

## SMR-ek és 4. generációs atomerőművek – bevezető

*Dr. Hugyecz Attila, Kirchkeszner Csaba – 2022. augusztus 3.*

Manapság egyre többet hallunk a kis moduláris reaktorokról, ismertebb nevükön **SMR-ekről** (**S**mall **M**odular **R**eactors), és **sok szó esik ún. negyedik generációs reaktorokról is**. Ezért úgy gondoltuk, érdemes egy több Elemző percből álló minisorozat keretében körbejárni, melyek is ezek a reaktorok, mik az alapvető jellemzőik, legfontosabb sajátosságaik, és mi a fő működési elvük. Tesszük mindezt azért, mert egyes tulajdonságaik a jövő energia- és villamosenergia-rendszere számára különösen hasznosak, de azért is, mert a szomszédos Romániában már egy hat SMR-ből felépülő atomerőmű megépítésének előkészítő tanulmányait írják, Kínában már üzembe lépett egy olyan SMR, melynek kilépő hőmérséklete 750 °C, Japánban pedig már a 950 °C-nál tartanak. Jelen anyagunk ezt a sorozatot kívánja megalapozni, és a természettudományi/mérnöki szakmán kívüliek számára is megvilágítani, miben különböznek ezek a reaktorok a napjainkban működő atomerőművektől. A számos műszaki tulajdonságból – terjedelmi és érthetőségi okokból – csak néhány alapvető különbséget tárunk fel.

Kezdjük a fogalmakkal, mit nevezünk SMR-nek. **Egy atomerőművi blokkot akkor sorolunk a kis moduláris reaktorok közé, ha elektromos teljesítménye nem haladja meg a 300 MW<sub>e</sub>-ot.** Ez a szám változhat, és változik is, alapvetően arra kell gondolni, hogy ezek az atomerőművi blokkok kicsik. SMR-ekből **a Nemzetközi Atomenergia-ügynökség mintegy 70 különböző koncepciót azonosított**, léteznek köztük szárazföldre telepített vízűtésű reaktorok (25-féle), tengerre telepített (úszó) vízűtésű SMR-ek (6-féle), magas hőmérsékletű gázűtésű reaktorok (14-féle), gyorsneutronos reaktorok (11-féle), olvadt só hűtőközegű reaktorok (10-féle) és mikro méretű reaktorok (6-féle)<sup>1</sup>.

**A negyedik generációs reaktorok** egy teljesen más nómenklatúra szerinti kategorizálást takarnak: ezek **azok a blokk típusok, amelyek koncepcionálisan különböznek a ma használt, jellemzően 2. és 3. (3+) generációs nyomottvizes<sup>2</sup> és forralóvizes reaktoroktól.**

**A lényeg itt a koncepcionális szón van:** az ilyen reaktorok adott esetben más dúsítású üzemanyagot használnak, esetleg más üzemanyaggal működnek (<sup>238</sup>U-nal, tóriummal), lehet, hogy üzemanyaguk kazetta helyett gömb alakú, vagy akár sóolvadékba kevert, általában nem víz a hűtőközegük (sokszor valamilyen gáz, vagy olvadt fém), lehet, hogy nem víz a moderátoruk, vagy akár még moderátoruk sincs (mert gyorsreaktorok).

**Egy negyedik generációs atomerőmű lehet SMR, de nem feltétlenül az, és egy SMR is lehet negyedik generációs, de nem feltétlenül az.** Az SMR-koncepciók között jócskán találunk negyedik generációs reaktortípusokat is.

<sup>1</sup> IAEA (2020): Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to Advanced Reactor Information System (ARIS), 2020 Edition.

<sup>2</sup> A másik alaptípusnál, az ún. forralóvizes reaktoroknál a gőzt a reaktortartályban állítjuk elő, nincs közbeiktatva hőcserélő.

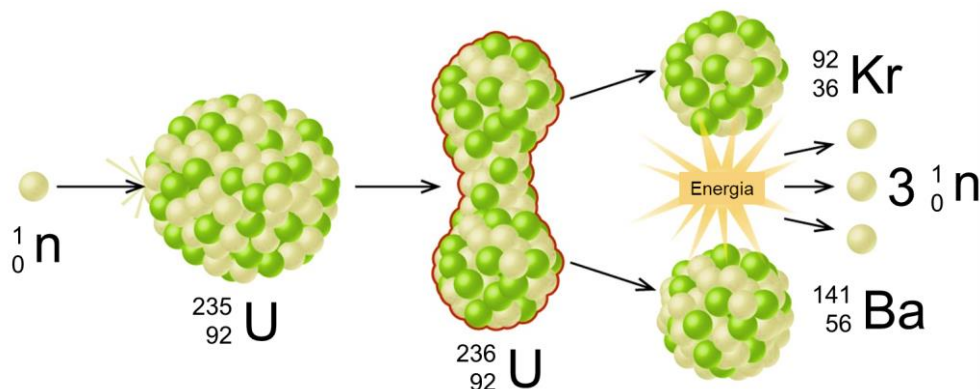


1. ábra: A 4. generációs reaktorokkal foglalkozó Generation IV International Forum (GIF) által azonosított reaktortípusok

Ahhoz azonban, hogy megértsük a reaktortípusok közötti különbségeket és ezek lényegét, nem tudjuk elkerülni, hogy jelen rövid anyagunkban néhány mag- és reaktorfizikai összefüggést elmagyarázzunk. Ígérjük, nem lesz bonyolult, és ez alapozza meg minisorozatunk következő részeinek megértését! A lentiekben aláhúzással jelöljük azokat a paramétereket, amelyek a hagyományos atomerőművekhez képest alapvető/konceptcionális különbségeket jelentenek.

Előre kell bocsátani, hogy hőerőművekben az ipari méretű energiatermelés kb. másfél évszázada egyazon elv mentén történik: felmelegített közeggel (jellemzően gőzzel) meghajtunk egy turbinát, amely forgatja a villamos energiát előállító generátort. A különböző erőművekben a közeg felmelegítésének mikéntje a kérdés. Például egy szén erőműben a szén eltüzelésével termelünk hőenergiát, az atomerőműben a reaktorban melegítjük fel a közegünket.

Nézzük ezután, hogyan működik egy mai, modern atomerőmű! Az atomerőművekben maghasadás, az atommagok felhasítása zajlik, ennek során igen nagy mennyiségű energia szabadul fel. A paksihoz hasonló mai nyomottvízes atomerőművekben a maghasadás során egy nehéz atommag (az urán 235-ös izotópja) neutronnal való ütközés hatására két közepes méretű atommagra hasad szét. Ezen ún. hasadványok mellett az atommagból kilép néhány neutron is, és jelentős mértékű energia szabadul fel (ez alapvetően a hasadványok és a neutronok mozgási energiája). A felszabaduló energiát a reaktorban lévő víz felmelegítésére használjuk (és ezzel az ún. primerköri vízzel egy másik – az ún. szekunderköri – vizet elgőzöltetve gőzt állítunk elő, amely a gőzturbinát meghajtva a generátoron keresztül villamos energiát termel), a kilépő neutronoknak pedig a láncreakció fenntartásában, továbbvitelében, és az atomreaktorok szabályozásában van szerepe.



2. ábra: Példa a  $^{235}\text{U}$  termikus neutron hatására bekövetkező maghasadására (más hasadványok is születhetnek, és a felszabaduló neutronok száma is változhat)

**A maghasadás során kilépő neutronok nagyon gyorsak** (nagy energiájúak). Ahhoz, hogy ezek a neutronok a nyomottvízes reaktorban (pl. Paksi Atomerőmű) lévő hasadóanyagot, a  $^{235}\text{U}$ -t hasítsák, le kell lassulniuk, le kell őket lassítanunk (a lassú itt azt jelenti, hogy kb. 2200 m/s sebességgel haladnak) ún. termikus energiaszintre, úgy mondjuk, **moderálnunk kell őket**. Ezzel már el is jutottunk számtalan olyan fogalomhoz, amelyek ismerete a negyedik generációs atomerőműveknél feltétlenül szükséges (mondtuk, hogy nem lesz bonyolult!). Még egyszer tehát: **a keletkező neutron gyors, ezért őt gyorsneutronnak nevezük. Van olyan reaktor, amelyben a neutronokat nem lassítjuk, nem moderáljuk, vagyis amelyben a maghasadást gyorsneutronokkal érjük el, esetükben azonban más az üzemanyag. A gyorsneutronokkal működő reaktort gyorsreaktornak nevezük, a negyedik generációs reaktorok között számos ilyennel találkozunk.** Az  $^{235}\text{U}$  izotópot hasító lelassított neutronokat más néven termikus neutronoknak nevezük, a termikus neutronnal működő atomerőműveket termikus atomerőműveknek.

**A 4. generációs reaktorok a moderátorukban is különbözhetnek a ma használt atomerőművektől.** A moderátor az az anyag, amellyel a keletkező gyors neutronokat lelassítjuk, Pakson ez a moderátor a víz. Miért jó erre a víz? Képzeljük csak el a neutron, mely billiárdgolyóként repül. Hogyan tudjuk lelassítani? Úgy, ha hozzá hasonló tömegű és méretű billiárdgolyókkal ütköztetjük. A vízben lévő hidrogén tömege közel azonos a neutron tömegével, az egyik legjobb moderátor ezért a hidrogén (pontosabban fogalmazva a hidrogén legkönnyebb izotópja, az ún. prócium, melynek atommagja csak egy protont tartalmaz, ez ugyanis az az izotóp, amely a neutronnal közel azonos tömegű). Ha a billiárdgolyót jó nehéz ólomgolyókkal ütköztetnénk, akkor a billiárdgolyó lepattanna róla (mint egy falról), kevés energiát adna át neki, kevés energiát veszítene, azaz nem nagyon lassulna. Ezért használunk vizet, ebben sok a hidrogén (a prócium), amely jól lassítja a neutronokat. Azt a vizet egyébként, amelyben a hidrogén legkönnyebb izotópját használjuk (vagyis a próciumot), könnyűvíznek nevezük. Bizonyos reaktorokban használnak moderátorként nehézvizet,  $\text{CO}_2$ -t vagy grafitot is. A nehézvízben ( $\text{D}_2\text{O}$ ) a hidrogénnek olyan izotópja található meg, mely a periódusos rendszerben a hidrogénnel azonos helyen „lakik”, de atommagjában a protonon kívül egy neutron is tartalmaz, ezért tömege körülbelül kétszer akkora, mint a neutron tömege. A hidrogénnek ezt az izotópját deutériumnak nevezünk. A deutérium kevésbé jól moderál, de van más olyan magfizikai tulajdonsága, amely miatt szeretjük: például a próciumnál kevésbé nyeli el a neutronokat. Léteznek más moderátorok is, így a grafit, vagy a szén-dioxid, ezeket az egyes reaktortípusokban más-más tulajdonságuk miatt használjuk, vagy nem használjuk.

Ilyen tulajdonságok például a hővezetőképesség, a magreakcióképesség, a korróziós tulajdonságok és az ár is, de a sor hosszan folytatható.

**A reaktorban keletkező hőt el is kell szállítani, Pakson erre (is) a vizet használjuk. A víz tehát Pakson egyszerre moderátor (lassítja a neutronokat) és hőhordozó közeg is. Nem mindig van ez így, más reaktortípusokban előfordul, hogy a moderátor és a hőhordozó közeg különbözik, látunk majd ilyet is a negyedik generációs reaktorok között.** A gázhűtésű reaktoroknál a hőhordozó közeg gáz halmazállapotú (pl. hélium, vagy CO<sub>2</sub>), a moderátor pedig grafit<sup>3</sup>. A folyékony fém hűtésű reaktorokban értelemszerűen folyékony fém (nátrium, ólom, ólom-bizmut keveréke) a hűtőközeg, de a negyedik generációs reaktorok között látni fogunk sóoldadékhűtésű reaktort is (a só itt nem konyhasót, NaCl-t jelent, hanem például különböző fémek fluoridsóit). A hűtőközeg fajtája is egy olyan jellemző tehát, amely a negyedik generációs reaktorok esetében különbözhet a mai atomerőművekben általánosan használtaktól (emlékezzünk: „koncepcionálisan” más reaktorok ezek).

Miután a hűtőközeg felvette a hőt (keresztülhaladt a reaktoron), ezt a hőt az ún. nyomottvízes reaktortípusokban egy hőcserélőn, az ún. gőzfejlesztőn keresztül vezetik el. Hogyan működik? A gőzfejlesztő egy nagy tartály, benne futnak az ún. hőátadó csövek, ebben kering a reaktorban felmelegített víz (ez az ún. primerkörü víz). A tartályban ezeket a csöveket kívülről víztér veszi körül, ez a víz a forró csöveken keresztül átveszi a csövekben futó primerkörü víz hőjét, elgőzölög, és ez a gőz hajtja meg a turbinát. A turbinát magába foglaló vízkör a szekunderkör. **A negyedik generációs atomerőművek között látunk majd olyat, amelyben egyáltalán nincs gőzfejlesztő, a gázhűtésű reaktoroknál például a felmelegített gáz közvetlenül áramlik a turbinára** (ennek minden előnyével és hátrányával együtt), **és később ismertetünk majd olyan reaktortípust is, amelyben a primerkör (reaktor vízköre) és szekunderkör (turbina vízköre) közé beiktatnak egy további hűtőkört.** Ennek oka, hogy a gőzfejlesztőben futó (ún. hőátadó) csövek egyike-másika kilyukadhat, és a primerkörü közeg összekeveredik a szekunder körü közeggel. Ez víz hűtőközeg esetén nem jó, de kezelhető kihívás. Azt azonban mindenképpen el kell kerülni, hogy az igen magas hőmérsékletűre hevített olvadt fém (pl. a fent említett nátrium, vagy ólom) a szekunderkörü vízzel érintkezzen, ez ugyanis robbanáshoz vezetne. Épp ezért az olvadt fémet tartalmazó primerkör és a szekunder vízkör közé beiktatunk egy olyan hűtőkört, amelynek a közege mind az olvadt fémmel, mind a vízzel jó barátságban van, vagyis amely esetleges érintkezésük (a két kör közötti átfolyás) esetén nem vezet robbanáshoz. Ez esetben tehát az első hőcserélőn keresztül az olvadt fém átadja a hőjét egy köztes közegnek (ilyen közeg lehet például a széndioxid), és egy másik hőcserélőn keresztül ez a köztes közeg is átadja a hőjét egy harmadik közegnek, például a víznek. Mindezek után ez a víz jut gőz formájában a turbinára, amely meghajtja a generátort, és így termelünk villamos energiát.

Azon kívül, hogy a negyedik generációs atomerőművek lehetnek termikusak vagy gyorsak, lehet különféle moderátoruk, lehet különféle hőhordozó közegük, különbözhetnek a gőzfejlesztők számában (ezekről már mind olvashattunk fent), **az új generációs reaktorok koncepcionálisan különböző paramétere lehet az is, hogy üzemanyaga merőben eltér a mai atomerőművektől: ezek nem feltétlenül <sup>235</sup>U-t használják.** A fenti mag- és

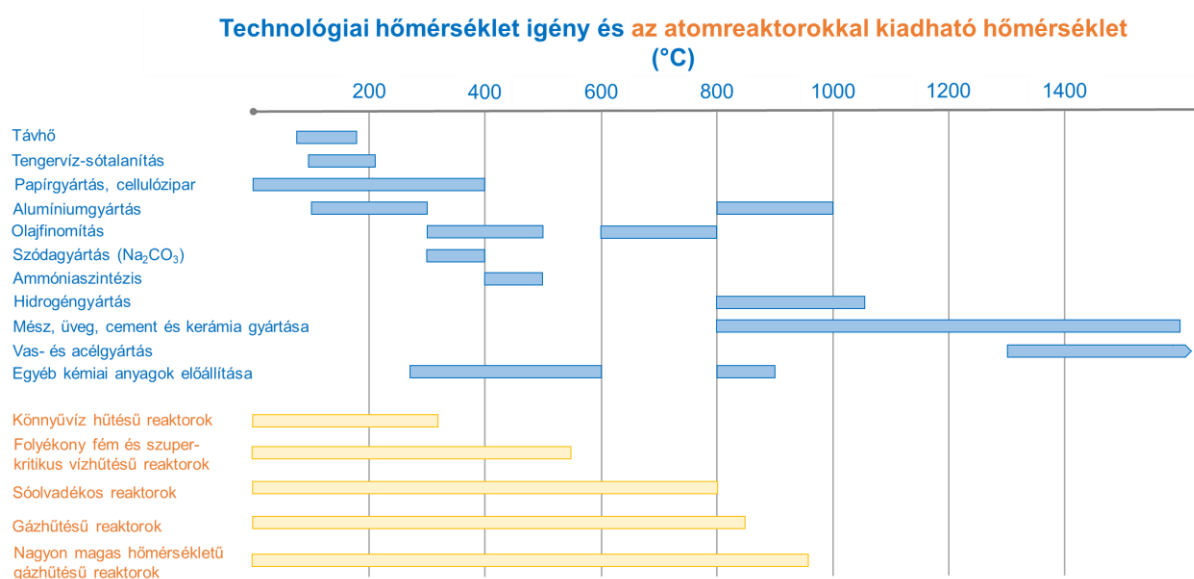
---

<sup>3</sup> A csernobili típusú (RBMK) reaktorok esetében a hőhordozó közeg a víz volt, a moderálás nagy részét pedig a grafit végezte, de ettől az még nem nevezhető 4. generációs reaktornak. Önmagában egy paraméter változása miatt egy régi típusú atomerőmű nem lesz 4. generációs.

reaktorfizikai paraméterek ráadásul egymással össze is függnek: termikus neutronokkal (tehát a moderált, lelassított neutronokkal) bizonyos izotópok atommagjai nem hasíthatók, ezért a különböző energiájú neutronokat és az üzemanyagokat össze kell „párosítani” (ugye egyre inkább érthető a koncepcionális különbözőség?). A termikus neutronok előszeretettel hasítják a  $^{235}\text{U}$ -t (úgy mondjuk, hogy az  $^{235}\text{U}$ -nak a termikus neutronokra nézve nagy a hasadási hatáskeresztmetszete), a gyorsneutronok ezzel szemben inkább a  $^{238}\text{U}$ -t készítetik hasadásra. Felmerül továbbá a tórium is, mint üzemanyagforrás, ez esetben a tórium egy neutronot nyel el, ezt követően radioaktív bomlással átalakul hasadóanyaggá ( $^{233}\text{U}$ -ná), és ez lesz a termikus reaktor üzemanyaga.

A 4. generációs reaktoroknál további koncepcionális különbözőséget jelenthet az, hogy **az üzemanyag milyen geometriájú (méretű és formájú), és hogy a hasadóanyag közvetlenül érintkezik-e a hőhordozó közeggel**. A Paksi Atomerőműben hosszú, hatszög keresztmetszetű üzemanyag-kazettákat találunk, az új generációs reaktorok esetében előfordul, hogy az üzemanyag kis gömbök formájában van jelen. Ismerünk azonban olyan reaktorkoncepciót, amelyben az üzemanyagot a hűtőközegként is funkcionáló sóolvadékba keverik (ezek az ún. sóolvadék-hűtésű reaktorok), és ezt keringtetik a reaktorban. Ez esetben a hőhordozó közeg közvetlenül érintkezik a hasadóanyaggal (benne van), míg a ma elterjedt könnyűvízes reaktorok esetén, de sok 4. generációs reaktornál is a hasadóanyagot valamilyen mérnöki gát veszi körül (pl. a hasadóanyagot magába foglaló pálcá burkolata).

A fent bemutatott, igencsak különböző paraméterek alapján megalkotott **reaktorok és reaktorkoncepciók természetesen a reaktorból kilépő közeg hőmérsékletében és nyomásában is különbözhetnek**. A ma használt atomerőművekben a reaktorból kilépő hőhordozó közeg hőmérséklete jellemzően 300-330 °C körül van. Ez viszonylag alacsony hőmérséklet, és a vegyipar, vagy a kőolajfinomítás 300-500 °C-os hőmérsékletigényét, vagy a hidrogéngyártás 800-1100 °C-os hőmérsékletigényét nem képes kielégíteni, így az ott használt hőforrások dekarbonizációjához nem képes hozzájárulni.<sup>4</sup>



**3. ábra:** Egyes ipari folyamatok hőmérsékletigénye és az egyes reaktortípusok kilépő hőmérsékletei

<sup>4</sup> A villamosenergia-termelésre használt erőműveket ma sokszor hőigények kielégítésére is használják (pl. lakossági hőigény: távhő; ipari technológiák hő-, illetve gőzigénye).

Nem így van ez az új generációs reaktorok esetén: a Kínában már üzembe helyezett, 210 MW<sub>e</sub> villamos teljesítményű blokkban a reaktorból kilépő hélium hűtőközeg hőmérséklete 750 °C, a Japánban még csak kísérleti reaktorként működő blokkban pedig 950 °C. Ezek a hőmérsékleti paraméterek a fent nevezett iparágak hőigényének ellátásához, és annak dekarbonizálásához már érdemben hozzá tudnak járulni. E reaktorok megalkotását természetesen számtalan (többek között anyagtudományi) fejlesztés előzte meg, ugyanis a berendezések hőmérsékleti, nyomás- és korróziós terhelése akár érdemben különbözik a ma használt reaktorok berendezéseinek vonatkozó terhelésétől. Fontos, hogy a kínai blokk már ipari méretben épült meg, és üzemben is van, ez tehát nem a valószínűtlen jövőbeni fejlesztések egyike, hanem napjaink működő technológiája, amelyben már az üzemeltetési tapasztalatok gyűlnek, és amelynek célja a kínai széntüzelésű kazánok mint hőforrások kiváltása, ezáltal a szénerőművek teljes dekarbonizációja.

Általában véve (természetesen sok más mellett) ezek tehát azok a paraméterek, amelyekben egy negyedik generációs reaktor koncepcionálisan különbözik a ma használt atomerőművektől. Az egyes generációk közötti határok mindazonáltal nem élesek, de bátran elmondható, hogy a ma fejlesztett, ugyanakkor a mai atomerőművektől koncepcionálisan különböző reaktorok negyedik generációsak.

\*\*\*\*\*

**Ez volt Elemző percek sorozatunk 121. tagja.**