

Atomerőművek biztonsága és az atomerőművi balesetektől, üzemzavarokból levonható következtetések

Pátzay György, Kossa György*, Grósz Zoltán

Közszolgálati Egyetem, Katasztrófavédelmi Intézet, *OKF

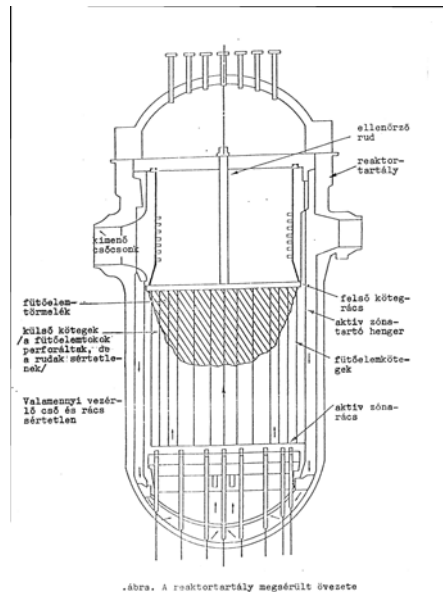
Paks bővítése kapcsán cikksorozatunkban az atomenergia múltbeli, jelen és jövőbeni biztonsági kérdéseivel foglalkozunk. Elsőként a jelenleg üzemelő második generációs atomerőművek biztonsági rendszereit ismertetjük, majd a második részben az eddig előfordult komolyabb atomerőművi balesetek biztonsági tanulságaival foglalkozunk. Végül pedig a harmadik és negyedik generációs atomerőművek biztonsági kérdéseit tárgyaljuk, beleértve a paksi bővítés során felmerült legvalószínűbb reaktortípus a VVER-1200 típusú reaktorét

A JELENLEG ÜZEMELŐ ATOMERŐMŰVEK BIZTONSÁGI KÉRDÉSEI (1.RÉSZ.)

A jelenleg üzemelő energetikai atomerőművek alacsony- vagy közepes dúsítású urán, urán-oxid, vagy urán-plutónium-oxid fűtőelemekkel üzemelnek. Ez azt jelenti, hogy a fűtőelem rudakban lévő üzemanyag pasztillákban az urán-235 hasadóképes izotópjának aránya 3-5% és nem haladja meg a 30%-ot. Ezen tények következtében atomrobbanás, azaz a hasadóképes U-235 és/vagy Pu-239 izotópok nagy tömegének pillanatszerű elhasadása nem lehetséges, hiszen ehhez minimum 92%-os U-235 dúsítás szükséges. Ha tehát az üzemelő atomreaktorokban az atomrobbanás kizárt, akkor felmerül kérdés, milyen veszélyekkel és kockázatokkal kell számolnunk, az erőművek üzemelése során milyen baleseti és katasztrófaveszély merülhet föl és milyen biztonsági berendezésekkel és eljárásokkal gátolják meg atomerőművi balesetek és üzemzavarok bekövetkezését, illetve csökkentik le annak bekövetkezési valószínűségét.

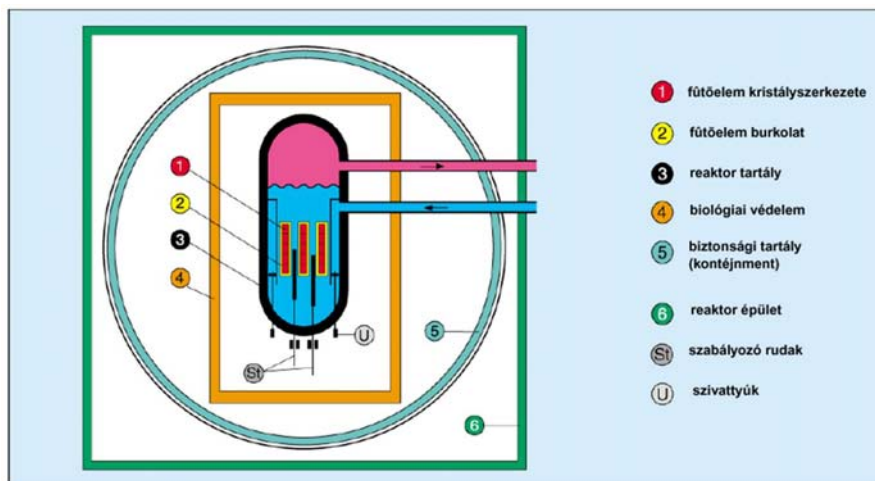
Az atomerőművek üzemelése során – bonyolult rendszerről lévén szó – számos apró, vagy nagyobb rendellenesség vezethet üzemzavarhoz, súlyosabb esetben balesethez. Legsúlyosabb következménnyel a nagy primerkörü csőtörés következtében fellépő hűtővíz veszteség járhat, melynek során az üzemelő, vagy a már leállított atomerőmű hűtése részben, vagy teljesen megszűnhet és a fűtőelemekben felhalmozódott nagyszámú radioaktív izotóp bomlása során termelt jelentős hőmennyiség megolvashatja reaktortartályban lévő hasadóanyagot tartalmazó fém rudakat (pálcákat) és felnyitja a gáztömör csövek burkolatát. Ezt hívják részleges, vagy teljes zónaolvadásnak. A megolvadt csövek elveszítve gáztömörségüket kiengedik a reaktor tartályba, illetve annak környezetébe az illékony gáz- és gőz-halmazállapotú radioaktív hasadási termékeket, azaz a radioaktív nemesgázokat (argon, xenon, kripton stb) és a

jódizotópok gőzeit. Ezek aztán már tovább juthatnak a reaktor biztonsági tartályába, konténmentjébe és onnan a környezetbe. Az 1. ábra mutatja az 1978-ban a Three Mile Island (USA) atomerőműben bekövetkezett baleset során összeolvadt zóna képét.



1. ábra A TMI-2 reaktor olvadt zónája

Súlyosítja a fenti baleset hatását, ha az aktív zóna környezetében tűz, vagy robbanás lép fel és ennek során megsérülnek a radioaktív illékony anyagok kijutását akadályozó gátrendszerek (2. ábra)



2. ábra Atomreaktorok védőgátjai

Ha a reaktor vízhűtésű, akkor fennáll a veszélye a magas hőmérsékleten lévő fém és betonfelületek és a vízgőz reakcióba lépésének és robbanóképes gázok gázelegyek (durranógáz, hidrogén, szénmonoxid) keletkezhetnek. Ezek felrobbanása lerombolhatja a radioaktív izotópok kijutását megakadályozni hivatott mérnöki gátakat (fűtőelemburkolat, reaktortartály, biztonsági tartály stb.) és tüzeket okozhat. A tartós tüzek tovább növelhetik a baleset következményeinek súlyosságát, katasztrófát

eredményezhetnek. A tartós tűz megnöveli a környezetbe kijutó radioaktív izotópok mennyiségét, hiszen tűz esetén nemcsak az illékony gázok és gőzök, hanem az alacsonyabb olvadási és forráspontú radioaktív alkáli fémek (például cézium) és alkáli-földfémek (például stroncium) izotópok is kijuthatnak a környezetbe a felszálló meleg levegővel és eljuthatnak radioaktív por formájában a sztratoszférába is. Ezekkel a veszélyekkel már a jelenleg üzemelő, ún. másodgenerációs atomerőművek tervezése és megépítése során is tisztában voltak a tervezők és több, párhuzamosan működő műszaki eljárást építettek be ezen atomerőművek zóna vészhűtésének biztosítására, illetve a keletkezett gőz és kondenzálható anyagok lehűtésére és így a zárt térben kialakuló nyomás csökkentésére, valamint a radioaktív illékony komponensek kijutásának meggátolására.

Reaktor üzemzavar, törés, szivattyú leállás esetén automatikus reaktor leállás és szükség esetén zónahűtés megy végbe. Az üzemzavari okok között lehet feszültségkiesés, szivattyú leállás, csőtörés, szabályozó rudak elakadása, gőzcső törés, hűtés teljes kiesése stb. Minden ilyen esetben a cél a zónakárosodás és radioaktív szennyeződés kijutásának megakadályozása.

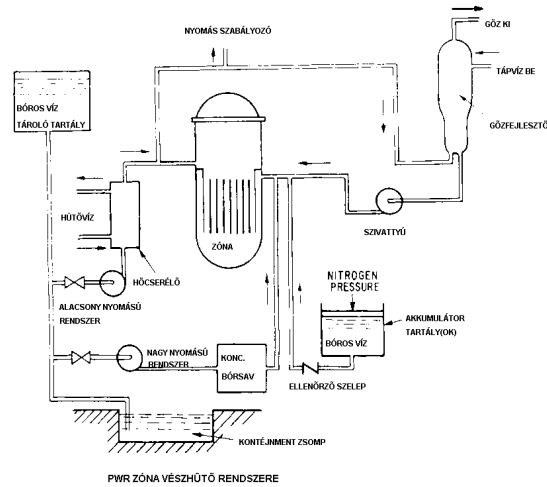
Talán a legkomolyabb baleset a nagy primerkörü csőtörés (LOCA LOss of Coolant Accident), melynek során a törés és az elfolyás mértékétől függően a reaktortartályban a nyomás gyorsan csökken és a hűtővíz jelentős része gőzzé alakul. A radioaktív illékony izotópokat tartalmazó gőz expandálva kitölti a kontéjnmentet, megnő a gőz nyomása és hőmérséklete. Ezért a kontéjnment a legfontosabb biztonsági eszköz, mert ez az utolsó akadály a környezet felé. A LOCA megakadályozására a kontéjnment nem elégséges, további intézkedések szükségesek. LOCA esetén a kiszökött gőzt nagyon gyorsan kondenzálni kell, amit a hőmérséklet és nyomás csökkenése követ. Tisztítóberendezéssel meg kell tisztítani a kontéjnment légterét és a kifolyt hűtőközeget. Az esetlegesen képződött hidrogén gázt hatástalanítani kell. A kontéjnment falán áthatoló csővezetéseket a fal mindkét oldalán szelepekkel látják el, melyek veszély esetén automatikusan záródnak.

A ZÓNA-VÉSZHÚTÓ RENDSZER (EMERGENCY CORE-COOLING SYSTEM, ECCS).

Ha a teljes hűtőközeg elfolyik, sorsdöntő, hogy a zóna ne hevülhessen túl. Erről az ECCS gondoskodik. Jelenleg a világon üzemelő atomerőművek döntő többségben könnyűvízzel hűtött és moderált reaktorok (LWR) és két reaktortípusba, a két vízkörös, az első vízkörben a víz forrásának megakadályozására magas nyomást (140- 160 bar) alkalmazó nyomottvízes atomerőművek (PWR, VVER) csoportjába és az egy vízkörös, a vízkörben részben gőzt termelő forralóvízes atomerőművek (BWR, RBMK) csoportosíthatók.. A két legfontosabb könnyű vízzel hűtött (LWR) reaktor típusra eltérő megoldást dolgoztak ki.

NYOMOTTVIZES ATOMERŐMŰVEK (PWR, VVER) ZÓNA-VÉSZHÚTÓ RENDSZERE(3. ábra)

Ilyen a Paksi Atomerőmű négy VVER-440/213 blokkja is. A PWR reaktorok ECCS sémája a következő ábrán látható. Általában 3 független hűtési alrendszert működtetnek:



3. ábra A PWR reaktorok zóna-vészhűtő rendszere

A rendszer három, egymástól független vészhűtő rendszerből áll, a nagynyomású, a közepes nyomású és a kisnyomású vészhűtő rendszerből.

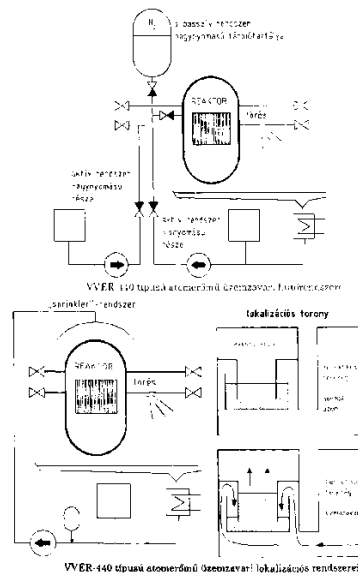
1. A hűtőközeg kismértékű elfolyása esetén, a nyomás kismértékben csökken (például 155 bar-ról, 110 barig). Ekkor beindul a **nagynyomású injektor rendszer (HPIS)**, amely bóros vizet pumpál a reaktorba a hűtés biztosítására.

2. Nagyobb törések esetén jelentősebb az elfolyás, gőz fejlődik és a gyors nyomáscsökkenés lép fel. Ekkor az **akkumulátor injektor rendszer (AIS)** lép üzembe (a paksi erőműben hidroakkumulátornak nevezik). Ez kettő, vagy több független tartályból nitrogén-gáz nyomás segítségével hideg bóros-vizet pumpál (14-45 bar nyomáson) a főkeringtető szivattyú utáni reaktorba belépő csővezetékbe. Ha a rendszernyomás a gáznyomás alá esik az ellenőrző szelepek kinyitnak és a gáz benyomja a hideg bóros-vizet az aktív zónába.

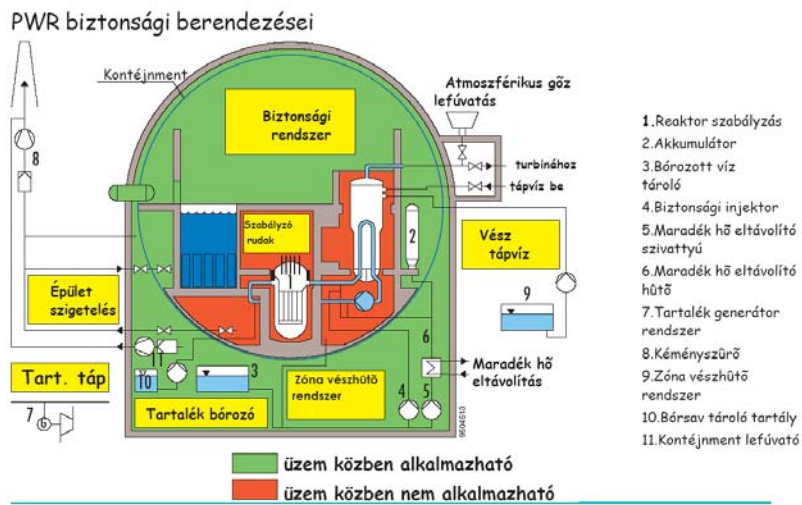
3. Nagyon nagy elfolyás, azaz igen jelentős nyomáscsökkenés esetén az **alacsony nyomású injektáló rendszer (LPIS)** lép működésbe. Ez hosszú ideig képes bóros-vizet juttatni a rendszerbe az akkumulátor tartályok kiürülése után is.

Az 1-es és 3-as rendszer aktív működésű, tehát szivattyú mozgatja a folyadékot, ezért többszörös tartalék energiaforrást biztosítanak számára (dízgenerátorok). A 2-es passzív rendszer, szivattyúk és motoros szelepek nélkül üzemel. A zóna-vészhűtő rendszerek üzemelése szempontjából létfontosságú a szint-, nyomás-, hőmérséklet-jelzők pontos és megbízható működése. A paksi atomerőműben jelenleg üzemelő négy blokk nem rendelkezik biztonsági tartállyal (kontéjnnmenttel), helyette úgynevezett elnyelető, vagy lokalizációs tornyok (konfájnnmentek) épültek (4. ábra), melyeket lokalizációs tornyoknak neveznek. Ezek feladata, hogy primerkörüi forrás és gőzképződés esetén a képződött

radioaktív gőzt egy hideg bórsavas vízzel töltött labirintus tálcarendszeren vezetik keresztül és így csökkentik le az épületszerkezetre veszélyes gőznyomást és nyeletik el az illékony radioaktív izotópok zömét.

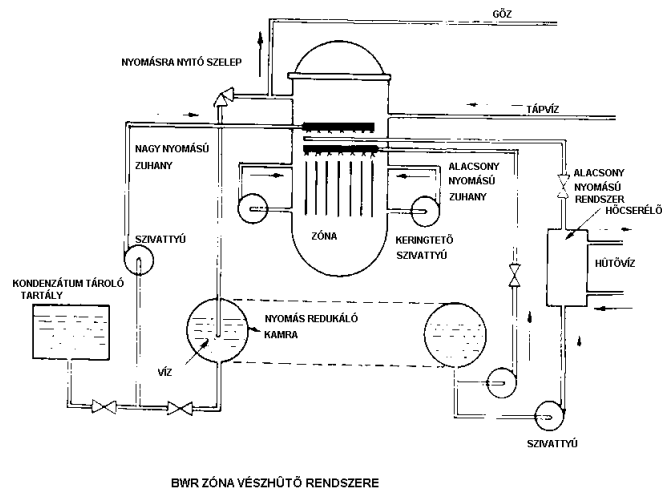


A PWR típusú reaktorok biztonsági berendezéseit és műszaki gátjait foglalja össze a 4. ábra.



4. ábra PWR reaktorok biztonsági berendezései

FORRALÓVIZES ATOMERŐMŰVEK (BWR, RBMK) ZÓNA-VÉSZHŰTŐ RENDSZERE (5. ábra)



5.ábra A BWR reaktorok zóna-vészűtő rendszere

Ilyen reaktorok a csernobili RBMK-1000 és a fukushimai BWR reaktorok. Minden BWR-t elláttak **nagynyomású hűtőközeg injektáló** (régebbi BWR), vagy **nagynyomású zóna zuhanyzó** (újabb BWR) rendszerrel. Ezek kis hűtőközeg hiány esetén lépnek üzembe. Vízet ehhez részben a kondenzvíz tartályból, részben a nyomáskiegyenlítő (pressure suppression chamber) tartályból biztosítanak. A befecskendező szivattyút vagy gőzturbinával (a reaktorzónából elvezetett hő segítségével), vagy újabban villanymotorral hajtják. Ha a nagynyomású rendszer meghibásodik, vagy nem képes a tápvízszivattyúkkal együtt megfelelő vízszintet biztosítani a zónában egy biztonsági szelep lép működésbe és gőzt fuvat le a zónából. A nyomás csökkenése után beindul a **kisnyomású vészűtőrendszer** (low pressure emergency cooling system). Ez tartalmaz egy zónazuhanzó és egy injektáló rendszert. Mindkettő a vizet a nyomáskiegyenlítő tartályból nyeri. Az újabb BWR-ben egy zónazuhanzó és három injektáló rendszer található. Egy motor áll készen-létben a zuhany, vagy az egyik injektor működtetésére és egy másik motor a két további injektor hajtására szolgál. A motorral meghajtott szivattyús rendszerekhez áramkimaradás esetére tartalék dízelgenerátorokkal üzemeltetett szivattyús rendszerek állnak rendelkezésre.

BIZTONSÁGI TARTÁLYOK, KONTÉJNMENT RENDSZEREK

A biztonsági tartály az utolsó fizikai akadály LOCA esetén a gőz és radioaktív anyagok visszatartására. Kialakítása PWR és BWR reaktorok esetén eltérő.

PWR biztonsági tartályok

Legtöbbször hengeres dómtetejű szerkezetek. Erősített betonból, (átlagosan 1,07 m vastag) készülnek, belsejüket acéllemezzel borítják. A tartályban helyezkednek el a reaktortartály, a hőcserélő, a nyomásszabályozó és a szivattyúk, azaz a teljes primerköri hűtő rendszer. Ki kell bírnia a teljes primerköri víz elpárolgása esetén előálló nyomást és hőmérsékletet. Néhány PWR-nél a kontéjntmentet további ún. árnyékoló szerkezettel veszik körül. LOCA esetén a

fejlődött hő zöme és az esetlegesen kiszabadult radioaktív anyagok a kontéjnment légterébe kerülnek. Ezért szükség van a légtér hűtésére és tisztítására alkalmas berendezések elhelyezésére. A legtöbb PWR-ben tartályokból hideg vizet porlasztanak szét a kontéjnment alsó részében a gőz lekondenzálására. Az összegyűlt víz zompokon összefolyik és hűtés után recirkulálják. Néha a kontéjnment levegőjét hűtőbordákon átfúvatva hűtik le. A legújabb kontéjnmenteket egy elválasztott alsó és felső tartályra bontják. Az alsó részben található a reaktortartály, a gőz-fejlesztő, a szivattyúk és a nyomásszabályzó. A tartály belső falait jéggel töltött rácsszerkezet borítja. A két tartály közti átmenet csak adott túlnyomás esetén lehetséges, ekkor a gőzök a jégtölteten áthaladva lekondenzálnak. A jég elolvadása után vizes porlasztással biztosítják a hűtést. a jeges megoldással csökkenthető a kontéjnment nyomásállósága és térfogata. Fontos a kontéjnment légterébe került radioaktív anyagok eltávolítása. Legveszélyesebbek az illékony jódizotópok. Eltávolításukat vizes nátrium-hidroxid, vagy nátrium-tioszulfát oldat porlasztásával végzik. A cirkulált levegő tisztítását aktívszenes, vagy HEPA-szűrők (high efficiency particulate air) segítségével végzik. A jégagy is hatásosan távolítja el a jódizotópokat. A nemesgázok (kripton, xenon) nem szűrhetők ki, ezért hosszabb ideig a kontéjnmentben tárolva jelentős részük elbomlik, a hosszabb felezésű idejű nemesgázokat hígítással kibocsátják a környezetbe. A duplafalú kontéjnmentek tovább csökkentik a környezetszennyezés veszélyét.

BWR biztonsági tartályok

Általában primer és szekunder kontéjnmentből áll. A primer szerkezetet az ún. "szárzartartály" (dry-well) és a nyomáskiegyenlítő (vagy nedves tartály, wetwell) alkotja. A szárzartartály betonköpenyben elhelyezkedő villanykörte alakú acéltartály (az újabb BWR-eknél dómtetejű henger) és a reaktortartályt, a keringtető szivattyúkat és csővezetéseket tartalmazza. Alatta helyezkedik el a gyűrű-alakú nyomáskiegyenlítő tartály, mely félig vízzel töltött. A baleset során keletkező gőz elnyelésére szolgál. A felmelegedett vizet hőcserélő rendszer távolítja el. A nyomáskiegyenlítő vizében a jód-izotópok egy része is elnyelődik. A másodlagos kontéjnment szerkezet maga a vasbetonból készült hasáb-alakú reaktor épület. Baleset esetén a normál szellőztetőt és a szelepeket lezárják és a kontéjnmentben kis vákuumot hoznak létre, a levegőt aktívszenes és HEPA-szűrővel szűrik. Így döntően csak a nemesgázok kerülnek ki a környezetbe.

ÖSSZEFOGLALÁS

A jelenleg üzemelő ún. második generációs atomerőművek reaktorainak legfontosabb biztonsági kérdése a hőelvonási krízis következtében bekövetkező zónaolvadás megakadályozása. Ezt erőműtípusonként eltérő műszaki megoldásokkal érik el és az 1957-2012 között 4 komolyabb következményekkel járó zónaolvadásos reaktorbaleset (Windscale-Anglia, Three Mile Island-USA, Csernobil-SzU és Fukushima-Japán) kivételével megfelelően biztosították a biztonságos üzemelést. Cikkünk következő második részében ezen 4 fontos reaktorbaleset és a 2003-as paksi üzemzavar biztonsági tanulságaival foglalkozunk.