

Új blokkok a paksi atomerőműben

Hózer Zoltán, Pázmándi Tamás

MTA Energiatudományi Kutatóközpont

1525 Budapest 114, Pf. 49, tel.: +36 1 392 2222

A 2014. január közepén bejelentett orosz-magyar megállapodás szerint a paksi atomerőmű két új, egyenként 1200 MW villamos teljesítményű, orosz gyártmányú blokkal bővül. A cikkben rövid áttekintést adunk az AES-2006 típusú blokkok fontosabb műszaki jellemzőiről.

Bevezetés

A paksi atomerőmű bővítésének műszaki előkészítése során megfogalmazták azokat az elvárásokat, amelyek alapján ki lehetett választani egy olyan típust, amellyel a XXI. század technikai színvonalán hosszú ideig lehet majd villamos energiát szolgáltatni.

- A világon épülő atomerőművek többsége nyomottvízes típus, ilyen reaktorok működnek jelenleg is Pakson. Ezért logikus követelmény volt, hogy az új blokkok is ezzel a technológiával működjenek.
- Az atomerőművek engedélyezéséhez nagyon komoly biztonsági követelményeknek kell eleget tenni. Az új blokkoknak rendelkezniük kell azokkal a harmadik generációs erőművekre jellemző biztonsági rendszerekkel, műszaki megoldásokkal, amelyekkel a súlyos baleseti események következményei is csak az erőművön belül jelentkeznek. (A jelenleg működő atomerőművek többsége második generációs típusnak tekinthető, amelyek tervezésekor elsősorban aktív rendszereket vettek figyelembe annak érdekében, hogy az üzemzavarok ne vezessenek zónasérüléshez. A súlyos balesetek kezelésére szolgáló műszaki megoldásokat és eszközöket később, biztonságnövelő intézkedések keretében építették be ezekbe az erőművekbe. A harmadik generációs típusoknál már a tervezés fázisában számolnak a súlyos balesetek megelőzésére, illetve azok következményeinek csökkentésére szolgáló eszközökkel és a műszaki megoldások jelentős része passzív – emberi beavatkozást és külső áramforrást nem igénylő – elven működik.)
- Az építés, az üzembe helyezés és az üzemeltetés szempontjából fontos, hogy ne prototípus épüljön Pakson, hanem olyan blokk, amelynek a létesítésére már vannak tapasztalatok más országokban.

A felsorolt követelményeknek több reaktortípus is megfelelt, ezért a Pakson épülő blokkok kiválasztásáról a döntést elsősorban gazdasági szempontok szerint kellett meghozni.

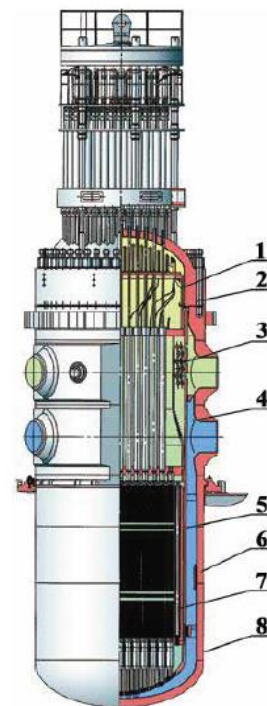
Az 1200 MW villamos teljesítményű orosz blokkokat az orosz szállító anyagaiban általában AES-2006 típusjelzéssel adják meg, ahol a 2006-os szám arra az évre utal, amikor az első blokk tervei elkészültek. Ilyen blokkok építését kezdték meg a novovoronyezsi és a leningrádi atomerőműben, a

következő években további AES-2006 blokkok létesítése is szerepel az orosz tervekben [1-4].

Az alábbiakban az orosz szállító által közzétett információk alapján összefoglaljuk az új blokkok fontosabb műszaki jellemzőit, megoldásait és bemutatjuk az újdonságnak számító biztonsági rendszereket.

A reaktor és a primerköri berendezések

Az AES-2006 blokkok működése – a jelenleg üzemelő VVER-440 típusú paksi reaktorokhoz hasonlóan – az ún. nyomottvízes technológián alapul. A reaktorban a 162 bar nyomású hűtővíz 300 °C-ról 330 °C-ra melegszik fel, de nem forr fel.



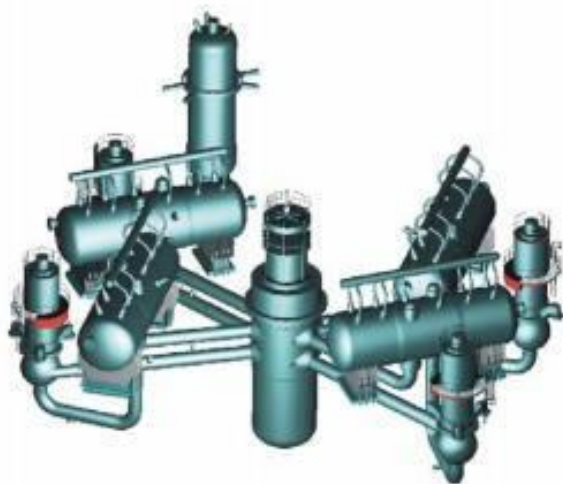
1. ábra: A reaktortartály és a fő belső szerkezeti egységek (1: in-core neutron detektorok, 2: felső blokk, 3: védőcső blokk, 4: zónakosár, 5: zónapalást, 6: acélminták az ellenőrző programhoz, 7: aktív zóna, 8: reaktortartály) [7]

A primer hűtővíz a gőzfejlesztőkön keresztül adja át a keletkező hőt a 70 bar nyomású szekunder körbe, ahol gőz keletkezik és a turbinákat – és a velük közös tengelyen forgó generátorokat – a forró gőz hajtja meg.

A 4,25 m belső átmérőjű reaktortartály tömege 330 t, magassága több mint 11 m, jellemző falvastagsága 20 cm [5, 6]. A hideg- és melegági csomók a zóna fölött helyezkednek el (1. ábra).

Az aktív zónában 163 kazetta található, egy kazetta 533 kg UO_2 üzemanyagot tartalmaz [2]. A kazetták hatszög keresztmetszetűek, egy kazettában 312 fűtőelem van. A kazettát nem veszi körül zárt kazettafal. Néhány külső merevítő elem gondoskodik arról, hogy a kazetta alakja üzemelés közben ne tudjon megváltozni. A szabályozó rudak a kazetták belsejében helyezkednek el. A 18 darab szabályozó rúd egy közös meghajtóval irányított klaszterban mozog a kazettán belüli megvezető csövekben [8, 9]. A kazetták üzemanyag része az üzemelés során végig a zónában van. (A jelenleg üzemelő VVER-440 reaktorok ettől eltérő megoldással működnek: a szabályozó és biztonságvédelmi kazetták felső részét bóracél elnyelő alkotja, alsó részében pedig a munkakazettákhoz hasonló elrendezésben, UO_2 üzemanyagot tartalmazó rudak vannak. Amikor a bóracél szakaszt betolják a zónába, akkor az alatta található, uránt tartalmazó rudak a zóna alá kerülnek.) A fűtőelemek burkolata a nagyon jó korrózióállósággal rendelkező, 1% nióbbiumot tartalmazó cirkónium ötvözetből készül.

A reaktor a 850 mm átmérőjű csőből készített hideg- és melegágakon keresztül négy vízszintes gőzfejlesztőhöz csatlakozik (2. ábra), ezek belső átmérője 4,2 m [5]. A gőzfejlesztő primer oldalán több mint tízezer vízszintes csőben áramlik két kollektor között a hűtővíz. A szekunder oldalra betáplált hűtővíz a vízszintes tartály térfogatában forr fel és a gőzkollektoron egy-egy gőzfejlesztőből óránként 1600 tonna gőz távozik a turbinák felé. A primerkör fontos eleme az 55 m³-es nyomástartó edény, amely primerkörü nyomás szabályozásának elengedhetetlen eszköze a nyomottvízes reaktorokban. Az AES-2006 fő keringtető szivattyújának működtetéséhez nincs szükség olajra, vízzel oldják meg a kenésüket és hűtésüket.



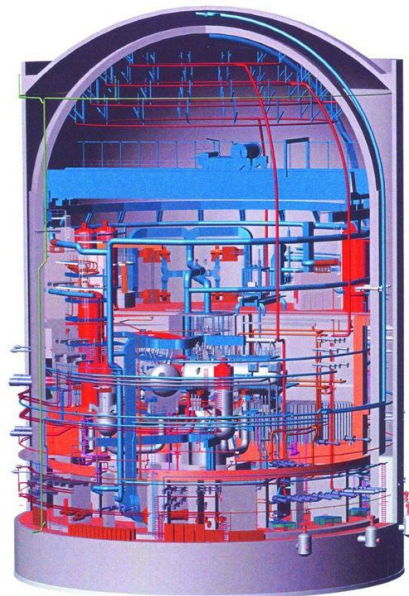
2. ábra: Primerkör fő komponensei (középen a reaktortartály, körülötte a négy vízszintes gőzfejlesztő a keringtető szivattyúkkal, hátul a nyomástartó) [7]

A konténment

Az új blokkokban a reaktor és a primerkör a védőépületen (konténmenten) belül helyezkedik el. Itt találhatóak a vészhűtő rendszerek is. A kettős falú, 50 méter átmérőjű épület megakadályozza a radioaktív anyagok kikerülését a környezetbe és védi a berendezéseket a külső veszélyekkel szemben. A belső védőépület egy 44 m belső átmérőjű hengeres alapterületű épület, amelyet felül egy félgömb zár le.

A hengeres rész magassága 44,6 m. A fal vastagsága a hengeres részen 1,2 m, míg a felső félgömb 1 m vastagságú. Az előfeszített betonból készített falakat belülről 6 mm vastag acél burkolat fedi le, ami megakadályozza a szivárgásokat. A belső konténment hermetikusan elzárja a környezettől a radioaktív anyagokat tartalmazó primer kört. A külső és belső fal közötti légtérből folyamatos elszívás történik szűrőkön keresztül.

A konténment belső daruja egy kör alakú sínpályára támaszkodva tud elérni tetszőleges pozíciót az épületen belül. A falakon keresztülmenő vezetékeket beágyazzák a védőépület falába, a belső fal belső oldalán pedig odahegesztik a fal acélburkolatához. Az átmenő csővezetékek mindig szeleppel vannak ellátva. A konténmentbe vezető ajtók zsilipszerűen működnek és hermetikusan záródnak.



3. ábra: Az AES-2006 blokkok konténmentjének metszete [7]

Aktív biztonsági rendszerek

Az üzemzavarok kezelésére az AES-2006 számos aktív (azaz elektromos betáplálást igénylő) rendszerrel rendelkezik. Fontos kiemelni, hogy ezeknek a rendszereknek a többsége négy párhuzamos, egymástól fizikailag elkülönített és egymástól függetlenül ággal rendelkezik, amelyek közül egy is elegendő az adott védelmi funkció ellátására. Az AES-2006 legfontosabb aktív biztonsági rendszerei a következők:

- A nagy nyomású üzemzavari hűtőrendszer hűtőközegvesztéses üzemzavarok során táplál borsavas vizet a primerkörbe. A rendszer több vizet tud beadni a reaktorba, mint a normál üzemi pótvíz ellátás.
- A kisnyomású üzemzavari hűtőrendszer a nagy átmérőjű primerkörü csövek törésével kezdődő hűtőközegvesztéses

üzemzavarok esetén lép működésbe, ha a primerköri nyomás nagyon lecsökken.

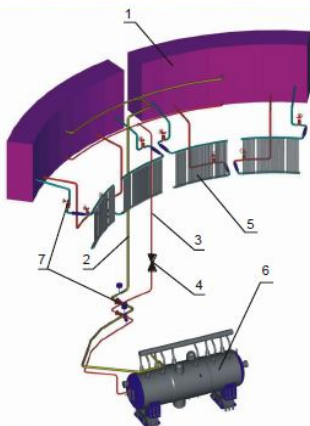
- A primerköri nyomáscsökkentő rendszer a nyomástartóból gőzt enged ki a buborékolató tartályba, ha a primerköri nyomás valamilyen okból a megengedett érték fölé növekedne.
- A szekunderköri nyomáscsökkentő rendszer a szekunder kör túlnyomódásának megakadályozására szolgál, a gőzvezetékéből enged ki friss gőzt.
- A vérszűrő rendszer magas bórsav koncentrációjú hűtőközeget juttat a nyomástartóba primer-szekunder átfolyások esetén, illetve a reaktorba a szubkritikus állapot biztosítására, ha a biztonságvédelmi rendszer nem működne.
- A maradványhő elvitelre szolgáló rendszer a primerkörhöz csatlakozik és leállási üzemzavarok során meg tudja akadályozni, hogy a primer hűtővíz túlmelegedjen.
- A sprinkler rendszer a konténment légtérébe fúj be porlasztókon keresztül hideg vizet, ezzel elősegíti a konténmentben található gőz kondenzációját, a légtér lehülését és nyomásának csökkenését.

Az üzemzavarok során az aktív biztonsági rendszereket dízelgenerátorok látják el árammal, ezekből szintén négy áll rendelkezésre egy blokkon.

Passzív biztonsági rendszerek

Az aktív biztonsági rendszerek mellett – a többi harmadik generációs atomerőmű típushoz hasonlóan – az AES-2006 is számos passzív biztonsági rendszert tartalmaz. Ezek közös jellemzője, hogy működésükhöz nem igényelnek emberi beavatkozást és külső energiaforrást, funkciójuk teljesítését egyszerű fizikai folyamatok biztosítják.

Üzemzavari esetben a reaktor és a primerkör hosszú idejű hűtése operátori beavatkozás nélkül is megoldott. A maradványhő elvezetését az aktív zónából az üzemzavari hűtőrendszerek mellett négy darab hidroakkumulátor biztosítja. Ezekből a tartályokból a vízszint feletti gáztérben található nagynyomású nitrogénpárna juttatja a vizet a reaktorba.



4. ábra: A passzív rendszerek a maradványhő elvitelére a gőzfejlesztőből és a konténmentből [7]

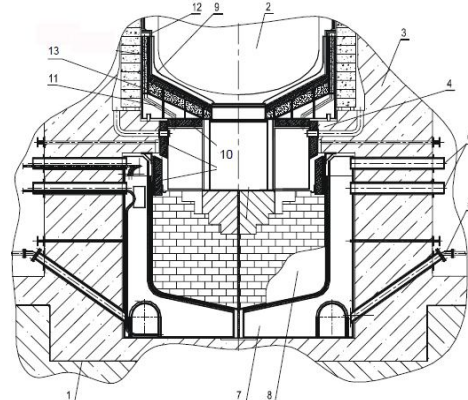
(1: passzív üzemzavari hűtőrendszer tartályok, 2: csővezeték, 3: kondenzátum csővezeték, 4: a gőzfejlesztő passzív maradványhő eltávolító rendszerének szelei, 5: a konténment passzív maradványhő eltávolító rendszerének hőcserélője, 6: gőzfejlesztő, 7: izoláló szelepek)

A maradványhő elvitelére két olyan passzív rendszer is rendelkezésre áll, amelyek súlyos balesetek esetén lépnek működésbe. Az egyik a gőzfejlesztőből, a másik a konténmentből viszi el a hőt. Mindkettő négy párhuzamos ágból áll, melyekben természetes cirkuláció biztosítja az áramlást. A gőzfejlesztők víztere csővezetéken csatlakozik a védőépületen kívül, a gőzfejlesztőknél magasabban elhelyezett hűtőrendszeri tartályokhoz. A konténmentben elhelyezett hőcserélők ugyancsak ezekhez a tartályokhoz csatlakoznak. Így mindkét rendszer a védőépületen kívülre viszi el a hőt. A gőzfejlesztők passzív hűtésére az aktív hűtőrendszerek üzemképtelensége esetén lehet szükség. Ha a konténment légtérének hűtésére tervezett aktív sprinkler rendszer nem működik, akkor a passzív hőelvitel gondoskodik arról, hogy a védőépület belső nyomása ne érje el azt az értéket, ami az épület épségét veszélyeztethetné. A passzív hőelvitel a környezetbe kikerülő aktivitás mennyiségét is mérsékli. A rendszerek sematikus felépítését mutatja a 4. ábra. A passzív rendszerek 72 órán keresztül képesek megakadályozni a zónasérülést, megfelelő működésüket számos kísérleti berendezésen végzett vizsgálat igazolja.

Súlyos balesetek kezelése

A harmadik generációs reaktorokat úgy tervezik, hogy azokban megfelelő eszközök álljanak rendelkezésre a súlyos balesetek kezelésére. Az AES-2006 tervezői olyan megoldásokat alkalmaznak, hogy egy súlyos reaktorbalesetnek az erőművön kívül ne legyen hatása a környezetre. A zónaolvadással járó súlyos balesetek kezelésére több megoldást is kínálnak.

A zóna sérülését követően, a cirkónium-vízgőz reakció következtében keletkező hidrogén veszélyeztetheti a védőépület épségét, ahogy azt a fukusimai baleset is mutatta. Az AES-2006 erőműben a védőépület felső részében elhelyezett passzív autokatalitikus rekombinátorok akadályozzák meg a robbanásveszélyes állapotok kialakulását. A zónaolvadás továbbfejlesztésének megakadályozására a reaktortartály alatt olvadékcspadát alakítottak ki. Ha a zóna megolvadása után megsérül a reaktortartály, akkor az olvadt kórium az olvadékcspadába jut. Ez egy olyan tartály, amit a reaktorakna aljában, a reaktortartály alatt helyeznek el (5. ábra). A tartályban alumínium- és vasoxid tartalmú kerámia van, ami alkalmas arra, hogy a zónaolvadékkal keveredjen.



5. ábra: Az AES-2006 olvadékcspadája [10]

(1: a konténment alaplemeze, 2: reaktortartály, 3: betonakna, 4: beton tartószerkezet, 5: hűtőközeg belépés, 6: hűtőközeg kilépés, 7: gyűrűkamra a csapda körül, 8: olvadékcspada, 9: védőlemezek, 10: hőszigetelés, 11: légűtésű csatornák, 12: hőszigetelés, 13: alsó tartólemez)

A keveredés eredményeként az olvadék anyagi jellemzői megváltoznak (pl. a szolidusz és likvidusz hőmérsékletek, a keverék sűrűsége). Továbbá az olvadék felhígul, csökken az egységnyi térfogatban fejlődő maradványhő. A kerámiába gadolíniumot is adagolnak, ami elnyeli a neutronokat és ezzel növeli az olvadék szubkritikusságát. Az olvadékcsapda acéltartályát kívülről vízzel hűtik. Ezzel az ún. száraz csapda megoldással megakadályozható, hogy az olvadék az alaplemez betonjával kölcsönhatásba lépjen. Az olvadékcsapda alkalmazásával csökkenthető a hidrogénfejlődés és a radioaktív hasadási termékek kikerülése a zóna törmelékéből.

Külső események elleni védettség

A tervezés során nagy hangsúlyt fektettek a külső eseményekkel szembeni védettség biztosítására.

Az alkalmazott megoldásoknak köszönhetően a típus a természeti csapások mellett a legfontosabb emberi eredetű veszélyekkel szemben is megfelelő védettséggel rendelkezik:

- Az erőművet úgy tervezeték, hogy ellenáll a földrengésnek, ha annak maximális szabadfelszíni vízszintes gyorsulása nem haladja meg a 0,25 g értéket.
- Képes elviselni az akár több méter vastag nedves hótakaró miatt kialakuló hőnyomást is, ha az ebből származó terhelés nem haladja meg a 4,1 kPa értéket.

- A biztonsági berendezések ellenállnak a 30 m/s erős szélnek, valamint a Fujita skála szerinti 3,60 erősségű forgószélnek is.
- Ugyan a paksi telephely adottságai miatt ezzel nem kell számolni, de az atomerőmű biztonsági rendszereit egy esetleges árvízre és cunamira is méretezték.
- Az atomerőmű biztonsági berendezéseinek tervezésekor figyelembe vették egy esetleges külső robbanást követő lökéshullámot.
- A kettősfalú konténmentet úgy tervezték, hogy el tudja viselni egy nagyméretű utasszállító repülőgép rázuhanását is.

Összefoglalás

Az AES-2006 reaktor rendelkezik a harmadik generációs erőművekre jellemző biztonsági megoldásokkal. Az erőmű fel van készítve súlyos balesetek kezelésére és jelentős védelemmel rendelkezik külső események lehetséges hatásaival szemben is.

A 60 éves üzemidőre tervezett erőmű hazai telepítéséhez még számos műszaki kérdésre kell választ adni. Pontosítani kell, hogy hogyan kapcsolódik a két új blokk az elektromos hálózatra, meg kell tervezni a kondenzátorok hűtését, fel kell mérni, hogy a jelenleg üzemelő blokkok infrastruktúrájából mit lehet hasznosítani az új blokkok építésekor.

Irodalomjegyzék

- [1] http://www.niaep.ru/wps/wcm/connect/niaep/site/guest/npp_safety/new_generation_npp/#raz1 (letöltés: 2013. 02. 01.)
- [2] <http://www.atomic-energy.ru/technology/28929> (letöltés: 2013. 02. 01.)
- [3] <http://atominfo.ru/newsg/n0888.htm> (letöltés: 2013. 02. 01.)
- [4] <http://atominfo.ru/newsg/n0973.htm> (letöltés: 2013. 02. 01.)
- [5] K. Valery: *Reactor plant for the forerunner Units of AES-2006, VVER Hungary Local Content Forum, 29-30 June, 2011, Tengelic*
- [6] G. Karzov, B. Margolin, I. Teplukhina, E. Yurchenko: *Optimized materials (chemical composition, fabrication procedure) for new NPP with WWER-1200, Final International Workshop of LONGLIFE Project, 15-16 January, 2014, Dresden, Germany*
- [7] *Design AES-2006, Joint Stock Company St. Petersburg Research and Design Institute, ATOMENERGOPOEKT, 2011, http://www.rosatom.ru/wps/wcm/connect/spb_aep/site/resources/d4229080474289b1ae22be86442d90bd/AES-2006_2011_EN.pdf* (letöltés: 2013.01.23.)
- [8] E. Kosourov, A. Pavlovichev and Y. Styryn: *VVER-1200 Fuel Cycles, VVER Hungary Local Content Forum, 29-30 June, 2011, Tengelic*
- [9] V.Y. Berkovich, I.N. Vasilchenko, S.A. Kushmanov, V.V. Vyalitsyn, V.S. Medvedev: *TVS-2M fuel assembly: operating experience, design improvement and usage, 10th Int. Conf. WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 7-14 September 2013, Sandanski, Bulgaria*
- [10] *Main Features of Safety Concept for Modern Design of NPP with High Power VVER Reactors (AES-2006 Design for Design Leningrad NPP-2), http://www.ats-fns.fi/index.php?option=com_joomdoc&task=doc_details&gid=89&Itemid=0&lang=en* (letöltés: 2013. 01. 23.)