значно менший, ніж термін експлуатації середнього ГКР, бо канали зазнають значно більшого нейтронного впливу.

Загалом, можна виділити чотири рівні контрзаходів:

1. Заміна деталей: єдиний варіант – крім повного виведення реактора – у разі виявлення очевидних недоліків, протікань, та інших проблем, які прямо впливають на роботу станції. Навіть великі деталі – парогенератори, кришки ГКР, канали – можна замінити. Вартість заходів цього рівня зазвичай висока. Заміна деталей також приводить до появи додаткових радіоактивних відходів.

³⁷ Davis Besse

³⁸ probabilistic risk assessment studies, PRA

2. Зниження навантажень: це стосується головним чином ГКР. Щоб запобігти тепловим ударам, воду аварійного охолодження можна попередньо нагрівати. Щоб зменшити нейтронне опромінення (і разом з тим, сповільнити зростання крихкості), можна знижувати нейтронні флюенси на стінці ГКР, розміщуючи скраю активної зони паливні елементи з сильно вигорілим паливом або й взагалі без палива. В принципі, заходи такого типу можна застосовувати і для інших деталей, але вони можуть іти проти тенденції до підвищення потужності експлуатованих реакторів (понад проектну потужність). Вартість таких заходів помірна.

3. Зробити профілактичні обстеження та моніторинг станції більш інтенсивними: можна «компенсувати» вплив старіння на матеріали частішими обстеженнями та/або інтенсивнішим моніторингом станції в поєднанні з відповідним обслуговуванням, покладаючись на оптимістичне судження, що тріщини та інші ушкодження помітять раніше, ніж вони приведуть до катастрофічних наслідків. Вартість таких заходів відносно низька, особливо що стосується моніторингу станції.

4. Зменшення запасів безпеки: використовуючи менш консервативні оцінки в розрахунках запасів безпеки, можна отримати довші терміни експлуатації – принаймні на папері.

Ремонт деталей не включено до цього списку, в основному через те, що поточний ремонт все рівно необхідний при експлуатації станції, незалежно від PLEX. Вартий уваги виняток – це «відпускання» ГКР, метод зниження крихкості, який практикується в Центральній та Східній Європі. Цей метод, однак, сумнівний з точки зору довгострокових вигадів, бо на сьогодні немає достатніх знань про поведінку крихкості корпусу після відпускання.

Останні публікації наголошують, що загалом вживаних контрзаходів вистачає, щоб контролювати наслідки старіння. З іншого боку, цей висновок якщо і не спростовується, то ставиться під сумнів частими твердженнями про нагальну необхідність додаткових досліджень питань старіння.

Наприклад, франко-німецька публікація [Morlent 2001] стверджує, що згідно міжнародних аналітичних матеріалів, спостерігається тенденція до зростання кількості подій, пов'язаних із старінням, які потребують додаткових досліджень. Також «досвід експлуатації показує, що з часом можуть спливати на поверхню нові відомості стосовно оцінок поведінки [конструкцій, систем та деталей] при старінні. Тому для того, щоб завчасно отримувати інформацію про важливі для безпеки зміни внаслідок старіння, видається необхідним продовжувати виконувати дослідження.»

За існуючих умов економічний тиск настільки серйозний, що навіть профілактичні обстеження проводяться рідше – протилежно до потреб, пов'язаних із контролем старіння. Ця тенденція поєднується з загальними стратегіями зниження витрат власників АЕС внаслідок лібералізації ринків електроенергії вкупі з дерегуляцією та зростаючою конкуренцією. Стверджується, що інтенсифікація моніторингу станції може достатньою мірою замінити профілактичні обстеження [Schulz 2001]; проте це твердження видається радше спробою прикрити зниження запасів безпеки, і ніяким чином не заспокоює.

Внаслідок відсутності інших варіантів, чимдалі частіше практикується зберігання відпрацьованого палива на території станцій (в США, Німеччині, країнах Центральної та Східної Європи та інших). В цих країнах необхідною передумовою подовження терміну експлуатації, на яку досі практично не звертали увагу, є збільшення ємності сховищ, що приводить до зростання кількості радіоактивних матеріалів на станції.

З вищенаведеного огляду програм PLEX видно, що в більшості країн, які експлуатують АЕС, планується подовжувати терміни експлуатації.

Програми PLEX у світі

Країна	Кількість реакторів	Середній вік, р.	Термін експл., р.	Термін + подовж., р.	Примітки
Аргентина	2	25			Немає даних
Бельгія	7	25	30	40	Політична угода (2003) обмежує 40-ма роками
Болгарія	4	20	30		Політична угода закрити 1-4. Зарано оцінювати закриття 5-6.
Бразилія	2	12			Питання поки що не стоїть
Великобританія	23	26			Для всіх реакторів Магnox термін експлуатації зараз обмежено 50 роками. Термін експлуатації реакторів AGR (другого покоління) імовірно буде трохи подовжено (щонайбільше на 5 років)
Вірменія	1	24	30	30	Медзамор, ВВЕР 440-230, навряд чи подовжуватимуть
Індія	14	17			Повідомляється, що на деяких станціях поступово розгортається діяльність з PLEX, але детальної інформації майже немає.
Іспанія	9	23	40	60	Найстаріший реактор, Хосе Каврера, закриють у 2006 році після 37-річної роботи.
Канада	17	22	30		Проблеми з деградацією змусили тимчасово зупинити 8 реакторів наприкінці 90-х. Їх робота, та робота інших реакторів CANDU, визначить термін експлуатації.
Китай	11	5			Питання поки що не стоїть
Корея	20	13			Розробляються пропозиції подовження до 60 років.
Литва	1	18			В рамках Угоди про членство останній реактор планується закрити у 2009 році після 22-річної експлуатації
Мексика	2	12			Питання поки що не стоїть
Нідерланди	1	32		40	Станція Борззеле була модернізована і тепер

					планується що працюватиме до 2013 року.
Німеччина	18	25		32	Політична угода з енергогенеруючими компаніями обмежить 32-ма роками.
Пакистан	2	19	30	45	На реакторі Кануп виконано PLEX щоб він працював ще 15 років
ПАР	2	20	40		Планів немає
Росія	31	24			На реакторах РБМК в С.Петербурзі вдруге замінюють канали, після чого вони зможуть працювати в сумі 45 років. На інших подібних реакторах плануються аналогічні заходи.
Румунія	1	9			Питання поки що не стоїть
Словакія	6	17			В рамках Угоди про членство самі старі реактори на Богуніце планується закрити до кінця 2008 року.
Словенія	1	22	40		Планів немає
США	104	22			В 2009 році закінчиться термін дії 40-річних ліцензій на 3-х станціях. З решти 100 реакторів у 23-х ліцензії закінчаться до 2015 року. Реактори, термін експлуатації яких було подовжено на 20 років: Келверт Кліфс (1&2); Оконії (1,2&3); Арканзас Нюклеар Ван 1; Едвін 1 Хеч (1&2); Торкі Пойнт (3&4); Сарі (1&2); Норт Ана (1&2); МакГвайр (1&2); Катавба (1&2); Піч Ботом (2&3); Сен-Люсі (1&2); Форт Келгурн; Робінсон 2; Джіна; Самер; Дрезден (2&3); Квад Сіті (1&2).
Тайвань	6	23			
Угорщина	4	20	30	50	Вживаються заходи, які дозволять реакторам в Пакс працювати 50 років.
Україна	15	16	30		Розроблено плани модернізації та подовження терміну експлуатації всіх ВВЕР-1000.

Фінляндія	4	25	30	60	На станції Олькілуото вже були проведені технічні роботи, які дозволять їх працювати 40 років. Планується подовження до 60 років.
Франція	59	20	30	40	Прийнятий план подовження терміну експлуатації всіх реакторів до 40 років.
Чехія	6	13		40	Впроваджується велика програма модернізації, яка дозволить реакторам в Дуковани працювати 40 років
Швейцарія	5	30			Терміни не визначені
Швеція	11	26			Референдум постановив закрити всі АЕС до 2010 року, але це малоімовірно. Проводяться окремі оцінки для кожного реактора.
Японія	54	24		60	Ліцензії необмежені. МІТІ вивчає пропозиції подовження до 60 років.

Джерело: МАГАТЕ 2005

Reactor License Renewal: FACT SHEET, US NRC, завантажено у березні 2005 року.

Вартість

Наслідки старіння, які проявляються у вигляді відмов та інших подій на АЕС, мають тенденцію знижувати коефіцієнт використання потужності станції, а отже і кількість виробленої та проданої електроенергії. Тому власники станції певною мірою зацікавлені у модернізації та у впровадженні контрзаходів.

З іншого боку, наслідки, які «просто» збільшують імовірність якоїсь катастрофічної аварії (поки ця імовірність залишається малою в порівнянні з повсякденним досвідом) не мають прямого економічного впливу (доки щастя не відвернеться). Тому з економічної точки зору немає особливих причин вкладати капітал в заходи проти таких механізмів старіння, і власники намагатимуться якомога зменшити відповідні видатки.

Відповідно, власники АЕС схильються до заходів двох нижчих рівнів (зменшення навантаження і запасів безпеки), замінюючи лише дрібніші елементи.

Заміна великих елементів станції широко практикувалася (і практикуватиметься) лише тоді, коли залишку (можливо, подовженого) терміну експлуатації вистачало, щоб амортизувати капіталовкладення. Наприклад, в більшості західних країн на АЕС з реакторами PWR проводились заміни парогенераторів, а у Франції та деяких інших країнах замінюють кришки герметичних корпусів реакторів.

Кількісна економічна оцінка заходів з подовження терміну експлуатації (PLEX) – справа складна, і залежить від конкретних обставин кожної окремої станції. Деякі дослідження

описують значний зиск. Наприклад, американський аналітик нещодавно стверджував, що вартість PLEX для американської АЕС складає 100-500дол./кВт, а спорудження найдешевшої неядерної електростанції обходиться в 325-405дол./кВт. Подовження на двадцять років терміну експлуатації теплової електростанції на вугіллі обійшлося б у 100-250дол./кВт [Macdougall 1998]. Нові ядерні потужності набагато дорожчі, ніж всі ці варіанти (їх вартість набагато більша, ніж 1000дол./кВт).

Систематичне дослідження, проведене МАГАТЕ, виявило великий розкид оцінок вартості PLEX. Згідно відповідей на розіслану власникам АЕС у 12 країнах анкети, ця вартість складає 120-680дол./кВт. Але це лише середина інтервалу оцінок; з імовірністю 20% дійсна вартість може бути меншою нижньої межі (і з тією ж імовірністю – більшою за верхню). Висока конкуренція на ринку електроенергії вимагає конфіденційності, тому МАГАТЕ подає інформацію про вартість лише в формі інтервалів [IAEA 2002].

Секретар французького міністерства промисловості, рекламуючи подовження терміну експлуатації французьких реакторів, стверджував, що кожен рік експлуатації одного реактора понад номінальний термін експлуатації (30 років) принесе приблизно 70млн.дол. [NUCWEEK 47_00]. Повідомляється, що сумарний прибуток від десятирічної подовженої експлуатації всіх французьких реакторів складе 15-23млрд.євро [NUCWEEK 40_03].

Крім цих загальних оцінок вартості, для деяких проектів PLEX були опубліковані конкретні цифри. Наприклад, повідомляється, що модернізація двох фінських BWR в Олькілуото, яка подовжить термін їх експлуатації на 10 років, коштувала приблизно 130млн.євро [Rastas 2003]. На АЕС Пакс (Угорщина), подовження терміну експлуатації чотирьох енергоблоків ВВЕР на 20 років коштуватиме приблизно 700млн.євро [NUCWEEK 47_04]. Українські плани подовження термінів експлуатації (на десять-п'ятнадцять років) стверджують, що це буде у три-чотири рази дешевше, ніж спорудження нових станцій [NUCWEEK 23_03]. Додаткові п'ятнадцять років для двох реакторів ВВЕР першого покоління на Кольському півострові коштують приблизно 150млн.євро [NUCWEEK 33_04].

Вартість підготовки продовження ліцензії та розгляду справи регуляторними органами складає порівняно невелику, хоча й не нехтовно малу частину вартості PLEX. Наприклад, для двох енергоблоків BWR на станції Найн Майл Пойнт (США) вони складають приблизно 25млн.дол. [NUCWEEK 48_03].

Порівняно з вартістю нових реакторів, таких як фінський EPR, який коштуватиме компанії TVO 3млрд.євро, вартість модернізації для PLEX видається майже скромною.

Підвищення потужності понад номінальну

Підвищення потужності понад номінальну – економічно привабливий для власників АЕС варіант, який громадськість майже не помічає. Воно особливо вигідне в поєднанні з подовженням терміну експлуатації.

Підвищення потужності понад номінальну практикується в більшості країн, які експлуатують АЕС. Оновлення турбін та парогенераторів дало Іспанії 4% додаткових ядерних потужностей у 1995-1997 роках. Протягом останніх кількох років підвищення потужності продовжувало практикуватися і в США. На початку 2003 року вихідну потужність BWR Кофрентес підвищили приблизно на 11% [FORATOM 2004]. У Швеції загальні ядерні потужності зросли на 600МВт(е) [Varley 1998]. Потужність фінської АЕС

Олькілуото була збільшена на 18,3% [Rastas 2003]. В Німеччині підвищили потужність на ряді станцій. До середини 2004 року додаткова потужність складала 800МВт(е), тобто 4% всіх ядерних потужностей. Планується в цей же спосіб додати ще 450МВт(е) [DATF 2003; ATW 2004]. Підвищення потужності понад номінальну широко практикується і в США. Наприклад, вихід PWR реактора Джіна (зараз 495МВт(е)), термін експлуатації якого планується подовжити на 17 років, буде підвищено на 17% за п'ять років. Здається, що ці результати досягнуто без будь-яких видатків на оновлення систем безпеки, бо цифри для капітальної вартості однієї кіловат-години знижуються пропорційно зростанню потужності [NUCWEEK 48_03]. Заходів з підвищення потужності понад номінальну вживають і на застарілих радянських реакторах. Наприклад, потужність чотирьох енергоблоків ВВЕР другого покоління на АЕС Пакс в Угорщині піднімуть з 470МВт(е) (вже дещо вищих за номінал) до 510МВт(е) [NUCWEEK 47_04].

Існує дві можливості підвищити потужність АЕС понад номінальну (які часто поєднують):

- Підвищити тепловий ККД станції при незмінній потужності реактора. Цього досягають здебільшого оптимізацією турбін. При цьому рівень експлуатаційної безпеки залишається незмінним. Заміна парогенераторів теж може підвищити ККД, якщо нові теплообмінники більш ефективні.
- Підвищити теплову потужність реактора, найчастіше шляхом підвищення температури теплоносія. В такий спосіб виробляється більше пари, і реактор може виробити більше електрики на турбінах (які теж треба модифікувати). Збільшення теплової потужності означає більше ядерних поділів і тому підвищує експлуатаційні ризики. Крім того, неминуче зростуть навантаження на матеріали реактора. Загальновизнано, що збільшення теплової потужності реактора зменшує запаси безпеки і одночасно прискорює процеси старіння.

Можливості підвищення потужності понад номінальну за рахунок збільшення теплового ККД за останні роки були здебільшого використані. Тому існує тенденція підвищення теплової потужності реакторів. Наприклад, всі плановані на сьогодні в Німеччині підвищення потужності відносяться до останньої категорії.

Крім того, підвищення теплової потужності реактора розглядається як особливо економічний спосіб збільшити виробництво електроенергії [FRAMATOME 2004].

Теплову потужність реакторів з водою під тиском підвищують шляхом підвищення середньої температури теплоносія, а разом з тим і температури активної зони. Це приводить до зменшення запасів безпеки: корозія оболонок паливних елементів стає більш імовірною, зростають і пікові значення тиску в первинному контурі під час перехідних процесів. Крім того, кількість радіоактивних речовин в активній зоні зростає пропорційно до теплової потужності. Ускладнюються заходи, спрямовані на контроль над аварійними ситуаціями і послабленням шкідливих наслідків – наприклад, потрібно збільшувати швидкість вентиляції утримуючого корпусу [Bornemann 2001].

Схожі проблеми виникають і при підвищенні потужності реакторів інших типів. Наприклад, підвищення потужності реактора BWR на станції Квад Сіті в США привело до вібрацій головного паропроводу, які в свою чергу викликали пошкодження інших елементів. Реактор довелося кілька разів зупиняти для ремонту [UCS 2004].

Збільшення ступеня вигорання палива (отримуючи більше енергії з тони палива) – ще один спосіб, в який власники АЕС намагаються покращити економічні показники. Воно вимагає відповідно більшого ступеня збагачення свіжого палива.

Останнім часом докладається дедалі більше зусиль, щоб підвищити ступінь вигорання. Кілька десятиліть тому типове значення ступеня вигорання в реакторах з водою під тиском складало приблизно 30 000МВт-днів/тону або трохи більше. Сьогодні досягнуто значення 50 000МВт-днів/тону, і поставлено мету досягнути 60 000МВт-днів/тону. В реакторах з киплячою водою ситуація схожа, хоча всі показники трохи нижчі.

Збільшення ступеня вигорання збільшує небезпеку руйнування оболонки паливних елементів з наступним радіоактивним зараженням теплоносія. Крім того, не до кінця зрозуміло, яким чином високий ступінь вигорання впливає на поведінку паливних елементів при аварії.

Використання палива з високим ступенем вигорання може також зменшувати запаси безпеки. Наприклад, в реакторах ВWR зростає небезпека виникнення осциляцій нейтронного потоку.

Збільшення ступеня вигорання зменшує вагу відпрацьованого за рік палива. З іншого боку, перевозити, зберігати та захоронювати відпрацьоване паливо важче та більш небезпечно внаслідок більшої радіоактивності, більшого самонагрівання та більшого вмісту довгоживучих нуклідів актинідового ряду.

Перспективи регулювання

Хоча загально визнано, що головна відповідальність за безпечну експлуатацію АЕС лежить на власниках, регуляторні органи грають дуже важливу роль, підтримуючи стандарти безпеки, прийняті в різних країнах, і визначаючи допустимий рівень ризику. Тому перспективи регулювання та проблеми, що постають перед регуляторними органами у зв'язку з подовженням терміну експлуатації, заслуговують на обговорення в цьому звіті. Цей розділ ґрунтується на недавньому звіті Комітету з регуляторної діяльності Агентства ОЕСД з ядерної енергії. Комітет складається в основному з начальників регуляторних органів з різних країн [CNRA 2001].

В різних країнах практичні сторони регулювання ядерної енергетики істотно відрізняються. Особливо це стосується регулювання старіння та подовження термінів експлуатації. Деякі країни (наприклад, США та Фінляндія) видають ліцензії на експлуатацію на визначений проміжок часу. В Швейцарії лише деякі станції мають такі обмежені ліцензії. Але більшість країн видають ліцензії, які по суті необмежені в часі, якщо експлуатація станції є безпечною.

Дедалі важливішу роль, особливо в країнах з необмеженими ліцензіями, відіграють періодичні перевірки безпеки, які виносять судження про можливість подальшої експлуатації. В цьому відношенні між різними країнами також спостерігаються істотні відмінності. Відрізняються вимоги до об'єму документації та інших відомостей, які повинні представити власники станції; відрізняється і об'єм незалежної оцінки кожної заявки регуляторними органами.

Також дуже відрізняються підходи до розробки й оновлення правил та інструкцій. В усіх країнах регулювання покладається головним чином на детерміністичні методи і критерії. Але ймовірнісні методи теж набирають ваги. В деяких країнах ці методи формально включені в процес ліцензування, а в інших країнах регуляторні органи більш скептично ставляться до ймовірнісних методів.

Серед регуляторних органів країн світу досить розповсюджений підхід, за яким для прийняття рішення про те, яких покращень систем безпеки слід вимагати та очікувати від власників станції, розглядається все технічне обґрунтування станції. Але навіть тут є істотні відмінності: у США процес подовження терміну дії ліцензії зосереджується на шкідливих проявах старіння, а обґрунтування чинної ліцензії не переглядається.

Незважаючи на цей різнобій, є кілька проблем, з якими стикаються регуляторні органи всіх країн світу. Найфундаментальнішим і найгострішим недоліком практичної регулюючої діяльності у всьому світі є те, що жодна країна не має повного і вичерпного набору технічних критеріїв, які дозволяли б вирішити, коли саме не можна дозволяти дальшу експлуатацію АЕС.

Загальноприйнятий принцип – базис ліцензування станції слід підтримувати протягом всього терміну експлуатації. В деяких країнах (наприклад, у Швейцарії), додатково вимагається, щоб АЕС відповідали останньому слову науки та техніки. В багатьох інших країнах ця вимога є неявною. Цей критерій вважається потенційно дуже суворим. Регуляторним органам зазвичай дуже важко розсудити, наскільки можна реалізувати цей критерій для більш старих станцій.

Як показують відповіді на розіслану Агентством ОЕСД з ядерної енергетики анкету, на практиці, регулятори вимагають такого переобладнання старих АЕС лише настільки, наскільки це «практично можливо», враховуючи виграші в безпеці та вартість. Звичайно, таке формулювання залишає значний простір для тлумачення та компромісів. Загалом регулятори оцінюють відхилення від сучасних стандартів на прагматичній основі, і в кожному випадку окремо.

Тенденція до поширення використання імовірнісних методів теж є проблемою для регуляторних органів. Імовірнісний аналіз дедалі частіше використовується в якості регуляторного інструмента. Проте регулятори здебільшого відмовляються визнавати, що самих лише імовірнісних аргументів достатньо, щоб відмінити прийняті на детерміністичній основі рішення про ліцензування. Це питання може стати дедалі більш суперечним, якщо власники станцій намагатимуться за допомогою імовірнісних методів обґрунтувати, якою мірою для них «практично можливо» переобладнати старі станції.

Ще одне складне завдання регуляторних органів – забезпечити безперервну наявність компетентних працівників, які б керували та обслуговували старі станції, враховуючи те, що на старих станціях деталі конструкції, технічні обмеження і т.п. бувають не так добре задокументовані, як на сучасних станціях. Ця проблема може загостритися з поступовим виходом на пенсію конструкторів станції та операторів, які працювали на ній від самого пуску.

3. Терористична загроза

Задовго до 11 вересня 2001 року у двадцятому столітті відбувалися численні терористичні акти. Але на початку двадцять першого століття терористична загроза видається особливо великою.

Терористичного нападу можуть зазнати різноманітні об'єкти. Промислові об'єкти, хмарочоси у міських центрах чи повні стадіони видаються привабливими цілями, якщо напад ставить за мету вбити одним ударом якомога більше людей. З іншого боку, АЕС може бути обрана ціллю з таких причин:

1. Символізм – ядерна енергія може розглядатися як уособлення технічного розвитку, як типовий «хай тек». Крім того, це технологія подвійного, цивільно-військового призначення. Ось чому багато людей вважають її потенційно надзвичайно небезпечною, і небезпідставно. Тому напад на АЕС може мати особливо сильний психологічний вплив.

2. Довготривалі наслідки – напад може привести до масштабного радіоактивного забруднення довгоживучими радіонуклідами. Сліди руйнувань залишатимуться тривалий час. Крім того, економічна шкода триватиме десятиліття. Цілі регіони можуть зазнати дестабілізації внаслідок евакуації великої кількості людей (міст, промислових комплексів) на невизначений час.

3. Негайні наслідки для виробництва електроенергії в регіоні – скрізь, де експлуатуються АЕС, вони є великими і централізованими елементами енергомережі. Раптова зупинка такої великої генеруючої станції може привести до колапсу місцевої електромережі.

4. Довготривалі наслідки для виробництва електроенергії, не лише в тому регіоні, який зазнав нападу, а й в інших регіонах, можливо, навіть у всіх країнах, що використовують АЕС – успішний напад на АЕС в одній країні є також нападом на всі АЕС у світі [BRAUN 2002]. Коли такий напад продемонструє вразливість однієї АЕС, можливо, що будуть закриті інші АЕС не лише у країні, яка зазнала нападу, а й в інших країнах.

Існують також вірогідні аргументи – з точки зору терористичного угруповання – проти вибору АЕС як об'єкта нападу: ядерний об'єкт може бути менш вразливим, ніж інші цілі; викиди радіоактивності можуть зашкодити віддаленим неворожим країнам; атакована країна може нанести надзвичайно нищівного удару у відповідь [Thompson 2005]. Проте видається неможливим оцінити імовірність нападу на конкретні об'єкти. Можливість терористичного нападу на АЕС очевидна і незаперечна; також очевидно і незаперечно, що існують і інші численні типи цілей для нападу.

Терористичний напад на АЕС може бути здійснений дуже різноманітними засобами. Неможливо перерахувати всі можливі сценарії, бо абсолютно неможливо передбачити всі витвори людської фантазії. З 11 вересня 2001 року адміністрації зосереджувались на самогубчих нападах на літаках. Але існують і зовсім інші, теж реалістичні сценарії.

Напад на АЕС – не просто теорія. У минулому вже мало місце кілька таких нападів. На щастя, вони досі не приводили до катастрофічних викидів радіації. Наведемо декілька прикладів для ілюстрації [Coeytaux 2001; Thompson 1996; Nissim 2004; TMI 2005; NUCWEEK 46_94]:

- 12 листопада 1972р.: троє зловмисників захопили літак DC-9 компанії Southern Airlines і загрожували розбити його, влетівши в Окріджський військово-дослідний реактор. Отримавши два мільйона доларів, зловмисники полетіли на Кубу.
- грудень 1977р.: баскські сепаратисти підірвали бомби на споруджуваній АЕС Лемоніз (Іспанія), пошкодивши герметичний корпус і парогенератор та вбивши двох робітників.
- грудень 1982р.: незважаючи на посилену охорону, партизани ANC підірвали чотири бомби всередині споруджуваної АЕС Коберг (ПАР).
- травень 1986р.: саботажники закоротили три з чотирьох ліній електропередач, які вели на АЕС Пало Верде (Арізона, США).
- лютий 1993р.: на АЕС Трі Майл Айленд (Пенсильванія, США) водій на вантажопідйомнику проломив захисну огорожу і протаранив частково відчинені двері в турбінний зал. Через чотири години охоронці знайшли водія; він ховався в залі.
- 1993р.: терористи, які здійснили вибух у Всесвітньому торговому центрі і належали до терористичної мережі, яка начебто входила до «Ісламського джихаду», у листі, отриманому Нью Йорк Таймс і засвідченому адміністрацією як справжнє, загрожували атакувати ядерні об'єкти. На додачу, розслідування начебто показало,

що в листопаді 1992р. група терористів тренувалася у таборі за 15 км від АЕС Трі Майл Айленд.

- листопад 1994р.: повідомлено про бомбу, закладену на Ігналінській АЕС (Литва). Проте вибуху не сталося, і бомбу на АЕС не знайшли.

Військові дії

Ще одна небезпека, яка заслуговує на особливу увагу в сучасній умовах, це військові дії, скеровані проти ядерних об'єктів. Після падіння Залізної завіси, посилюється тенденція до поширення «малих», регіональних, довготривалих війн. Ці війни можуть бути пов'язані або із розвалом великої держави, або із боротьбою частини населення за незалежність [Muenkler 2003]. Наведені вище мотиви для терористичного нападу на АЕС можуть схилити одну із сторін у такій війні до нападу.

Військові інтервенції є ще одним видом збройного конфлікту. Вони можуть відбуватися внаслідок тривалої регіональної війни. Під час таких війн країни нападають на державу, яка становить справжню чи уявну загрозу. В таких випадках політичні цілі та інтереси країн-нападників зазвичай грають велику роль. Якщо в атакованій країні є атомні станції, існує ризик ненавмисного їх ушкодження в ході бойових дій. Крім того, інтервенти можуть навмисно атакувати електростанції, щоб паралізувати електромережі атакованої країни. Будуть вживатися заходи для запобігання викидам радіації. Але через те, що окремі елементи АЕС розміщені компактно, елементи систем безпеки також можуть бути ушкоджені. До того ж, під час війни енергорозподільчі мережі можуть розвалитися і без прямих нападів на електростанції. Разом із руйнуванням інфраструктури це теж може викликати аварії на АЕС, із відповідними наслідками для прилеглих територій.

Також вірогідно що АЕС, які мають військове призначення, будуть навмисно зруйновані. У цьому випадку напасник може погодитись і з викидами радіоактивних речовин.

У червні 1981р. ізраїльські повітряні сили зруйнували великий (40МВт(т)) дослідницький реактор, який споруджувався в Тувайта (Ірак), бо Ізраїль побоювався, що цей реактор міг використовуватися в якості ядерного арсеналу. Під час війни у Персидській затоці у 1991 році американські літаки під час нічного нальоту зруйнували два менших реактора, розташованих на тому ж місці [Thompson 1996].

В жодному регіоні неможливо виключити загрози внаслідок військових дій. Під час конфліктів на Балканах на початку дев'яностих років словенській АЕС Крко кілька разів загрожувала небезпека. В червні 1991 року три бомбардувальника югославських повітряних сил пролетіли над станцією. Нападу не було, але це було очевидне попередження. У вересні того ж року війна знову наблизилась до словенського кордону. Бої ішли навколо Загреба і могли легко розповсюдитись на словенську територію [Hirsch 1997].

У випадку збройного конфлікту в поєднанні із військовими діями можуть відбуватися і диверсії (чи то закинутим за лінію фронту власне спецназом, чи «п'ятою колоною»). Ця небезпека особливо велика у випадку асиметричної війни, коли ворог нападає на значно слабшу країну, наприклад в ході інтервенції. Сумніви щодо дій, скерованих в основному проти цивільного населення ворожої країни, можуть бути відкинуті, якщо атакована країна не має інших засобів нанести удар всесильному ворогові та/або сама вже понесла тяжкі втрати цивільного населення.

Тут не обговорюватиметься використання ядерної зброї проти АЕС (чи то в ході військових дій, чи при терористичному нападі). Але слід відзначити, що зруйнування АЕС може істотно збільшити радіоактивне зараження від ядерної бомби – у промисловій АЕС міститься у тисячі разів більше радіоактивних речовин, ніж у продуктах вибуху ядерної бомби.

Цілі нападу та їх вразливість

АЕС, імовірно, найбільш «привабливі» для терористичного нападу серед усіх ядерних та інших об'єктів з великою кількістю токсичних речовин. АЕС широко розповсюджені (принаймні в деяких розвинених країнах), містять значну кількість радіоактивних речовин, і, як вже було вказано вище, є важливою частиною електричних мереж. Крім того, це великі споруди характерної конструкції, їх видно навіть з великої відстані. Територія АЕС становить кілька гектарів. Головний елемент станції – реакторний корпус, в якому, як вказує його назва, розташований сам реактор, а в ньому – дуже радіоактивне ядерне паливо (порядка 100 тон), а крім власне реактора в цій будівлі знаходяться важливі системи охолодження і захисту.

В разі нападу імовірно, що саме реакторний корпус буде основною мішенню. Якщо під час нападу реактор працюватиме, і перерветься подача теплоносія, активна зона може дуже швидко розплавитися (приблизно за одну годину). Навіть якщо реактор заглушений, в ньому виділяється досить багато тепла, і паливо знову-таки розплавиться, хоча і за дещо більший час.

У випадку зруйнування реакторного корпусу і відмови систем охолодження розвивається аварія найбільш небезпечного виду: швидке розплавлення активної зони за відсутності утримання. Викиди радіоактивності будуть особливо великими і відбудуться особливо швидко.

Ще один вразливий елемент, що містить значну кількість радіоактивних речовин, це відстійник для зберігання відпрацьованого палива. На деяких станціях він може містити у кілька разів більше палива (а отже, і довгоживучих радіоактивних речовин), ніж власне активна зона реактора. На деяких станціях цей відстійник розміщений всередині утримуючого корпусу, і бетонні стіни захищають його від зовнішніх впливів (наприклад, в німецьких PWR), але в багатьох випадках цей відстійник розташований в окремій, менш захищеній будівлі (це стосується багатьох американських АЕС). В багатьох німецьких BWR відстійник розміщений в реакторній будівлі, але над власне утримуючим корпусом, і тому він захищений значно меншою мірою, ніж реактор.

Крім власне реакторної будівлі та будівлі з відстійником відпрацьованого палива (якщо вона є), на АЕС є інші будівлі та споруди, які тією чи іншою мірою стосуються безпеки і захисту. Для сучасного реактора з водою під тиском (приблизно 60% діючих реакторів у світі – PWR та ВВЕР) найважливішими є:

- Розподільча будівля з центром керування і основним електро- та електронним обладнанням
- Допоміжна будівля з водоочисним та вентиляційним обладнанням
- Машинний зал з турбінами та генераторами
- Трансформаторна станція, підключена до електромережі, та трансформатор для АЕС
- Цех аварійних генераторів із запасними дизельними генераторами і системою подачі охолодженої води

- Цех аварійного живлення парогенераторів (для охолодження реактора через вторинний контур охолодження) з постом дистанційного заглушення
- Труба для газів, що відходять
- Майстерні і будівлі, призначені для персоналу станції
- Градирні (якщо є)
- Будівля, в якій розміщені водозабірники та водоскиди.

Схожа ситуація має місце і для реактора з киплячою водою, але цеха аварійного живлення парогенераторів немає, бо ВWR мають лише один контур охолодження і тому в них немає парогенераторів. Замість нього, в деяких ВWR є будівля аварійного керування, з якої можна контролювати найбільш життєво необхідні функції системи безпеки. Не всі сьогоденні АЕС розроблялися з оглядом на захист від зовнішніх, антропогенних впливів (наприклад, падіння літака). На тих АЕС, де це бралось до уваги, розглядався лише точковий удар (який відповідає, наприклад, падінню маленького військового літака). Найважливішою протидією було просторове розділення елементів систем безпеки. Воно мало гарантувати, що удар зруйнує не більше однієї життєво важливої споруди – в цих обставинах можлива компенсація. Наприклад, якщо відмовить трансформатор допоміжного живлення, можна запустити аварійну систему енергоживлення від дизельних генераторів.

Навіть якщо реакторна будівля залишиться неушкодженою після нападу, все ще можливий розвиток аварійної ситуації – якщо буде зруйновано більше однієї життєво важливої частини систем безпеки. Якщо наслідки нападу розмазані по території станції, то це може статися навіть за умови просторового розділення важливих елементів. Наприклад, при одночасній відмові енергоживлення з мережі (через трансформаторну станцію) та аварійних генераторів, не зможуть працювати циркуляційні насоси. Якщо буде одночасно зруйновано центр управління та будівлю аварійного керування, може виникнути ситуація, коли системи безпеки працюють, але ними неможливо керувати. Широкомасштабні руйнування на території станції можуть зробити неможливим доступ до обладнання, а отже стає неможливим – принаймні на ті кілька годин, за які потрібно прореагувати – вжити термінових заходів та відремонтувати обладнання.

Зруйнування самих лише водозабірників має наслідком переривання всіх систем охолодження на АЕС. Але в цьому випадку критична ситуація розвивається повільно, бо на АЕС є різноманітні резервуари води. Тому є час на те, щоб вжити якихось імпровізованих заходів – якщо цьому не завадять подальші руйнування на станції.

Наслідки терористичного нападу на АЕС

Обговоримо детальніше один сценарій із довгого переліку можливих – артилерійський обстріл АЕС. Такий напад може привести до аварії найбільш серйозного виду – розплавлення активної зони і ранньої втрати утримання. Він був би ефективнішим, ніж обстріл бронебійними чи бетонобійними ракетами. Можливий сценарій – обстріл 155 мм наземною гаубицею, чи то під час військових дій, чи у разі терористичного нападу. Майже кожна армія світу має таке озброєння; цілком можливо, що і терористи можуть його придбати. Закамуфльовану 155 мм гаубицю можна підвезти досить близько до АЕС, а за кілька хвилин вона буде готова до стрільби. Якщо обстріл відбуватиметься з відстані 12-15 км, можна кілька разів поцілити в задану 50м x 50м площадку на території АЕС. При стрільбі з меншої відстані і сприятливих погодних умовах точність буде істотно вищою. Можливі кілька попадань в будівлю реактора. Якщо стрілятимуть фугасними снарядами, реакторна будівля буде частково зруйнована. Персонал станції буде вбито чи поранено. Ті снаряди, які не влучать прямо в ціль, спричинять додаткові руйнування. Ефект може бути

посилений за допомогою запалюючих чи інших спеціальних зарядів. Буде надзвичайно важко вжити швидких і ефективних контрзаходів. За кілька годин станеться розплавлення активної зони з великими викидами радіації. В атмосферу може потрапити від 50% до 90% від наявної кількості таких летких нуклідів, як йод та цезій, і невелика частка інших нуклідів, наприклад стронцію-90. Для енергоблока електричною потужністю 1000МВт викиди складуть, зокрема, кілька сотень тисяч терабеккерелів Cs-137 [Hahn 1999], для порівняння – під час чорнобильської аварії було викинуто десь 85 000 терабеккерелів цезію [NEA 1996].

Наслідки нападу будуть катастрофічними і торкнуться великої території: до 10 000 кв. км. доведеться евакуювати негайно. До 15 000 осіб загине безпосередньо від опромінення і ще до 1 000 000 – від викликаного ним раку, генетичні ушкодження теж будуть розповсюджені. До 100 000 кв. км. буде заражено настільки, що людей доведеться згодом відселити. Економічна шкода оцінюється у 6 трлн. дол. [Hahn 1999].

Для багатьох типів реакторів вельми імовірним є знищення чи серйозне ушкодження ставка-відстійника відпрацьованого палива. Це може привести до викидів, у кілька разів більших за наведені вище оцінки, і відповідно тяжчих наслідків.

Протягом деякого часу можливо втрутитися і забезпечити охолодження палива. Якщо система охолодження ставка перестане працювати внаслідок нападу і вода википатиме, то за кілька днів (в залежності від кількості палива і тривалості його зберігання) верхні кінці паливних елементів виявляться на повітрі. Якщо ставок буде ушкоджено і вода витече, то це, звісно, станеться швидше. Тільки-но паливо вийде з-під води, захист від радіації буде повністю втрачено і втрутитися буде неможливо через летальне випромінювання. Якщо паливо було завантажене в ставок недавно, то воно нагріється до температури самозагоряння (900°C) і за кілька годин почнуться дуже великі викиди радіації [Alvarez S2003].

LITERATURE