

TDK dolgozat:

**Az Integrált Nyomottvizes Reaktorok
műszaki jellemzőinek
és
gazdasági vontakozásainak vizsgálata**

**Készítette: Szógrádi Márton, Atomenergetika szakirányos
Energetika BSc hallgató**

Témavezető: Prof. Dr. Aszódi Attila, NTI igazgató

Budapest, 2013.10.25.



M Ű E G Y E T E M 1 7 8 2

Tartalomjegyzék

I. Bevezetés, motiváció	2
II. Az SMR típus gazdasági lehetőségei és technológiai jellemzői	3
III. Az USA integrált nyomottvizes projektjei	5
1. A Holtec-160 projekt bemutatása	5
2. A Babcock&Wilcox mPower projekt bemutatása	13
3. A Westinghouse SMR projekt bemutatása	20
4. A NuScale SMR projekt bemutatása	29
IV. Nukleáris alapú tengervíz-sótalanítás	42
1. Technológiai áttekintés	42
2. Modellezés	44
3. Gazdasági hatások, változások	53
V. Konklúziók	56
VI. Forrásjegyzék	57

I. Bevezetés, motiváció

Dolgozatomban az Amerikai Egyesült Államokban fejlesztés alatt álló kis moduláris reaktortípusba (SMR) tartozó integrált nyomottvizes reaktorok műszaki aspektusainak és gazdasági lehetőségeinek vizsgálatával foglalkoztam. Az SMR közel 60 éves múltra tekint vissza, az első moduláris reaktorok tengeralattjárókon biztosították a szükséges hő- és villamosenergiát. Bár a hidegháború során készültek adaptációk egyéb katonai és civil alkalmazásokra is, a modern energetikai célú átalakítás nem valósult meg.

A 90-es években elindultak a kutatások természetes cirkulációs hűtésű reaktorokkal kapcsolatban, majd 10 évvel később megszületett az első kísérleti berendezés az oregoni egyetemen a NuScale vállalat támogatásával. Ettől kezdve beszélhetünk integrált nyomottvizes reaktorokról, melyek célja az energiaellátásban létrejövő inhomogenitások kezelése. Az amerikai kormány felismerte ennek jelentőségét, ennek okán 552 millió dolláros támogatási pályázatot hirdetett meg az USA-ban honos, energiatermelésben érdekelt cégek számára. Négy vállalat indult el a pályázaton, mindegyik saját fejlesztésű iPWR (integral Pressurized Water Reactor) projekttel, melyek engedélyeztetési eljárásai jelenleg is zajlanak. A Holtec, Babcock&Wilcox, Westinghouse és NuScale cégek komoly szellemi és anyagi tőke befektetésével olyan egyedi reaktorokat hoztak létre, melyek jó hatásfokkal és fenntartható üzemeltetéssel biztosíthatják a villamos- és hőenergiát. A típus kapcsolt energiatermelési potenciálja is jelentős, dolgozatomban a sótanító üzemmel történő kombinációt vizsgáltam energetikai-gazdasági szemlélettel. A fejlődő országok részéről leginkább ezen technológia iránt figyelhető meg növekvő érdeklődés, így a hipotetikus üzemeltetés helyszínéül Szaúd-Arábiát választottam. A szaúdi villamosenergia- és vízellátó-rendszeren belüli alkalmazás lehetőségeit részletezem a számítási részben azt tárgyalva, vajon megéri-e a nukleáris átállás. A szimulációkat a NAÜ által fejlesztett DEEP program segítségével végeztem. Az iPWR típus napjainkban kevésbé ismert, nem kap komoly figyelmet az ipartól. Jövőbeni szerepe fontos lehet a lakosság migrációjának és a fejlődő országok gazdasági fejlődési ütemének függvényében.

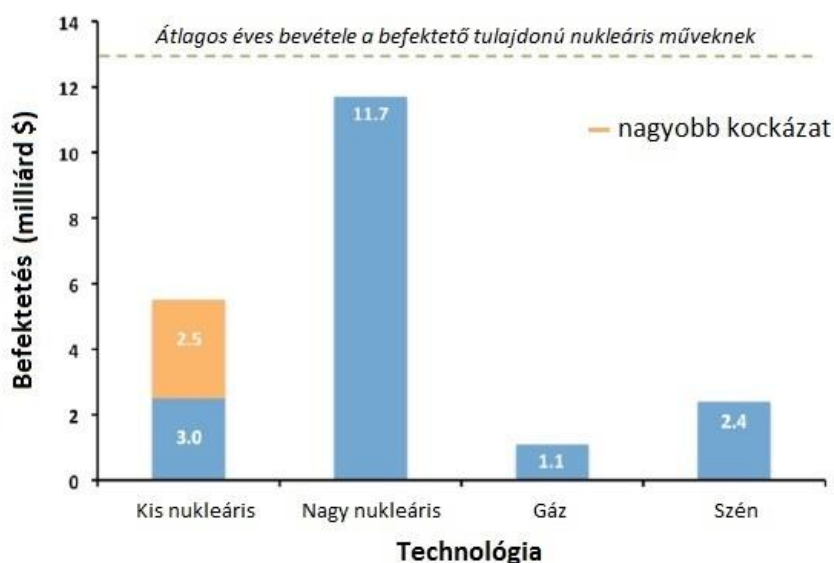
Az iPWR innovatív műszaki megoldásai és a jelentős gazdasági, kogenerációs potenciálja miatt választottam ezt a témát. Az urbanizációs folyamatok közvetve az energiaellátást is nehezítik, erre a problémára kínál hatékony és gazdaságos megoldást az integrált nyomottvizes reaktortípus.

II. Az SMR típus gazdasági lehetőségei és technológiai jellemzői

Napjaink egyik legfőbb mérnöki feladata a folyamatosan növekvő energiaigények biztonságos és gazdaságos kielégítése. A technológiai és társadalmi inhomogenitások miatt szükség van az energiaellátás diverzifikálására és kiépítésére a világ legtávolabbi részein is. Ehhez könnyen szállítható és kezelhető villamosenergia-termelő egységekre van szükség elérhető áron. A nukleáris reaktorok ezen típusa, az SMR megfelel az előbbi elvárásoknak. 4700 – 5000 \$/kW -os [1] fajlagos beruházási költségével versenyképes termék az energiapiacra a kapcsolt és megújuló alternatívák mellett. Néhány típus kogenerációs (kapcsolt hő- és villamosenergia-termelés) lehetőségekkel is rendelkezik, kiemelendő a koreai SMART reaktor és az amerikai NuScale sótanító képessége, mely az édesvíz hiánnyal küzdő országok (jellemzően Közel-Kelet, Afrika) számára lehet megoldás.

Az SMR típus a rövid telepítési- és megtérülési idő miatt kisebb anyagi kockázattal jár az építő és az épített fél számára is. Az erőmű hamarabb kezdhet profitot termelni az üzemeltető számára a gazdaságban plusz tőke jelenik meg, végső soron nő a beruházó kedv. Beláthatjuk, hogy az építkezések méretétől függően változó nagyságban, de mindenképpen pozitív visszacsatolásokkal számolhatnak az ipar területén.

Mivel a beszámoló alapját az amerikai SMR projektek adják, tekintsük meg az előző évi befektetési tendenciák alakulását az Egyesült Államok energetikai piacán:

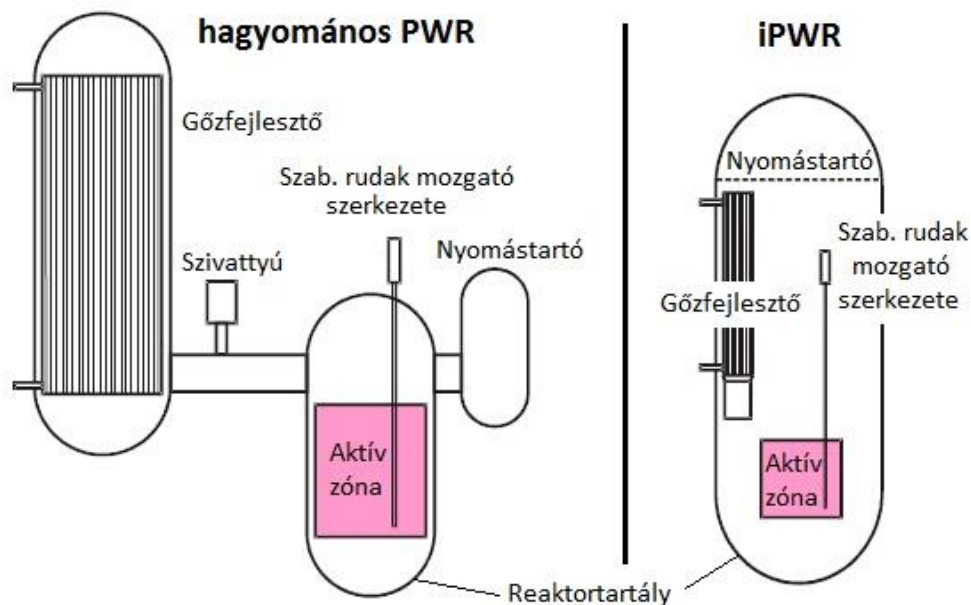


1. ábra: Befektetői tendenciák az USA energetikai iparában (2012) [1]

Az ábráról látható, hogy a fosszilis energiahordozóktól átvette a vezetést a nukleáris ipar. Azon belül is egyelőre a nagy energetikai vállalkozások dominálnak, ám fontos megjegyezni, hogy a kis nukleáris technológiában jelentős növekedés látható. A 2,5 milliárd dolláros többlet befektetés bizonyítékul szolgál az USA kormányának új energiapolitikájára. Az Energiaügyi minisztérium által kiírt kétfordulós SMR támogatási pályázaton részt vevő cégek prominens képviselői az ipar több területének (metallurgia, nukleáris, elektronikai ipar),

vagyis a munkaerő piacon a projektek indításával kereslet jelentkezik, ami segít a munkanélküliség visszaszorításában és a fogyasztás növelésében. Elmondható, hogy a fentebb említett térségekben (Közel-Kelet, Afrika) már megfigyelhető az érdeklődés, Jordániában a dél-koreai Daewoo kezdett kutatóreaktor építésbe, tárgyalások folynak egyéb energetikai célú erőművekről is [3]. Az afrikai országokban az orosz cégek folytatnak kampányt az új atomerőmű típusukkal kapcsolatban.

A következőkben áttekintjük az új projektek fő műszaki jellemzőit. A reaktorok a kis moduláris reaktorok (Small Modular Reactor) típusába tartoznak, azon belül az integrált nyomottvizes reaktorok családjába (iPWR). A hagyományos reaktorokhoz képest a legnagyobb változást a szerkezet felépítése jelenti. Az „integrált” jelző arra utal, hogy a legfontosabb gépelemek: nyomástartó, gőzfejlesztők, szivattyúk (ha szükséges), szabályozó rudak mozgató szerkezete mind a reaktortartályban foglalnak helyet (2. ábra). Így a rendszer biztonsága javul, ráadásul mérete, költsége is csökken [2].



2. ábra: A PWR és az iPWR koncepció közötti szerkezeti különbségek [2]

A hűtőközeget szállító vezeték átmérője és hossza is csökken, mivel kisebb távolságokat kell áthidalniuk, így csökken a hővesztés és az üzemzavarok valószínűsége. A logisztikai procedúrák szintén egyszerűsödnek a kisebb méret és súly miatt, közúton is könnyen megoldhatóvá válik a szerkezetek szállítása. Az új passzív inherens biztonsági rendszereknek köszönhetően feleslegessé vált az emberi beavatkozás üzemzavarok esetén, gyorsabban és hatékonyabban reagálnak a rendszerek a változásokra. Hosszabb kampányok lehetségesek, így javulnak az üzemanyag-gazdálkodás jellemzői [2].

Az előnyök mellett a hátrányok közé sorolandó az egyelőre nehézkes engedélyeztetési folyamat. A blokkok kis elektromos teljesítménye miatt egy erőműben akár 10-12 reaktor is üzemel egyszerre, ez jelentős figyelmet és szakember gárda bevonását igényli, melynek megoldása napjainkig nem teljesen tisztázott.

III. Az USA integrált nyomottvizes projektjei

1. A Holtec-160 projekt bemutatása

Kezdetek, jelenlegi állapot

2010. november 3-án mutatta be fő célkitűzéseit az SMR LLC (Holtec leányvállalata) a Nuclear Regulatory Commission (NRC) részére. Ez a szervezet az Energiaügyi Minisztériummal (Department of Energy – DoE) közösen végzi az új technológiák, szabadalmak validálását az Egyesült Államokban. 2011. július 11-én tartották az első hivatalos LLC prezentációt, mely a teljes programot bemutatta az illetékes hatóságoknak. Az Egyesült Államok Energiaügyi Minisztériuma 2012 elején tendert írt ki, mely során a hivatal 5 év alatt 452 millió dollárt folyósítana a nyertes SMR-t fejlesztő vállalatok részére (USA-ban honos cégeknek). Két bíráló kört tartanának, 2x226 millió dollár kerül kiosztásra [6].

2012. május 21-én a Holtec International beadta pályázatát. Az első körben a novemberi eredményhirdetésen a Babcock & Wilcox, Tennessee Valley Authority és a Bechtel vállalat nyerte el a támogatást, azonnali hozzáférést kapva 79 millió dollárhoz. 2013 márciusában a Holtec szövetségre lépett a NuHub vállalattal és Dél-Karolina állammal a jobb szereplés érdekében a minisztériumi tender második körében. A menetrendnek megfelelően ismét 226 millió dolláros támogatás a tét. A pályázatok beadási határideje 2013. július 1. volt, az eredményhirdetésre várhatóan 2014. január közepén kerül sor. Az esetleges győzelem meggyorsítaná a hivatalos engedélyezési és validálási folyamatokat. Nem elhanyagolható az a kilátás, hogy a nyertes jelentős állami megbízásokat is kapna a jövőben [4],[6].

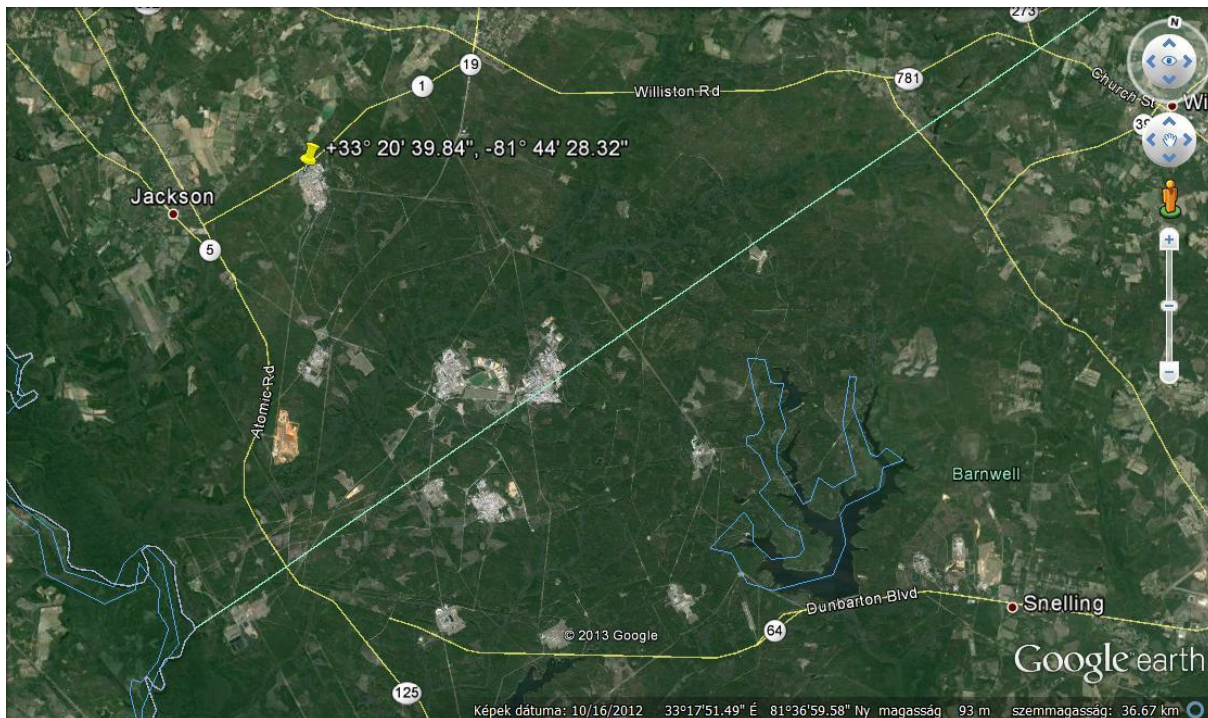


3. ábra: A Savannah River Site központi komplexuma [5]

A Holtec elnöke és ügyvezető igazgatója Kris Singh garanciát, anyagi felelősséget vállalt a sikerre. Elmondása szerint, ha nem képesek teljesíteni a szerződésekben vállaltakat, ha a követelményeknek nem tesz eleget a projekt, a teljes pályázati támogatást visszafizetik a folyósítónak. Látható, hogy a Holtec újrászerveződése, melyet az iparban szövetségek

kötésével kezdett folytatódni a civil szférában is a lakosság meggyőzésével. A területet Dél-Karolina állam biztosítaná a Savannah River telepen. A helyszín kézenfekvő választás volt, az 50-es évek óta folyik itt nukleáris ipari tevékenység [5],[7].

A megfelelő infrastruktúra és környezeti adottságok egy jóval nagyobb területet tesznek alkalmassá a munkára. Ez elősegíthet egy jövőbeni bővítést a létesülő erőműben.



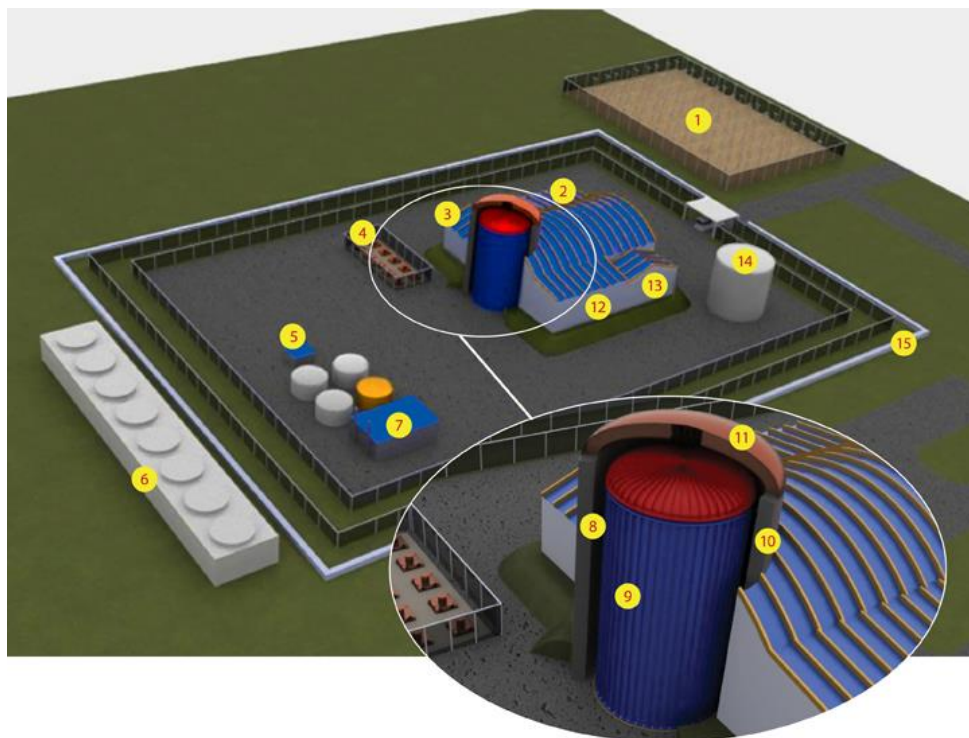
4. ábra: A rendelkezésre álló terület (125-ös,64-es és Williston Road között) [5]

Az erőmű felépítése

A tervezés során a fő irányelv a Holtec HI-SMUR (Holtec Inherently-Safe Modular Underground Reactor) szabadalmon alapult. Ez új passzív rendszerek beépítését és gyökeresen más szemlélet adaptálást jelentette a mérnöki gátak kialakítása során. A kompakt autonóm egységek könnyen szabályozható, biztonságos, diverz ellátó rendszert alkotnak.

A felhasználandó terület tekintetében jelentős fajlagos megtakarítás látszik, esetünkben mindössze $\frac{20000m^2}{160 \cdot 10^3 kW} = 0,125 m^2/kW$ (az alapterület 0,012 – 0,020 km^2 között változik a blokk teljesítményétől függően) területet foglal az elektromos teljesítményre vonatkoztatva. Összehasonlításként a néhány 1000 MW_e -os erőművek $\frac{15 \cdot 10^5 m^2}{1000 \cdot 10^3 kW} = 1,5 m^2/kW$ (1,5 – 2,5 km^2). A terület változásával egyenes arányban változik a létesítési és karbantartási-fenntartási költség. A személyzet létszáma az előbbi területi arányoknak megfelelően csökkenhetne.

Az első blokk a tervek szerint 2,5 éven belül elkészülhet, ezen belül 2 év, amíg a kiszolgáló egységek is üzemkészek. A költség 800 millió dollárt jelent, magyar valutában kifejezve ez körülbelül 173 milliárd forint. Ez pontosan $5000 \$/kW$ – os ($\sim 1,1$ millió Ft/kW) fajlagos beruházási költséget jelent. A finansziális előnyök között megjegyzendő az olcsóbb üzemeltetés és a rövidebb (x év) megtérülési idő, mely minden befektető számára fontos kritérium (instabil politikai helyzetű, országoknál ez még fontosabb szempont lehet) [4],[6].



5. ábra: Üzemi terület [4]

1. Transzformátor állomás **2.** Radioaktív hulladéktároló **3.** Üzemanyag kezelő **4.** HI-STORM UMAX (lásd később) **5.** Tűzvédelmi kiszolgálás **6.** Kényszerventillációs hűtőtornyok **7.** Nem biztonsági diesel egység **8.** Vízköpeny **9.** Belső konténment **10.** Külső konténment **11.** Külső kont. kupola **12.** Köpenyépület (8.,9.,10.,11.-t tartalmazza) **13.** Irodaépület **14.** Tiszta kondenzátum tároló **15.** Fizikai védelmi létesítmények

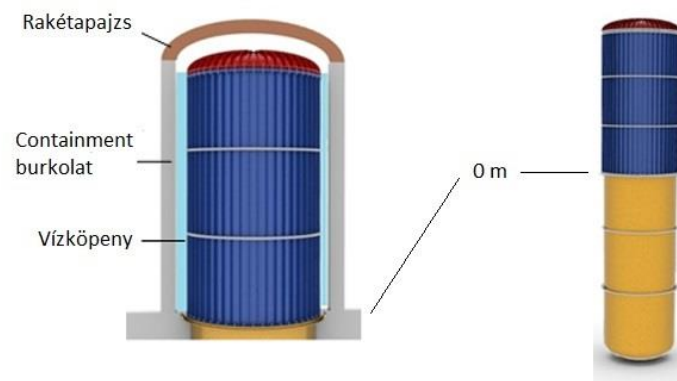
Egyetlen egységgel rendelkező erőmű blokkteljesítménye $525 MW_{th}$, melyből $160 MW_e$ -t teljesítményt nyerhetünk. A gyártó által hirdetett 30,47 %, ami 3-5 százalékponttal elmarad a nagy PWR erőművek hatásfokától.

Az üzemidőt 80 évben, a kazetták átmeneti tárolására szolgáló medence élettartamát 100 évben határozták meg. A medence több mint 10 évnnyi működés során keletkező kiégett üzemanyagot képes tárolni. Egyrészt a hosszú üzem-és tárolási idő további haladékat ad a működtető ország(ok)nak a hulladékkezelési problémák megoldására, másfelől a tetemes tároló kapacitás csökkenti a kiégett kazetták kezelésével foglalkozó épületek méreteit, ami eddig szintén területet, pénzt és élőerőt kötött le az erőművekben. A HI-STORM UMAX egység egy földalatti kiégett kazettatároló, közelsége miatt a szállítási idő és út lerövidül. Az üzemanyag élettartama 4 év, míg a karbantartási idő 5 nap, mely 98,63% – os éves rendelkezésre állást biztosít [4],[6],[7].

A következőkben tárgyaljuk a HI-SMUR felépítését, jellemzőit.

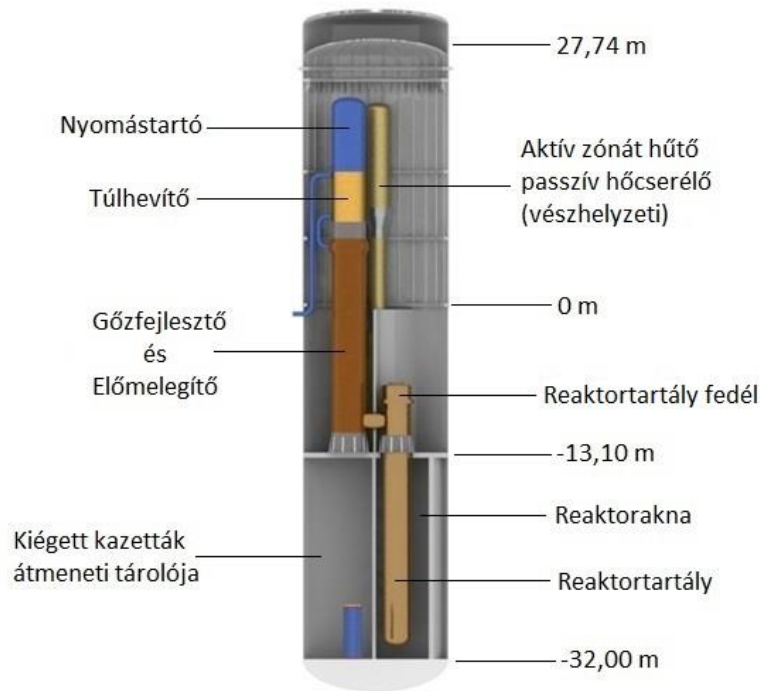
Primer kör

A reaktor erősen átalakított, integrált nyomottvizes reaktor (iPWR). A hűtővíz és moderátor bórsavmentes sótalánított könnyűvíz. Az integráció a konvencionális reaktorok aktív zónán kívüli egységeire vonatkozik. Az aktív zóna, a hőcserélők, a gőzfejlesztő és túlhevítő egység valamint a nyomástartó egy közös, robusztus épületben kapott helyet. A teljes primer körből eltávolították a szivattyúkat, csupán természetes konvekcióval valósul meg a hűtőközeg keringetése, így feleslegessé vált több áramlástechnikai gép és vezeték. Az előbbi változtatások lehetővé teszik a LOCA (Loss of Coolant Accident) események valószínűségének radikális csökkentését. Az alábbi ábra a reaktorépület felépítését mutatja:



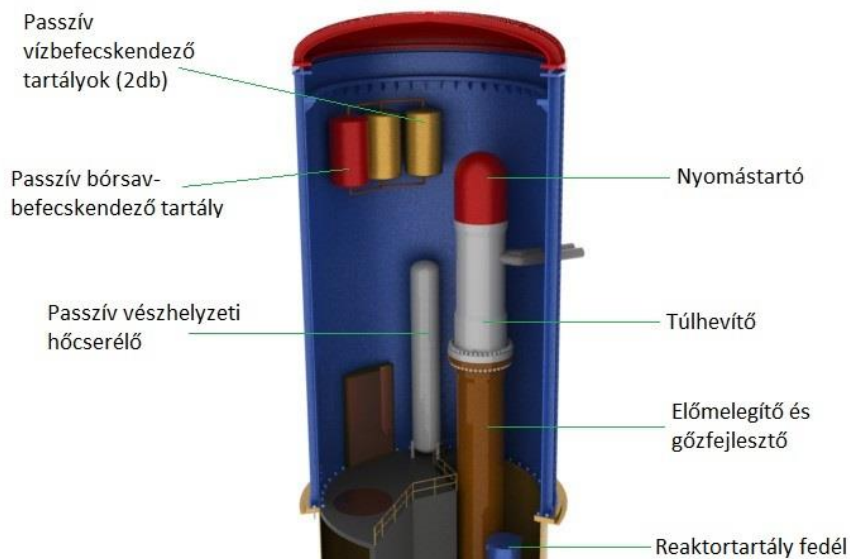
6. ábra: A primer kör külső védelmi vonalai [4]

Kívülről befelé haladva az első védelmi vonal a külső kupola (rakétapajzs) és a konténment burkolat. Következik a vízköpeny (6. ábra), mely egy hőnyelőhöz kapcsolódó vészhelyzeti alrendszer. A „végtelen nagy” hőnyelő lehet sós álló (előkezelést igényel), édes álló vagy folyóvíz. Egy hipotetikus LOCA esetén az aktív zónában és körülötte az aknában a folyamatos hőmérsékletnövekedés miatt megindulna a forrás. A megelőzés érdekében ebben az esetben az automatika elárasztaná a reaktoraknát vízzel, ha a hőmérséklet elérne egy bizonyos értéket. Az aknavíz forrása elvonná az aktív zóna remanens hőjét. Az előbbi folyamat során a főépület belsejében felszálló gőzt a köpenytérben felhalmozott víz hűtené le legalább telítési, jobb esetben annál is alacsonyabb hőmérsékletre. A vízköpeny és az akna vízellátása végtelen nagy hőnyelőnek tekinthető közeggel (lásd előbb) biztosított. Egy másik biztonsági út is beépítésre kerül, közvetlenül az aktív zóna és a gőzfejlesztő közé. Ez egy egyszerű biztonsági szeleppel szabályozott nyomáscsökkentő vezeték, súlyos baleset, áramszünet esetén a reaktortartályon belül keletkezett gőzt vezetné el egy külső kondenzátor egységbe (levegővel vagy vízzel hűtött egység). Ez a biztonsági rendszer is teljesen passzív, nem igényel emberi, elektromos beavatkozást. A HI-SMUR szabadalom szerint ez lehetővé teszi a reaktortartályban uralkodó nyomás felére csökkentését 24 órán belül [4].



7. ábra: Belső szerkezeti felépítés [4]

A belső konténment megerősített acél-nehézbeton tartóedény, minden primerköri gépesség ezen belül található. A gőzfejlesztő oszlop tetején helyezték el a nyomástartót, mely nagynyomású nitrogén gázzal funkcionál. A szerkezetet erősen túlméretezték, sokkal nagyobb nyomásváltozásokra tervezték a várhatóknál. Ennek irányítástechnikai oka van, sokkal precízebbé válik a szabályozás. Ezzel egy magasságban található a bórsavas tartály és két vészhelyzeti víztartály, szükség esetén mindegyik egység passzív, helyzeti energiát felhasználva fecskendezi be tartalmát a reaktortartályba.



8. ábra: Üzemzavari segédrendszerek [4]

A nyomástartó alatt a túlhevítő található melyet szigeteléssel választottak el a gőzfejlesztő és az alatta lévő előmelegítő szegmenstől. Ezen berendezések mellett kapott helyet az aktív zónát vészhelyzet esetén hűtő passzív hőcserélő. Működtethető vízzel is (párhuzamosan kapcsolva a vízköpeny betáplálására), de gázzal is hatékony hűtést biztosít. A következő alegység már a tengerszint alatt kapott helyet. A reaktortartály fedelén található a szabályozó rudak manipulációjáért felelős szerkezet, fölötte az üzemanyag kezelésével foglalkozó egység. Ez egy speciális szerkezet, ráadásul külön képzettséget igényel, végső soron növelve a költségeket.

A felszín alatt több mint 13 méterrel kapott helyet a kazetták átmeneti tárolójául szolgáló száraz medence, ettől elválasztva a reaktortartály és az azt magába foglaló reaktorakna [1].

A reaktor

A tartály 3 m (SMR általában 2,7-3m) átmérőjű, manipulátor szervek nélkül 25 m hosszú rozsdamentes acél (Holtec Manufacturing gyártású). A tartályba be- és kilépő tápvízcsövek átmérője 5 – 7 cm között változik, csökkentve a LOFA (Loss of Feedwater Accident – tápvíz veszteség) kialakulásának valószínűségét, a hidraulikai veszteségeket és a korrózió okozta öregedést. A tartályt karok tartják az akna függőleges tengelyében, ezek földrengés esetén nagy szerephez jutnak, rugóként nyelik el az erőhatásokat. Az akna elárasztható hűtőközeggel vészhelyzet esetén, szerepe hasonló a vízköpenyéhez, a különbség csupán annyi, hogy ez közvetlenül a reaktortartálytól vonja el a hőt, majd az így kiforrt gőzt a vízköpeny kondenzálja le. A zóna aktív hossza 4,27 m [4].



10. ábra: Reaktortartály [4]



9. ábra: Földrengésvédelmi karok az aknában [4]

A berendezésben létrejövő természetes konvekció legfőbb előnyének a kedvező áramlástechnikai hatásokat tekintik, továbbá csökkenti a turbulenciát, így a termikus öregedés mértékét.

A reaktorba be- és onnan kilépő közeg tulajdonságait az alábbi táblázat foglalja össze:

Belépő primer hűtőközeg hőmérséklete	196 °C
Kilépő primer hűtőközeg hőmérséklete	315 °C
Primerköri nyomás	~SMR átlag=PWR nyomás (155 – 165 bar)
Primerköri nyomásesés	0,482 bar
Tömegáram	895 kg/s

1. táblázat: Primerköri jellemzők [4]



11. ábra: Bal oldal üzemanyag-köteg, jobb oldal zónatartó kosár [4]

Az üzemanyag pálcák PWR-eknél jól megszokott négyzet geometriájú belső vázas kötegekben helyezkednek el. Egy kazetta 37 kötegből (17x17 pasztilla/köteg) áll össze. A kazetta háza önmagában ellát több feladatot: elsősorban üzemanyagkosárként is funkcionál, nincs szükség egy különálló egységekből nehézkesen összeállítható külön vázra, amit le kell eresztetni a reaktortartályba. Másodsorban a kazetta szolgál a kiegészített üzemanyag tárolóegységeként is a pihentető medencében és a végső lerakásnál. Mivel egyetlen gépelem képes ellátni három feladatát jelentős költségmegtakarítás érhető el, valamint a teljes infrastruktúra egyszerűsödik. A hatásfok javításában, azon belül a hidraulikai veszteségek csökkentésében játszik fontos szerepet ez a kialakítás. A kosarak (kazetták) alján a belépésnél megfelelően kialakított szárnyak terelik a vizet. Maga az üzemanyag tiszta UO_2 (melynek maximális dúsítása 4,95%), vagy MOX lantanoida kiegészítő mérgeket (gadolinium és erbium), szegmenseket tartalmaz minden köteg. Egy kötegben 8 db ilyen szegmens található. A 37 köteg mellett helyet kap 8 parciális csatorna is (a 11. ábrán közvetlen a tartály fala mellett láthatóak, szürke burkolattal fedettek). A teljes töltet összesen 22 tonna tömegű. Az üzemanyag tervezése során a konvencionális PWR fűtőelemeket vették alapul, így nincs szükség új gyártási eljárásra, egyszerűen összeállítható a már működő üzemekben. A reaktorban 17 elnyelő rúd felelős a reaktivitás szabályozásért, 4 db az axiális teljesítmény eloszlás finomhangolásáért, további 16 szabályozó rúd a veszleállításért [4],[7].

Megválaszolandó kérdések

A projekt kérdéses pontját képezi a munkaerő-ellátás, ugyanis a nukleáris szakma létszám hiánnyal küzd az USA-ban is. A cég nem tett közzé érdemi információ arra vonatkozóan, hogy milyen módon kívánják biztosítani a szükséges szakember gárdát agresszívebb terjeszkedés esetén.

Fontos anyagi kérdés a villamos energia kilowattónkénti ára. Befektetők számára aggályokat vethetnek fel az USA gazdasági mutatói, nem ismeretes semmilyen precíz vizsgálat, előtervezet arra vonatkozóan, hogyan fogja tartani a vállalat az eredetileg $5000 \text{ \$/kW}$ – s árat a jövőben.

Előnyként tekintünk a kis méretekre, továbbá arra, hogy a ritkán lakott távoli területek energia ellátása is könnyen biztosítható az SMR típussal. Azonban nincs információ arról, hogyan és milyen anyagi forrásokból fogja kiterjeszteni és fejleszteni az országos sugárvédelmi rendszerét az illetékes hatóság. Nem tisztázott, a kérdés, hogy az ellenőrző hivatal, esetleg a beruházó vagy a megrendelő feladatkörébe tartozik a hálózat kezelése. Például Alaszkában az orvosi röntgen gépeken kívül semmilyen nukleáris egységre, tevékenységre nincs engedély, nem létezik kiterjedt állami felügyeleti rendszer. Maga az állam nem tagja a Nukleáris Egyezménynek (*Atomic Energy Act of 1954*), ami szabályozza és lehetővé teszi a kutatási, energetikai célú létesítmények működését. Ismét felmerül a finanszírozás és üzemeltetés problémája azok minden vonzatával. Az USA fennhatósága alá tartozó csendes-óceáni szigetek hasonló helyzetben vannak [6].

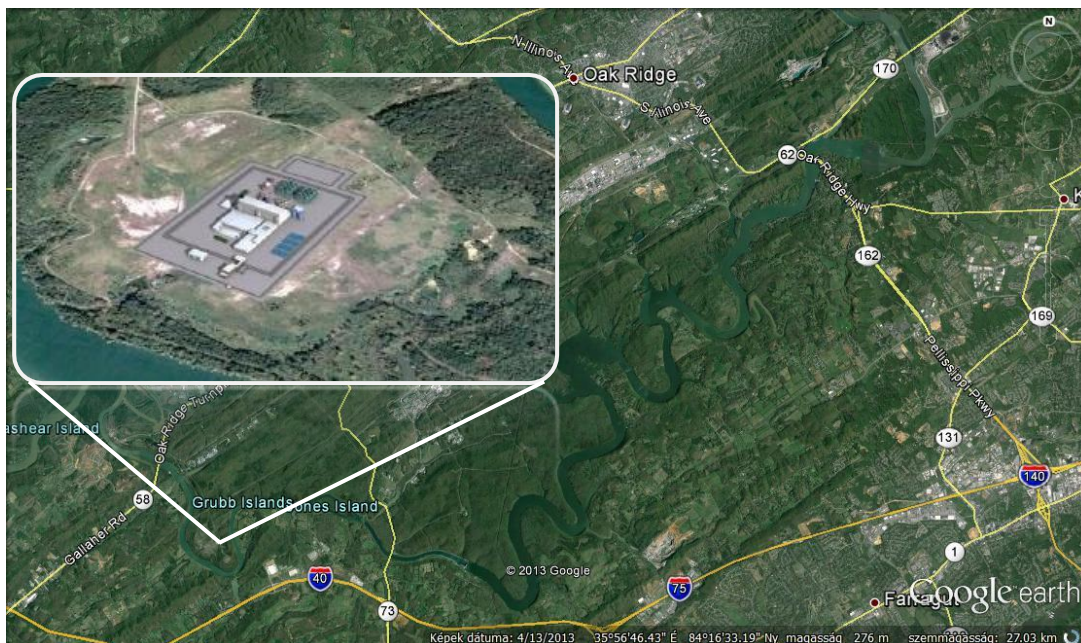
2. A Babcock&Wilcox mPower projekt bemutatása

Kezdetek, jelenlegi állapot

A Babcock & Wilcox vállalat az elsők között lépett be az Obama kormány nukleáris energetikát célzó reformprogramjába. 2009-ben kezdte meg a fejlesztést 400 alkalmazottal, majd 2010. július 14-én írta alá az együttműködési szerződést a Bechtel vállalattal. A szövetség fő célkitűzése az első engedélyekkel rendelkező 3+-os SMR kifejlesztése és telepítése az USA területén, majd külföldön. Megalapították a Generation mPower LLC (GmP) vállalatot (B&W többségi tulajdonnal), mely a projekt illetékesévé vált. Közel egy évvel később, 2011. június 16-án a Tennessee Valley Authority (TVA) céggel írtak alá kooperációs szerződést. Ez magában foglalta 6 darab SMR építését a TVA Clinch River-i területén, a GmP szándéka szerint az első SMR 2020-ra készülhet el [9].

Az USA Energiaügyi Minisztériuma által 2012 elején kiírt SMR fejlesztést célzó 452 millió dolláros (2x226 millió \$) támogatási pályázatán az így összeállt hármas szövetség is részt vett. Ugyanazon év november 20-án tartották az eredményhirdetést, a GmP-TVA pályázat nyerte az első kört (226 millió dollár folyósítása 5 év alatt). Ez a hármas azonban nem mutatja a valódi struktúrát a pályázat mögött. Összesen 150 szerződést kötöttek beszállítókkal, alvállalkozásokkal 36 államban, ez az ország 72 %-ra kiterjedő programot jelent.

A TVA még ebben az évben beadta a kérelmet a Nukleáris Szabályozási Bizottsághoz (Nuclear Regulatory Commission) az építési engedélyekre vonatkozóan. Az erőmű terveinek engedélyezési papírjait 2013. július 23-án nyújtották be az NRC Rockville-i (Maryland) irodájában [10],[11].



12. ábra: Clinch River Site (TN) [5]

Az erőmű felépítése

Az „Ikercsomagnak” nevezett típusban 2 darab külön-külön $180 MW_e$ teljesítményű blokk kap helyet $0,162 km^2$ –nél kisebb alapterületen. Az SMR-nél megszokott kompakt, egyszerű üzemi területet láthatjuk a 13. ábrán. Persze lehetőség van több reaktort telepíteni egy közös helyre, a hivatalos összeállítások a $360 MW_e$, $720 MW_e$, valamint a $125 MW_e$ teljesítményű lehetőségeket tartalmazzák.



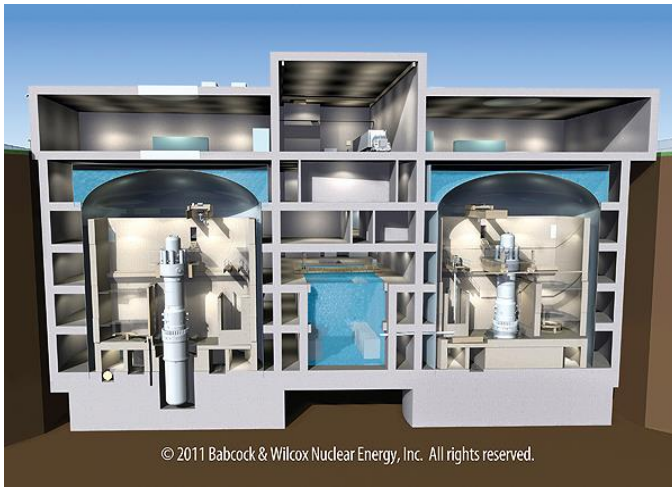
13. ábra: Üzemi terület [11]

1. Reaktorházak+turbinacsarnok közös épülete
2. Víz/lég-hűtésű kondenzátor
3. Transzformátor telep
4. Fizikai védelem
5. Akkumulátorok (non-safety)
6. Kiszolgáló épületek

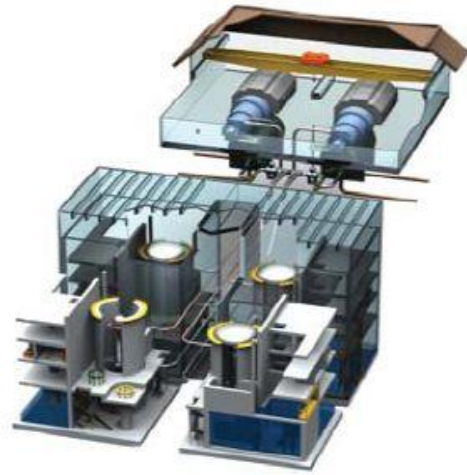
Áramszünet esetén az erőmű átkapcsol sziget-üzemmódba, 2 darab diesel generátor (egyenként $2,5 MW_e$, AC forrás) látja el az erőmű berendezéseit az első 72 órában, valamint DC akkumulátorok is képesek ezt a feladatot betölteni. Látható az ábráról, hogy többszörös biztonsági sávval vették körbe a reaktorépületet, ennél valamivel gyengébb az AC generátorok, transzformátortelep és az irodaépületek védelme. Természetesen az eddig megszokott több ezer fős munkaerő szükségtelenné válik, a biztonsági szolgálat létszáma akár 80 %-kal is redukálható (a tervezési alapon belüli eseményekre), összesen 298 személy üzemeltetheti a létesítményt. Az így nyert költségmegtakarítás lehetővé teszi a szakemberek új nemzedékének oktatási támogatását, egyéb civil programok indítását [11].

Az 12. ábrán látható területet a 40-es évek óta használják nukleáris ipari tevékenységre, a biztonsági infrastruktúra, út-és villamoshálózatok már adottak. Az építési időt 3 évben maximalizálták, jelenlegi becslések szerint a fajlagos beruházási költség $\sim 5000 \$/kW$, ami hasonló a konkurens cégek árszabásával. Az erőmű teljes költsége 84,8 millió dollár lenne ($360 MW_e$), a teljes projekt befektetésével és kockázatával együtt 1,8 milliárd dollár (ezt az értéket osztották az erőmű teljesítményével, így kaptuk a fenti fajlagos beruházási költséget).

A 15 napos üzemanyagcsere-karbantartási idővel számolva 95,89 % –os rendelkezésre állás érhető el. A fűtőelemek élettartamát 48-60 hónapban határozták meg [13],[14].



14. ábra: Reaktorépület félmetszete [11]



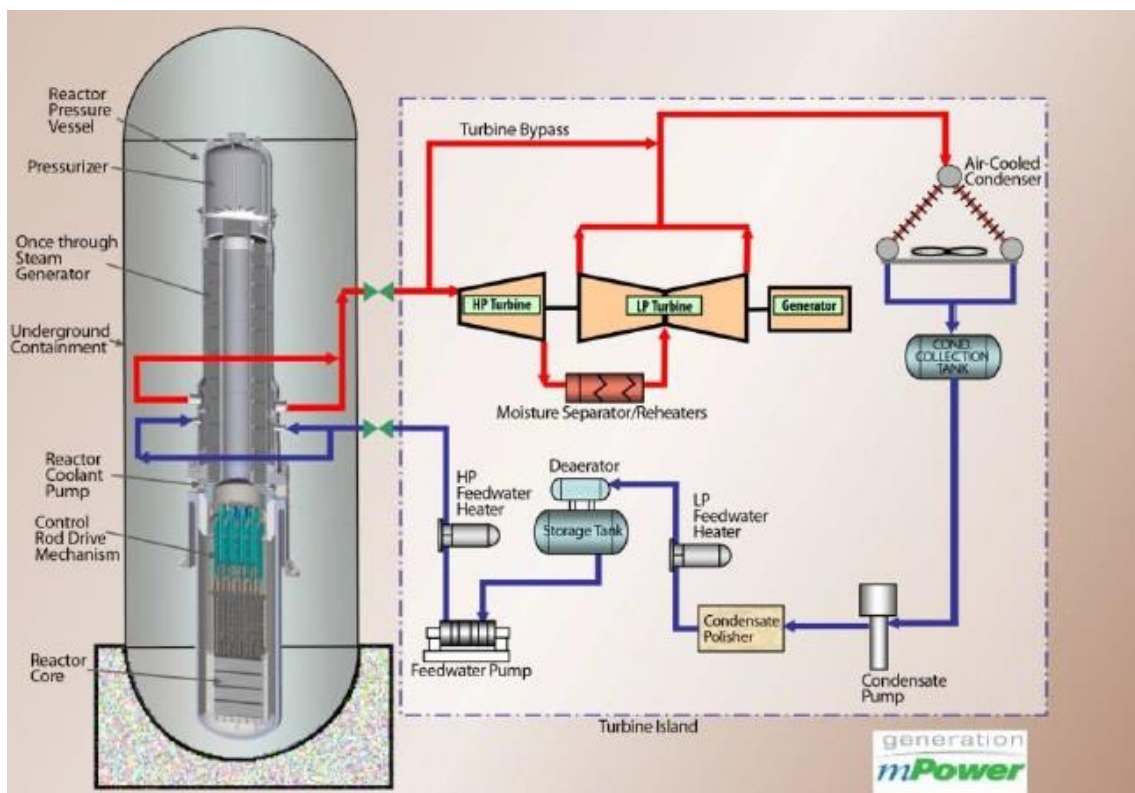
15. ábra: Primer és szekunder kör (4x180MWe) [11]

A primer kör teljes egészében a föld alá került, így feleslegessé váltak a rakétabajzsok, különböző külső csapásmérések kivédésére szolgáló szerkezeti elemek. Az ikerházas megoldás lehetővé teszi a költséghatékony bővítést (akár 10+ reaktor), egyszerű irányítástechnikai rendszerek telepítését és karbantartását. A két reaktor közötti térben kapott helyet a kiégett kazetták átmeneti tárolómedencéje, itt 60 éves üzemidőhöz szükséges fűtőelemet (5 éves élettartammal számolva 12 db teljes zónatöltetet = 216 t urán) is tárolhatnak. A 15. ábrán látható a turbinák és a reaktorok elhelyezése 4 reaktor esetén. A $360 MW_e$ és a $720 MW_e$ – os konstrukció esetén is egy reaktorra egy turbina-generátor (TG) egység jut. Ezeket a TG szerkezeteket csúszó ágyra szerelik, ami nagyban megkönnyíti a telepítést, karbantartást, esetleges cserét. A $125 MW_e$ teljesítményű konstrukció esetén a hatásfok 31%, vagyis a zóna hőteljesítménye $400 MW$.

A 14. ábrán látható, hogy a konténment sapkája felett nagy térfogatú víztároló medencék kaptak helyet. Ez a 3+ generációhoz tartozó védelmi vonal kiegészíti a vészhelyzeti hűtőrendszerek eszköztárát (lásd később).

A szekunder kör alkotóelemei a napjainkban konvencionális alaperőművi elemek „kistestvérei”, így egyszerűsödik a létesítési és validálási folyamat, valamint későbbiekben a karbantartás. A szállítás a primerköri elemekkel együtt vasúti tehervagonokban lehetséges, ez persze a logisztika időtartamát rövidíti és könnyíti a szervezést, más szervek (pl. autópálya rendőrség) bevonását feleslegessé teszi.

Az 16. ábrán látható az elektromos energiatermelés folyamatábrája. Látható, hogy a fáradt gőzt léghűtésű kondenzátorral cseppfolyósítjuk. Ha ezt vízhűtésűre cseréljük kb. $11 MW_e$ teljesítménynövekedés érhető el! Ez $400 MW_{th}$ esetén 2,75 %-os hatásfok növekedést jelent ($\eta_{kő} = 31,25 \% \rightarrow 34,00\%$) [11],[13],[14].



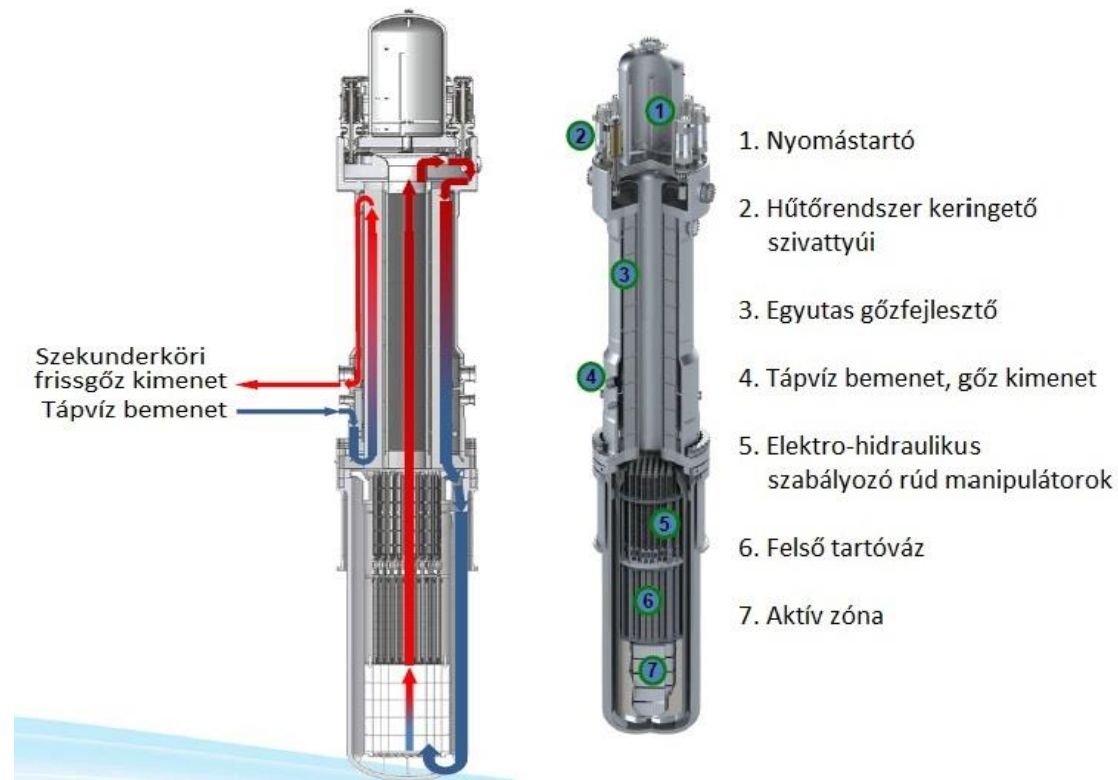
16. ábra: Az elektromos energiatermelés sematikus ábrája [11]

Primer kör, biztonsági rendszerek

Az aktív zóna hűtése kényszerített áramlással valósul meg, amit a reaktortartály belsejében elhelyezett pumpák hoznak létre. Az integrált reaktor jellemzői szerint egyetlen masszív tartályon belül kapott helyet minden primerköri gépegység, a szekunder körrel közös gőzfejlesztő is. Ennek a konstrukciónak köszönhetően sikerült kiküszöbölni a LOCA eseményeket, bár a biztonsági rendszerek tervezésekor mégis figyelembe vettek hipotetikus, hűtőközeg vesztésével járó baleseteket. Maga a reaktorépület $85\text{ m} \times 73\text{ m}$ (6205 m^2) alapterületű, magassága 15 m (1 reaktor esetén).

Konténment átmérője, magassága és vastagsága	28 m, 46 m 1,5 m (beton)
Reaktortartály átmérője és magassága	3,6 m és 22 m
Primer hűtőközeg hőmérséklete a gőzfejlesztő előtt	321 °C (túlhevítéssel 326,77 °C!)
Primer hűtőközeg hőmérséklete a gőzfejlesztő után	304,45 °C
Tápvíz bemeneti hőmérséklete	163 °C
Frissgőz kimeneti hőmérséklete	300 °C
Frissgőz nyomása	55 – 57 bar
Hőteljesítmény	400 MW
Elektromos teljesítmény	125 MW
Hatásfok (*16. ábra léghűtésű kondenzátor esetén)	31,25 %

2. táblázat: Az erőmű és a hűtőközegek paramétereit (1 blokk esetén)[12]

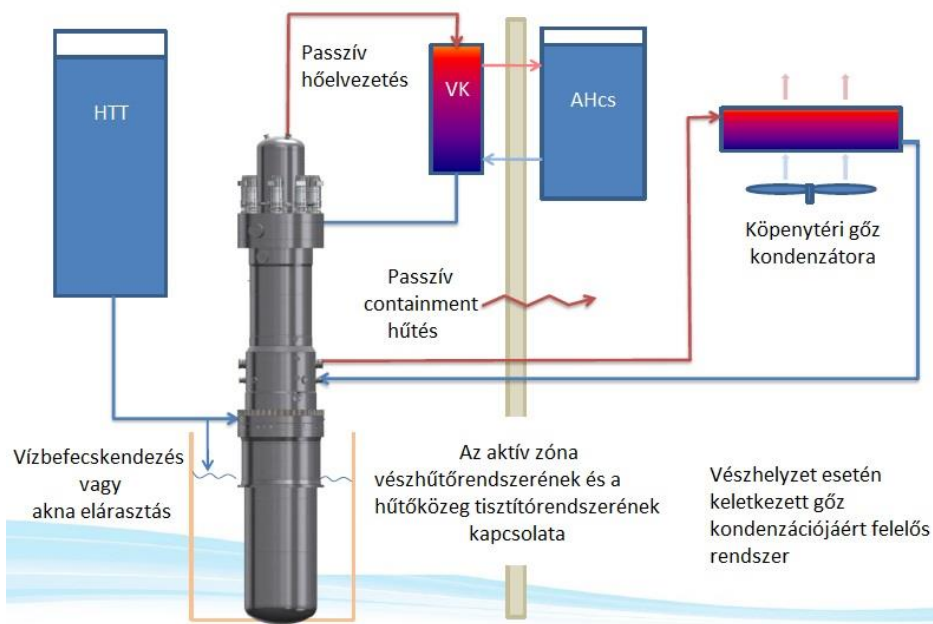


17. ábra: Primer-szekunderkörü hűtés [11]

18. ábra: A reaktor felépítése [11]

A 17. ábrán látható a két kör hűtőközegének áramlása és a közben végbemenő hőmérsékletváltozás. A hideg primer hűtőközeg először az aktív zónán halad át, ahol $24 - 30^{\circ}\text{C}$ –*kal* emelkedik a bór-és ásványmentes könnyűvíz átlagos hőmérséklete, majd áthalad a felső tartóvázon és a szabályozó rudak szerkezetén. Ezt követően érkezik az egyhuzamú gőzfejlesztőbe, ahol leadja hőenergiáját a szekunderkörü tápvíznek. Végül a reaktortartály tetején irányt vált a folyadék, mire az aktív zóna alatt lévő belépőcsomakhoz ér visszahűl 297°C –*ig*. A szerkezet tartalmaz túlhevítőt, továbbá a szekunder körön is lehetséges újabb 50°C –*os* túlhevítést elérni [12].

Az első mérnöki védőgát a pasztilla mátrixa, majd a pálca cirkon ötvözet burkolata következik. A reaktortartály alja bentonitból kialakított zónaolvadék csapda közepén található. A reaktorakna elárasztható, illetve lehetőség van közvetlen vízbefecskendezésre az aktív zónába szükség esetén. Ezen műveletekhez szükséges vizet egy „végtelen nagy” hőkapacitású közeg adja, álló vagy folyó édes és sós víz (utóbbi előkezelést igényel). Mindkét esetben a keletkező gőzt le kell kondenzálni és a konténmenten belül tartani. A befecskendezés esetén üzembe lép egy vészhelyzeti kondenzátor, mely egy alternatív hőcserélőhöz (előbb említett álló vagy folyóvíz) kapcsolódik. Az aknában, köpenytérben keletkező gőzt egy léghűtésű kondenzátorba vezetik el, ahol cseppfolyósodás után visszavezetik a konténmentbe. A nagyméretű hűtőrendszernek köszönhetően több idő áll rendelkezésre vészhelyzet esetén a biztonsági rendszer számára válaszára [13],[14].

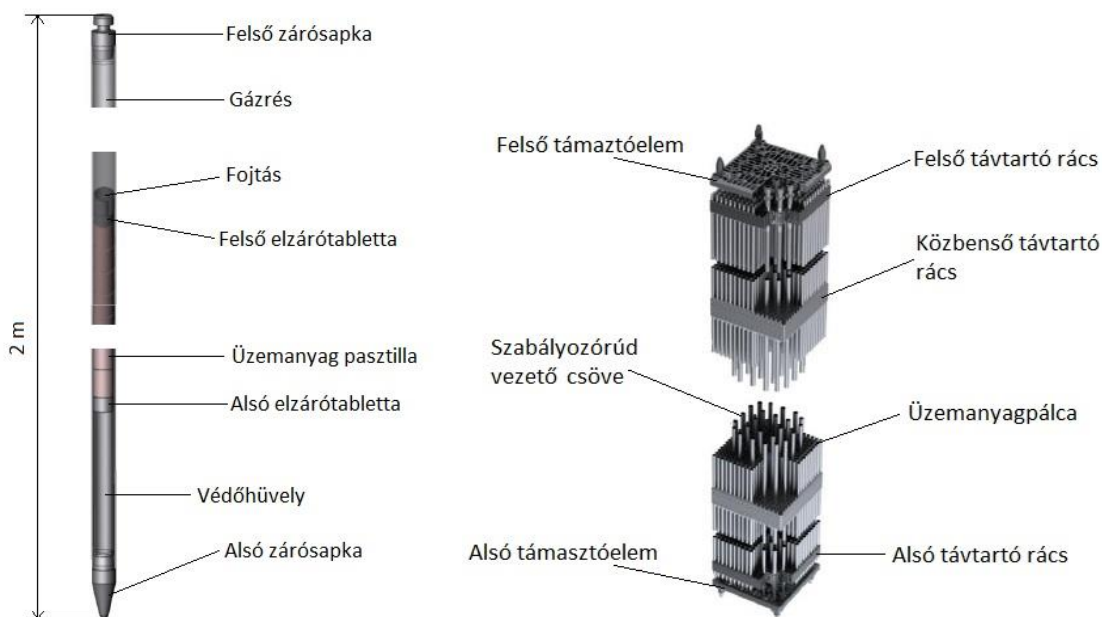


19. ábra: Vészhelyzeti hűtőrendszer kapcsolása [11]

HTT- hűtővíz tárolótartály, VK- vészhelyzeti kondenzátor, AHcs- alternatív hőcserélő

Aktív zóna

A tartály alján lévő egység magassága 2,03 m, szélessége szintén 2 m (párhuzamos oldalak távolsága). A méhsejt alak javítja a teljesítmény egyenletesebb eloszlását. Az üzemanyag élettartama 4-5 év, a dúsítás és a használat körülményeitől függően, 4,95 – 5,00% dúsítású UO_2 szükséges. A 21. ábrán látható acélkosárba helyezhető be 69 köteg, ezek a standard szerkezettel rendelkeznek (17x17 db pálca). Az üzemanyag fontos jellemzője a sűrű pálcaelhelyezés, valamint a kis lineáris teljesítménysűrűség.



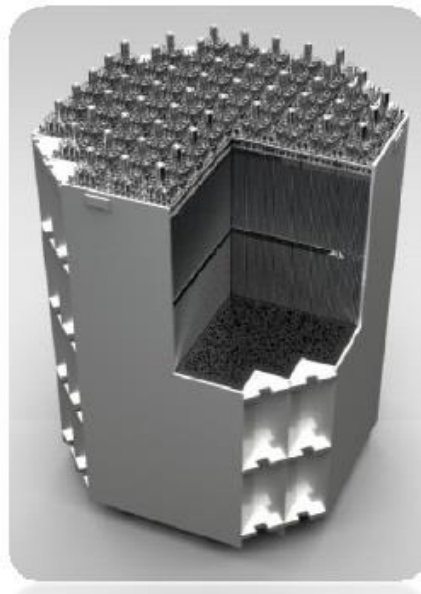
20. ábra: Balra: a pálca felépítése, jobbra a köteg szerkezete [11]

A kicsi q' alacsonyabb zóna és burkolati hőmérsékleteket eredményez üzemzavarok, balesetek esetén, továbbá csökkenti az áramlás keltette vibrációk hatásait [13],[14].

A burkolat korrózióálló cirkónium ötvözet, a köteg $21,5\text{ cm} \times 21,5\text{ cm}$ keresztmetszetű. Az átlagos burnup kisebb, mint 40 MWd/kg . Az üzemanyag Gd_2O_3 kiégő mérget tartalmaz, a szabályozó rudak bór-karbid ötvözetből (B_4C) készülnek. (Az egyik forrás említi egy AIC vegyjelű anyagot is alkotóként, amivel a következő problémák vannak: ez nem karbid, a helyes vegyjel: Al_4C_3 az alu-karbid, a másik pedig az, hogy vízzel reakcióba lép az alumínium-karbid és metán keletkezik. Lehetséges, hogy valamilyen alu-szén ötvözetre gondoltak, bár ilyen anyagról ezen az alkalmazási területen nem szól a szakirodalom. Titánborítással viszont megelőzhető a metános reakció [13].)

Primer nyomás	131 bar
Hűtőközeg belépő hőmérséklete	297°C
Hűtőközeg kilépő hőmérséklete	321 °C
Hűtőközeg áramlási sebessége	1,5 – 3,1 m/s
Összsúly	500 t
Aktív zóna magassága és átmérője	2030 mm x 2000 mm
Üzemanyag tömege	18 t
Átlagos teljesítménysűrűség tömegről vonatkoztatva	~20 kW/kgU
Lineáris teljesítménysűrűség	11,48 kW/m

3. táblázat: Az aktív zóna fő jellemzői [12]



21. ábra: Aktív zóna modellje [11]

Megválaszolandó kérdések

A Holtec SMR bemutatójában feltett kérdések ennél a projektnél is érvényesek. A szakember utánpótlásra, a civilek meggyőzésére, az építkezésekhez szükséges mellékrendszerek (pl. sugárvédelmi megfigyelő rendszer) létesítésére és üzemeltetésre kidolgozott tervek ismeretlenek.

3. A Westinghouse SMR projekt bemutatása

Kezdetek, jelenlegi állapot

A nukleáris iparban több mint 60 éves tapasztalattal rendelkező Westinghouse Electric Company 2010 végén jelentette be, hogy az IRIS (International Reactor Innovative and Secure) mellett belekezd egy SMR fejlesztési projektbe is. 2011 februárjában tették közzé a nyilatkozatot [16], melyben egy 225 MW_e teljesítményű, az AP1000 passzív biztonsági rendszerein alapuló SMR blokkot vázoltak fel. Az egyre több SMR fejlesztő konkurens cég miatt szükségessé vált további vállalatok bevonása a siker érdekében.

2012 áprilisában az Ameren Missouri vállalattal kötöttek szerződést egy közös, Westinghouse-Ameren SMR projektet irányító szerv felállításáról (Westinghouse-led Utility Participation Group (UPG)). A szerződés magában foglalta a Missouri állam fennhatósága alá tartozó és az egyéb résztvevő cégek szövetségét, szolt azok közös szerepvállalásáról a Department of Energy (DoE) két körös, összesen 452 millió dolláros támogatási pályázatán [21]. Az első blokk építési területéről is született döntés, a Callaway-i atomerőmű területén kap helyet az egység Callaway-2 néven. 2012. októberben aláírták az együttműködési szerződést a Missouri Egyetemmel (University of Missouri System) a program közös folytatásáról, ez főként a szimulációs programok fejlesztését célozta [15]. A cég állami és privát szektorból egyaránt maga köré gyűjtött neves cégeket, ez a meggyőző szereplés célját szolgálta a DoE pályázat első fordulójában.

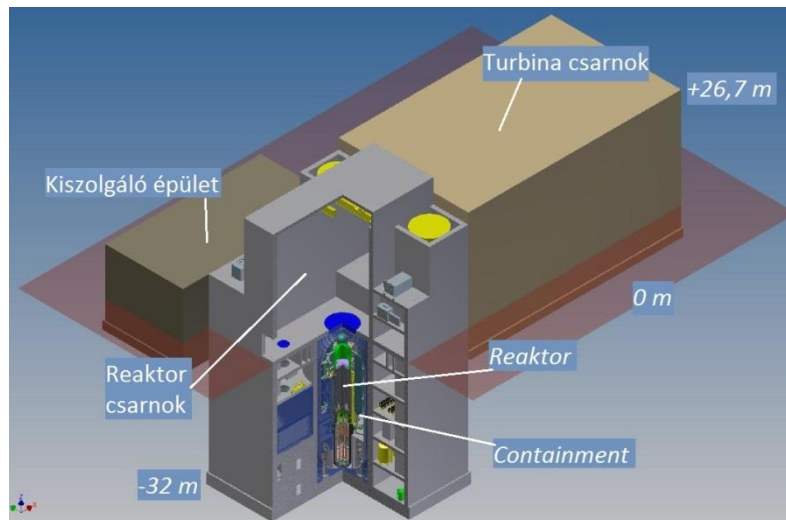
A 2012. novemberi eredményhirdetésen nem nyerte el a DoE bizalmát a cégcsoport. A következő hónapokban folytatták a tagok bevonását, 11 vállalattal írtak alá szerződéseket az energiatermelő szektor minden területéről. Végül a Burns & McDonnell építészeti és a General Dynamics Electric Boat vállalattal kötöttek együttműködést, az utóbbi feladata az elektromos- és hőenergia termelésen kívüli lehetőségek felmérése (valószínűleg a sótanító technológia adaptációját értik ez alatt). 2013. július 1-én adták be hosszú előkészületek és egyeztetések után a pályázati anyagot a DoE pályázat második körére. Július 3-án a sajtóközlemények szerint elkészült az első SMR üzemanyagköteg [15], [22].



22. ábra: Callaway Nuclear Power Plant [5]

Az erőmű felépítése, jellemzői

A 225 MW_e teljesítményű blokk foglalja a konkurenciával összehasonlítva a legkisebb, mindössze $65\,000\text{ m}^2$ – es területet. Ez a gyorsabb üzembe állítási időn kívül (18-24 hónap) a cég szerint kisebb anyagi terhet is jelent az építetőknek. Maga az erőmű egyetlen, szorosan csatlakozó épületegyüttes, ami jelentősen leegyszerűsíti az infrastruktúrát. A szentpétervári Atomenergoprojekt AES-2006 projektéhez hasonlóan a földfelszín alatt futnak az áram és vízellátásért felelős összekötő vezetékek, csövek, így tovább növelve az üzembiztonságot. A komplexum mélysége 32 m , magassága $26,7\text{ m}$. Az SMR jellegnek megfelelően a teljes primer kör a föld alatt fekszik.



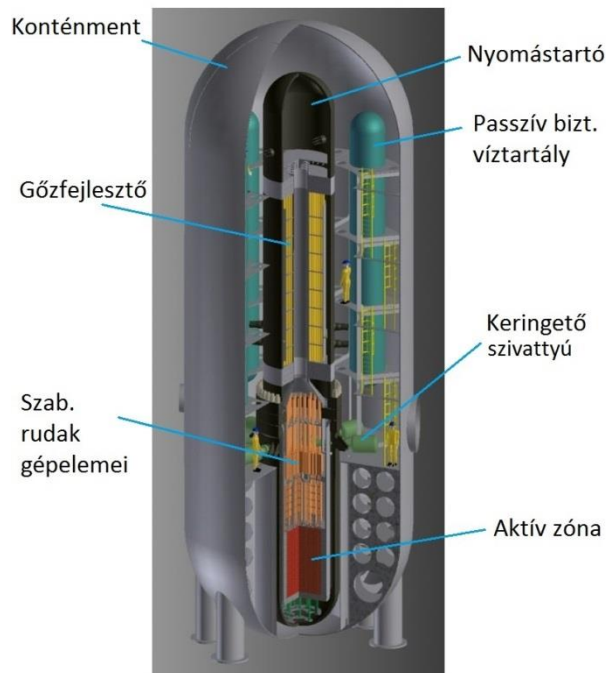
23. ábra: Az erőmű felépítése [17]

A konténmentet, reaktort magába foglaló hat emelet mély főépület alapterülete $930,25\text{ m}^2$ ($30,5\text{ m} \times 30,5\text{ m}$), betonfalai elég rugalmasak ahhoz, hogy elnyeljék a kőzetmozgásból eredő erőket. A 23. ábrán látható elrendezés tartalmaz egy intelligens tűzbiztonsági rendszert, mely szükség esetén elszigeteli a problémás helyiség(ek)et, időt adva a többi rendszernek a válaszadásra. Árvíz esetén ugyanez a retesz rendszer lép működésbe. Hasonló a koncepció a nagy óceánjáró hajókon létező zsilipvédelemhez, tűz esetén elzárja a levegő útját, áradás esetén a víz útját.

A turbina csarnokban kaptak helyet a turbinák, a keringető-ellátó rendszerek központi gépegységei. A keringető rendszerek a primer és szekunder kör hűtőközégével foglalkoznak, az ellátó rendszerek a különböző medencék, biztonsági rendszerek frissvíz pótlását biztosítják. A kiszolgáló épület tartalmazza az irodákat, biztonsági központot és egyéb melléképületeket. Ezen az épületen keresztül zajlik az üzemanyag ki- és berakodása a reaktorcsarnoki medencékhez. A reaktorépület tartalmazza a vezénylőtermeket, a containmentet (reaktort), a passzív biztonsági rendszerek gépelemeit, illetve a kazetták pihentető medencéjét [17], [18], [19].

Primer kör

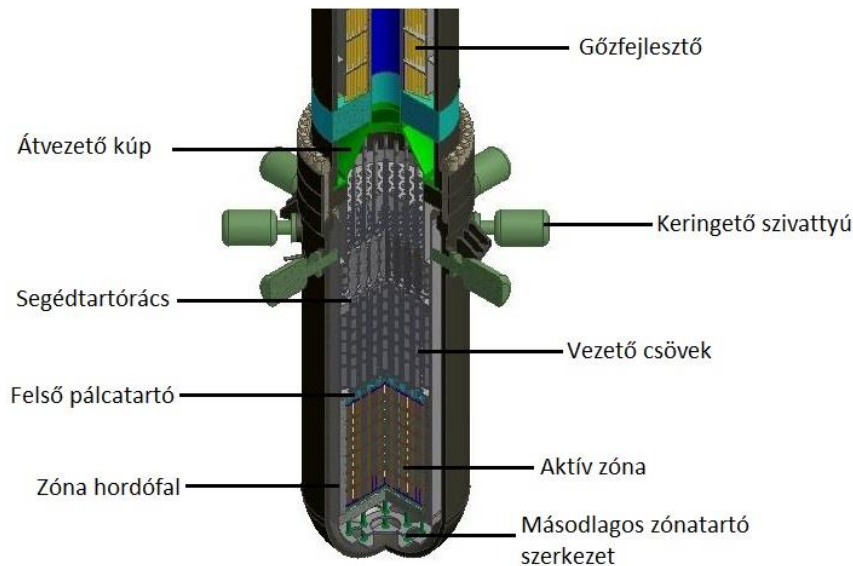
A konténment tartály egy 27,1 m magas, 9,7 m átmérőjű acél nyomástartó edény. Benne foglal helyet a primer kör, valamint a passzív biztonsági rendszerek fő elemei. Felülről víz burkolja a szerkezetet, valamint alul az aktív zóna melletti, a 24. ábrán toroidális csatornákkal átszőtt térrészben is víz található. Ezek a víztartalékok a passzív biztonsági rendszer részét képezik.



24. ábra: Primer kör [19]

A primer hűtőközeg kényszerített áramlását ($6,3 \text{ m}^3/\text{s}$ térfogatáram szivattyúként) összesen 8 db, vízszintesen csatlakoztatott szivattyú biztosítja, melyek egyenként $261,1 \text{ kW}$ – os elektromos teljesítménnyel, valamint két cserélhető frekvenciaváltóval rendelkeznek. Oldott bórsavat is tartalmaz a könnyűvíz hűtőközeg. A konstrukció fontos célkitűzése a konténment vákuumos üzemeltetése (reaktortartály és konténment között), mely nagyban javítja a hőszigetelést, csökkenti a korróziót, valamint csökkenti a durranógáz keletkezésének lehetőségét. A reaktortartályban található az aktív zóna, a szabályozó rudak mozgató szerkezete, illetve a felső részében az egyhuzamú gőzfejlesztő.

A reaktortartály egy 3,5 m átmérőjű és 24,7 m magas acél nyomástartó edény. A fenéken található az aktív zóna alsó tartóváza. Az AP1000 reaktor zónatervei alapján készült ez a kisebb moduláris verzió, így rendelkezik mindazokkal az előnyökkel, melyeket korábban laboratóriumokban validáltak az AP1000-es tesztelésénél. A vezető csövek, tartórácsok, belső vázszerkezet mind az AP1000 határfok-javítási csomagjába tartoznak. Érdekes összehasonlítani a „nagy testvér” geometriájával: 25 db SMR konténment fér bele egyetlen AP1000 konténmentjébe [18], [20].



25. ábra: A reaktortartály [17]

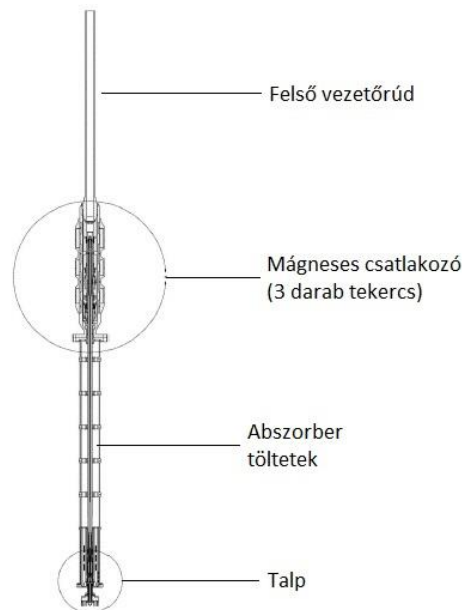
Hőteljesítmény	800 MW _{th}
Elektromos teljesítmény	225 MW _e
Hatásfok	28,125 %
Üzemi nyomás	155 bar
Primer hűtőközeg kimeneti hőmérséklete	310 °C
Aktív hossz	2,4 m
Kötegek száma	89 db
Dúsítás	< 5% U235
Burnup	62 – 70 MWnap/kgU

4. táblázat: A blokk jellemzői [15]

Az 4. táblázatban olvasható hatásfok hasonló a konkurens amerikai cégeknél adódó SMR hatásfokokhoz, azonban elektromos- és hőteljesítményben is a Westinghouse a legtekintélyesebb. A többi paraméter is hasonló a megszokott SMR értékekhez. Az üzemanyag kötegei 17 x 17 db pálcából (264 db üzemanyag pálcá, 24 db vezetőcső, 1 db gerinc) állnak, valamint 37 db szabályozó rudat tartalmaznak. A pálcák burkolata, valamint a tartórácsok anyaga is ún. ZIRLO ötvözet ($\rho_{ZIRLO}: 6,5 \frac{g}{cm^3}$, összetétel: $\sim 98 \frac{m}{m} \% Zr, 1 \frac{m}{m} \% Nb, 1 \frac{m}{m} \% Sn, < 0,1 \frac{m}{m} \% Fe$ [23]). A pálcá külső átmérője 9 mm. Az anyagválasztás nagyobb rugalmasságot ad a belső váznak, miközben megőrzi annak erősségét. A kötegek tartórácsai természetesen terelőelemként is funkcionálnak, fontos megemlíteni, hogy a vertikumban különböző helyzetű rácsok más-más formával rendelkeznek, így csökkentik a hidraulikai veszteségeket, az áramlás változásának megfelelően homogenizálják azt. A pálcaburkolat rendelkezik egy védő oxid réteggel is, mely segít megelőzni a cirkónium-vízgőz reakciót. Az üzemanyag hús (teljes töltet: 27 t) gadolínium és erbium mellett ZrB_2 kiégő mérget (Integrated Fuel Burnable Absorber) tartalmaz. A fűtőelemek a zónában 24 hónapot töltenek el. A teljes üzemvitelt az OVATION alapú digitális irányító rendszer végzi (Emerson Process Management).

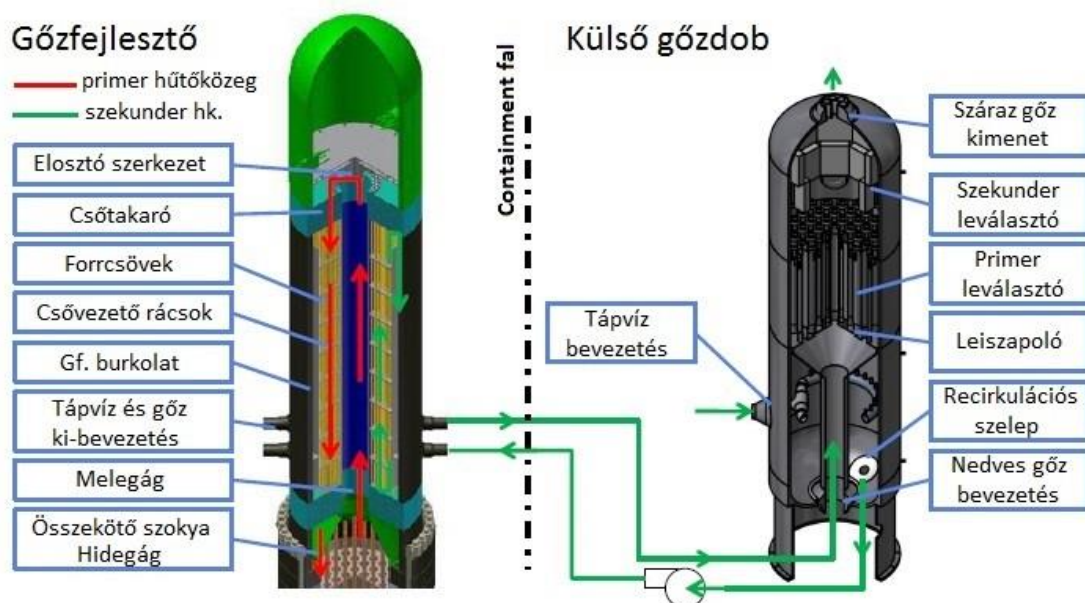
A szabályozó rudak tervdonora ismét az AP1000 projekt, lekicsinyítették a szerkezetet, így kaptuk az SMR kompatibilis formát. A felső vezetőrudat három mágneses tekercs rögzíti,

ezek vészhelyzet esetén kioldanak és a gravitációs erő hatására bezuhan a szabályozó köteg (37 db rúd) az aktív zónába. A mágnesek áramellátása erősen szigetelt, szivárgásdetektorral ellátott. Maga a burkolat rozsdamentes acélból készült. A nagynyomású, magas hőmérsékletű terhelésteztek (üzemi nyomás 155 bar, hőmérséklet 321 °C körül) már folyamatban vannak, eddig kielégítőek az eredmények [15], [17], [19].



26. ábra: Szabályozó rúd felépítése [17]

Felfelé haladva a konténertartályban az egy utas recirkulációs gőzfejlesztő található. A hagyományos SMR modell szerint a melegág a gőzfejlesztő a csőköteg hosszanti szimmetriatengelyében helyezkedik el. A hidegágon a hűtőközeg a gőzfejlesztő csövei között áramlik a tartály alja felé. A szekunder körnek két darab tápvíz és két darab gőz be- és kivezetése van a reaktortartályon. A frissgőzt egy külső gőzdobba vezetik át, mielőtt a turbinákra engednék.

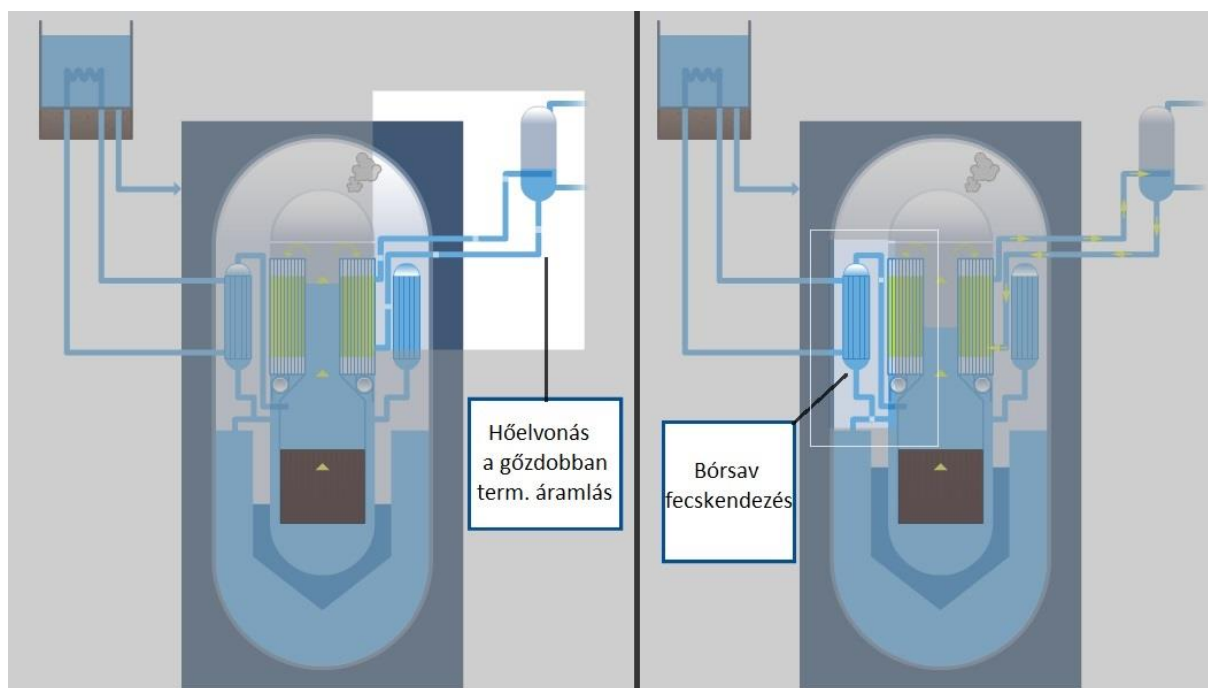


27. ábra: Gőzfejlesztés [17]

Ebben primer és szekunder leválasztók választják le a nedvességet a gőz fázistól, majd a kolonna tetejéről a száraz gőz a turbinára áramlik. A tápvíz előmelegítése történik a gőzdob aljában. Innen a recirkulációs szelepen át keringető szivattyú segítségével jut a gőzfejlesztőjébe. Belépés után a frissgőz emelőcsöveken át jut a csepplévasztókhoz. Ez a leválasztás **99,9%** – **os** száraz gőzt eredményez. Az üzemviteli korlátokat a buborékos forráshoz szükséges hőáramsűrűségi határok szerint állapították meg. A csövek Inconel 690-es ötvözetből készülnek (ρ_{1690} : $8,19 \frac{g}{cm^3}$, **összetétel: $60 \frac{m}{m} \% Ni, 30 \frac{m}{m} \% Cr, 10 \frac{m}{m} \% Fe$** [24.]), külső átmérőjük **15,8 mm**, hosszuk **7,62 m**. Pótolható hűtővíz tartalékokkal rendelkezik az egység, melyet a remanens hő elvezetésénél lehet felhasználni. A gőzdob funkcionál másodlagos csapdaként is az aktív zónából kijutó szennyeződések számára, ha a zóna szerkezeti elemei károsodnak [19], [21], [22].

Biztonság

Az üzembiztonság és a megfelelő üzemzavar, illetve baleseti elhárítás alapja a passzív biztonsági rendszerek alkalmazása. A konvencionális mérnöki gátakon kívül, mint a kerámiamátrix, üzemanyag burkolat, reaktortartály, konténment, beépítésre kerültek nagy koncentrációjú sima és bórsavas hűtővíz tartályok. Ezek áthidalnak több problémát is, elsősorban a remanens hő elvezetése és a nukleáris folyamatok leállítása a céljuk, majd a zóna hőmérsékletének kontrollálása, szinten tartása üzemzavari helyzetben. A földbe süllyesztett modell lehetővé teszi a vészhelyzeti szivattyúk kiiktatását (a rendszer mégis tartalmazza őket = +biztonság), mivel természetes áramlás útján valósul meg a hűtőközeg keringése vészhelyzetben is, így nem szükséges elektromos áram a rendszer működtetéséhez. A Westinghouse tervei szerint a blokk 7 napon keresztül képes friss víz utánpótlása nélkül hűteni az aktív zónát, ezen időintervallum alatt nem szükséges emberi beavatkozás.

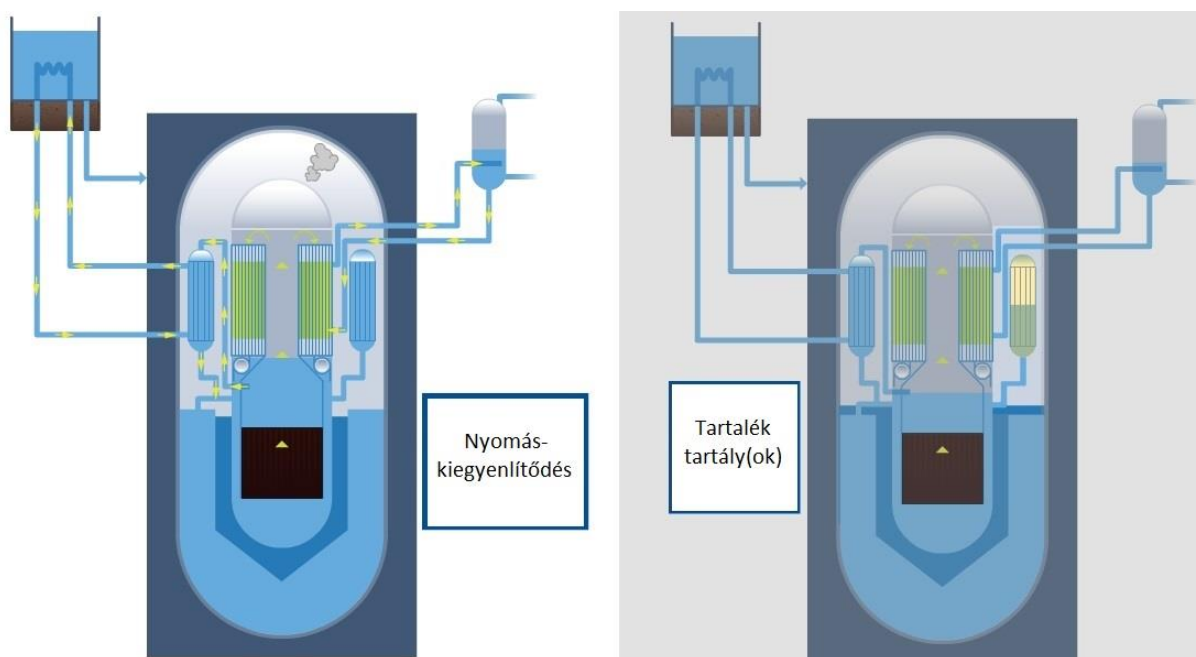


28. ábra: Passzív rendszerek I. bal-gőzdobos hőelvonás, jobb- bórsavas zónaméregzés [15]

A 28. ábrán sematikusan egy hűtőközeg-vesztéses üzemzavar látható. Ebben az esetben a szabályozó rudak mágnesei kioldanak és a rudak bezuhannak a zónába (fekete négyzet), közben a primerköri víz kijut a konténment tartályon belülre, a konténment tartály és a reaktortartály közötti térbe, megszűnik a vákuum és jelentősen csökken a rendszernyomás.

Fontos megjegyezni, hogy a szabályozó rudak teljes szerkezete a reaktortartályon belül helyezkednek el, a rudak és a mozgó szerkezet is! A reaktortartály sapkája így megakadályozhatja a zónából történő kilökődést súlyos üzemzavar esetén. A nyomásesés hatására gőzrobbanás is bekövetkezhet, azonban ez megelőzhető a következő lépésekkel. Fokozatos hűtés szükséges, melyet elsőként a gőzdob biztosít természetes áramlás segítségével. Az elgőzölgő vizet a gőzdobban recirkuláltatják, kondenzálják, hűtik, majd visszapumpálják a gőzfejlesztőbe. A második szakaszban a nukleáris folyamatok mérséklése és leállítása céljából kiengedik a fent említett vészhelyzeti bórsavas tartályok tartalmát, egyenesen a zónába. A tartályok hőcserélőként természetes áramlással is üzemelnek, melyekben a hőelvonás egy végtelen nagy hőkapacitáú közeggel megoldott (folyó, hűtő, egyéb vízforrás).

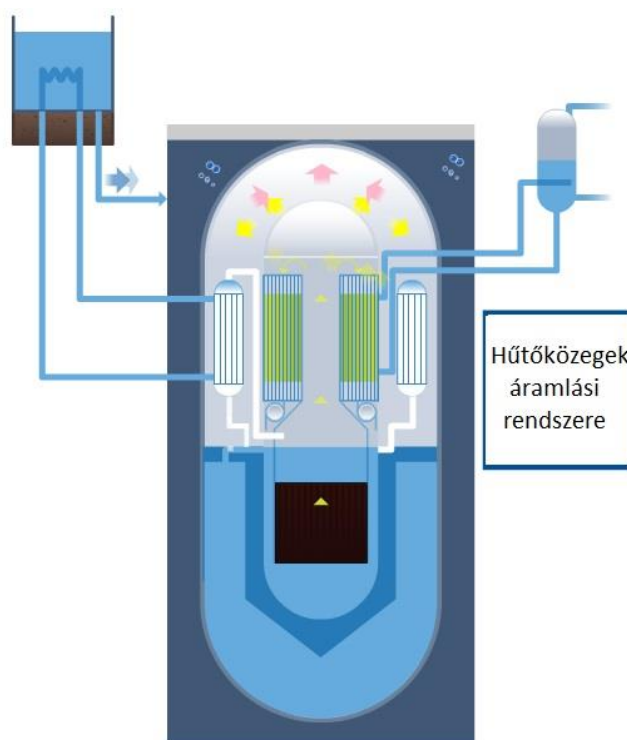
A gőzdobos és a bórsavas rendszerek célja a megfelelő nyomás beállítása. Ha ez mégsem valósul meg a tartalék víztartályok helyzeti energiájukat kihasználva automatikusan a reaktortartályba juttatják tartalmukat, ha a vízszint a tartályban egy kritikus határ alá csökken. Ez a szint az ábra szerint az aktív zóna és a gőzfejlesztő közötti összekötő szoknya alsó pereme.



29. ábra: Passzív rendszerek II. bal – dinamikus egyensúly, jobb – tartalékhűtés [15]

A folyamat végére helyre áll a nyomás, fokozatosan stabil egyensúly fog beállni a hőáramok között. Összefoglalásképpen a zónában felszabaduló remanens hőt víz elforrásával vezet ki a reaktortartályból. Egyrészt a külső gőzdobban lehűtik és kondenzálják a gőzt, másrészt a konténment belső felületén is kondenzáció megy végbe. A gőzdobban egy külső „végtelen” nagy mennyiségben rendelkezésre álló hűtőközeg vonja el a hőt, a konténment

belső falán a köpenytéri víz (29. ábrán sötétkék téglalap a konténment körül) végzi ezt a munkát. A köpenytérben lévő víz is elforrhat, a szükséges hűtővíz biztosítása hasonló a gőzdobéhoz. Az előbbiekben említett 7 napos időtartam érvényes, ennyi ideig nem szükséges utánpótlás. Míg tart a tranzien্স állapot a tervezési alaphoz képest kárt okozó nyomásszintek csökkenthetők, ezt a rendszer 4 darab rugós biztonsági szeleppel valósítja meg. Beépítésre került több keringető szivattyú is a rendszerbe, bár ezek szükségtelenek a biztonságos leálláshoz. A természetes áramlás és konvekció energia befektetés nélkül is elvégzi az emberi és gépi feladatokat. Egy hipotetikus zónaolvadás esetén az előbbiekben felvázolt vészhelyzeti hűtés elégséges a tartály átégésének megakadályozására. Az olvadék nem juthat le a konténment alsó részébe [15], [20].



30. ábra: Egyensúly kialakulása [15]

Feladat	Felelős műtárgyak
Vészhelyzeti reaktivitás szabályozás	4 db bórsavas tartály
Remanens hő elvezetése	4 db tartalék víztartály integrált* hőcserélővel
Vészhelyzeti víz betáplálás	2 db konténment hűtőtartály
Alternatív hőcsere	2 db korlátlan kapacitású* víztartály (2x72 óra)

5. táblázat: A passzív rendszer elemei [25]

Az 5. táblázat jobb oldali oszlop 3. sorában az integrált kifejezés a hőcserélő reaktortartályon belüli pozíciójára utal, míg két sossal lejjebb a korlátlan kapacitás valamilyen nagy mennyiségben rendelkezésre álló hőnyelőt takar (tó, folyó).

Megválaszolandó kérdések

- A szakszerű áttekintéshez szükség lenne a telepítési és üzemeltetési költségeket bemutató leírásokra is, továbbá a későbbi fajlagos költségekre ($\$/kWh$, $\$/kW$).
- A szakember gárda biztosításának módszere hasonlóan a biztonsági szolgálat dolgozóinak kiválasztásához felvilágosításra szorul.

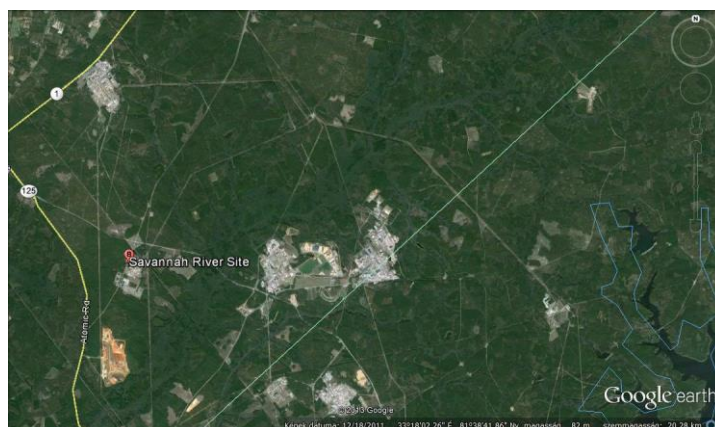
4. A NuScale SMR projekt bemutatása

Kezdetek, jelenlegi állapot

A portlandi székhelyű NuScale Power vállalat a 2000-es évek elején kezdett el foglalkozni az SMR innovációval Dr. J. Reyes társalapító javaslatára, aki ekkor már komoly tapasztalatokkal gazdagodott a Westinghouse APR projektjei során. Az USA Energiaügyi Minisztériuma (Department of Energy-DoE) megnyitotta a szükséges anyagi forrásokat a kutatások beindítására. 2003-ban az Oregoni Állami Egyetemen (Oregon State University) megkezdte működését a méretarányos elektromosan fűtött kísérleti reaktor, melynek fő feladata az elméleti eredmények validálása és az új biztonsági rendszerek vizsgálata volt [28]. A technológia átadásáról 2007-ben született megegyezés az egyetem és a NuScale között [26].

A következő két év során iparból toborzott szakemberek dolgoztak a termohidraulikai és reaktorfizikai szimulációs programokon (felhasznált validálási algoritmus: Thermalhydraulics/Neutronics Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) [28]), valamint különböző üzemzavari események modellezésével a PIRT segítségével. 2009 végére elkészült az erőművet részletesen bemutató tanulmány, ezt követően tárgyalások kezdődhettek a lehetséges stratégiai partnerekkel. 2010-ben az amerikai Nuclear Regulatory Commission (NRC) elkezdte vizsgálni a NuScale által bemutatott terveket egy $12 \times 45 MW_e = 540 MW_e$ –os alaperőműről [34]. A következő évben a Fluor Co. 30 millió dolláros befektetésével többségi tulajdont szerzett a NuScale-ben, bebiztosítva a vezető pozíciót az SMR fejlesztésben. 2012-ben négy bevezető prezentáció után az NRC a hatályos szabályozásnak megfelelőnek találta a NuScale projektet, így zöld utat kaptak a további fejlesztésekhez. 2013. július 3-án beadták a jelentkezési papírokat a DoE által kiírt pályázat második fordulójára, a 226 millió dolláros forrásra [26]. Az első NuScale erőmű pontos helyével és paramétereivel kapcsolatban még nem áll rendelkezésre hivatalos információ.

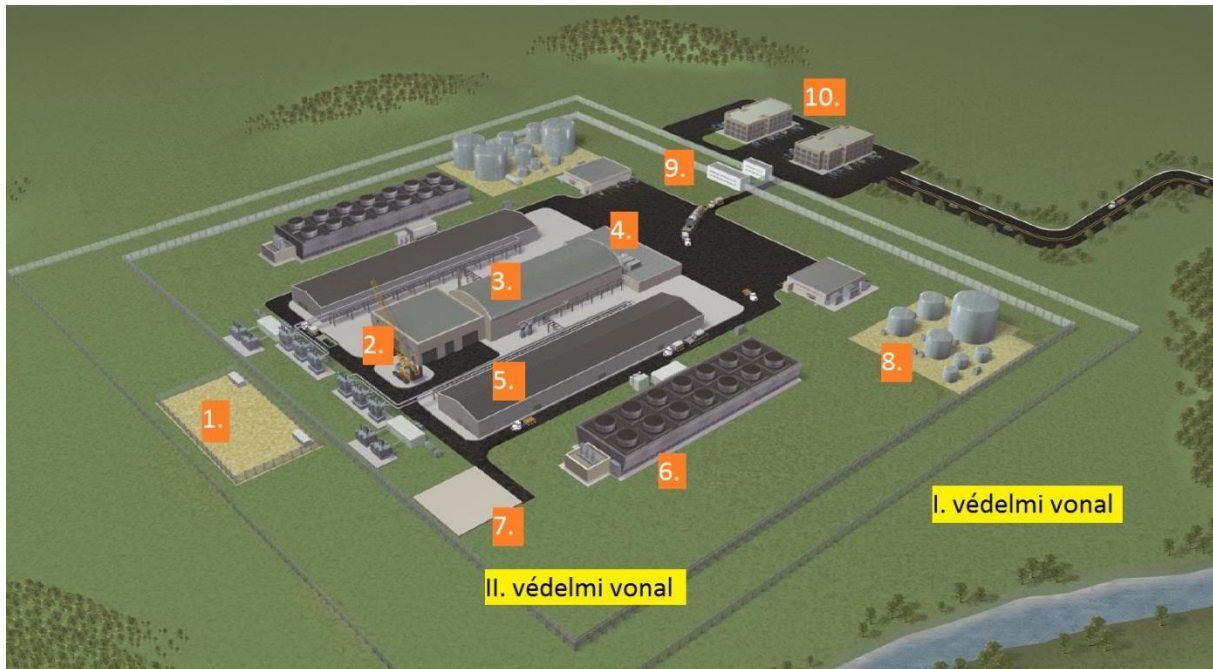
A cég fő irányelvként a helyi vállalatok bevonását tűzte ki. Eddig az Energy Northwest és a Utah Associated Municipal Power Systems csoportokkal működik együtt szorosan a NuScale. 2012 óta tárgyalnak a Savannah River Site (SRS) vezetésével egy lehetséges telepítési helyszínről. Az SRS több lehetőséget is kínál $803 km^2$ –es területen [26], [34].



31. ábra: Savannah River Site SC [5]

Az erőmű felépítése

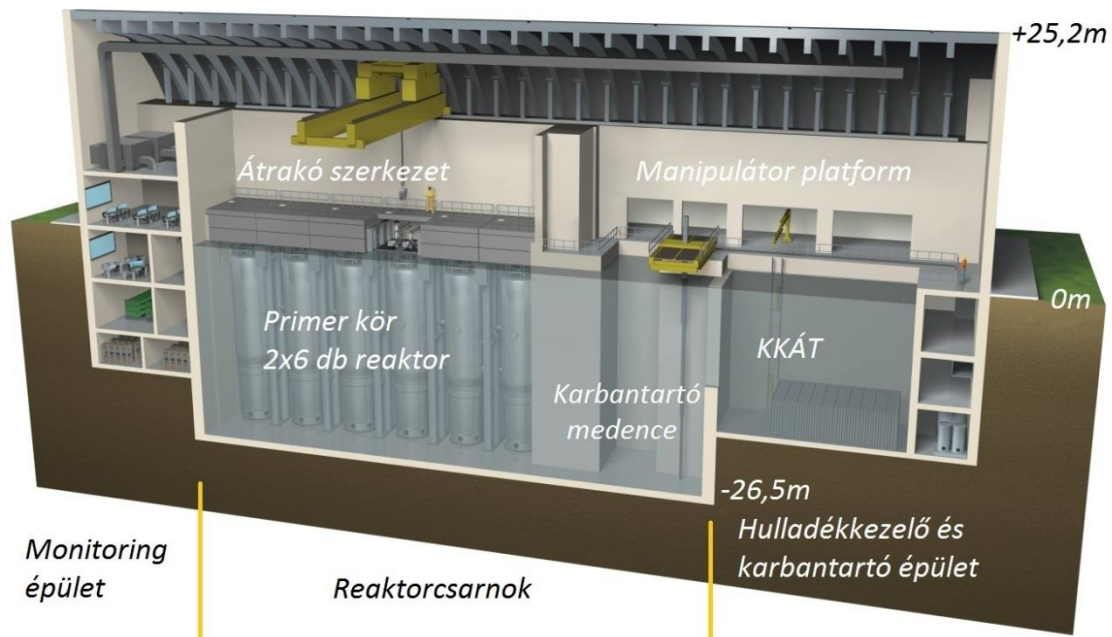
Az előző pontban említett $45MW_e$ teljesítményű reaktor az alap építőköve a NuScale erőműveknek. Az elektromos energiatermelésen kívül a tengervíz sótalanítására is alkalmassá tehető az erőmű, hasonlóan a koreai SMART reaktorhoz. A teljes üzemi terület $540 MW_e$ (12 reaktor) esetén csupán $0,178 km^2$. Két külön fizikai védelmi vonalat tartalmaz a konstrukció. A külső határt köti össze a belsővel a biztonsági épület, a második határ egy $330 m \times 360 m$ – es ($0,12 km^2$) területet biztosít [26].



32. ábra: Üzemi terület [27]

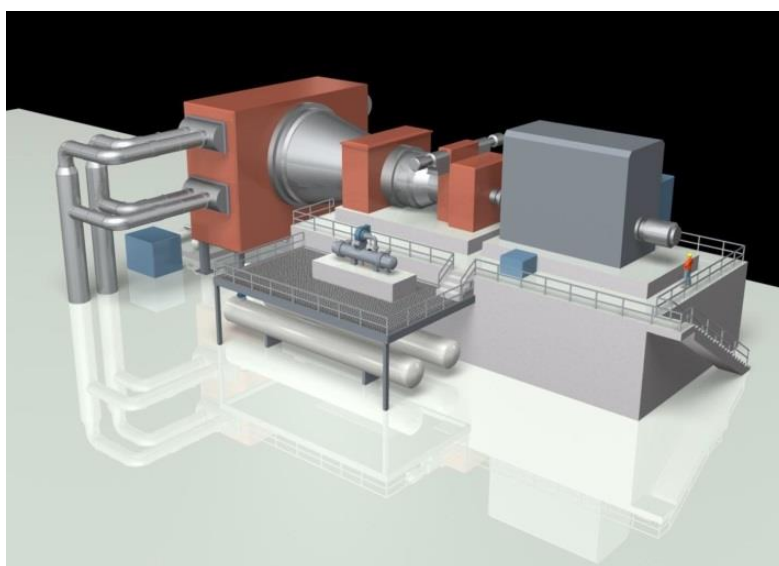
1. Transzformátortelep 2. Hulladékkezelő épület 3. Reaktorcsarnok 4. Főépület 5. Turbinacsarnok
6. Hűtőtornyok 7. Kiegett kazetták száraz tárolója 8. Vízelkező és tartálytelep 9. Beléptető és fizikai védelmi épület 10. Raktárak és irodaépület

A 2. ábrán látható az egyszerű, ennél fogva alacsony költségekkel és rövid idő alatt telepíthető erőmű. A transzformátortelep (1.) mellett a II. védelmi vonal belső oldalán találjuk a turbinacsarnokok (5.) között a reaktorblokkokat (3.) és annak két segédépületét (2. , 4.). Következik a radioaktív hulladékkezelő (2.), ahol a kiegett kazetták átmeneti tárolója, egy karbantartó medence is helyet kapott. Itt állították fel az átrakógépeket, illetve végzik az üzembeállítási és ellenőrzési munkákat. A következő tér maga a reaktorcsarnok. Itt egyetlen nagy közös medencében ($15142 m^3$) állnak a $160 MW_{th}$ – os reaktor egységek. Ezt és az előbbi karbantartó tér munkáját egy közös daruszerkezet kapcsolja össze, amely a reaktortartályokat emeli át a nagyból a karbantartó medencébe. A két medencét egy vastag acélajtó választja el egymástól (konténment része). A reaktorcsarnok medencéje megerősített acélbeton fallal készül, a víz egyik előnye a szeizmikus hatásokat csillapító készsége. A külső tartálytelepen 30 napra elég tartalék vizet tárolnak vészhelyzet esetére [27], [28].



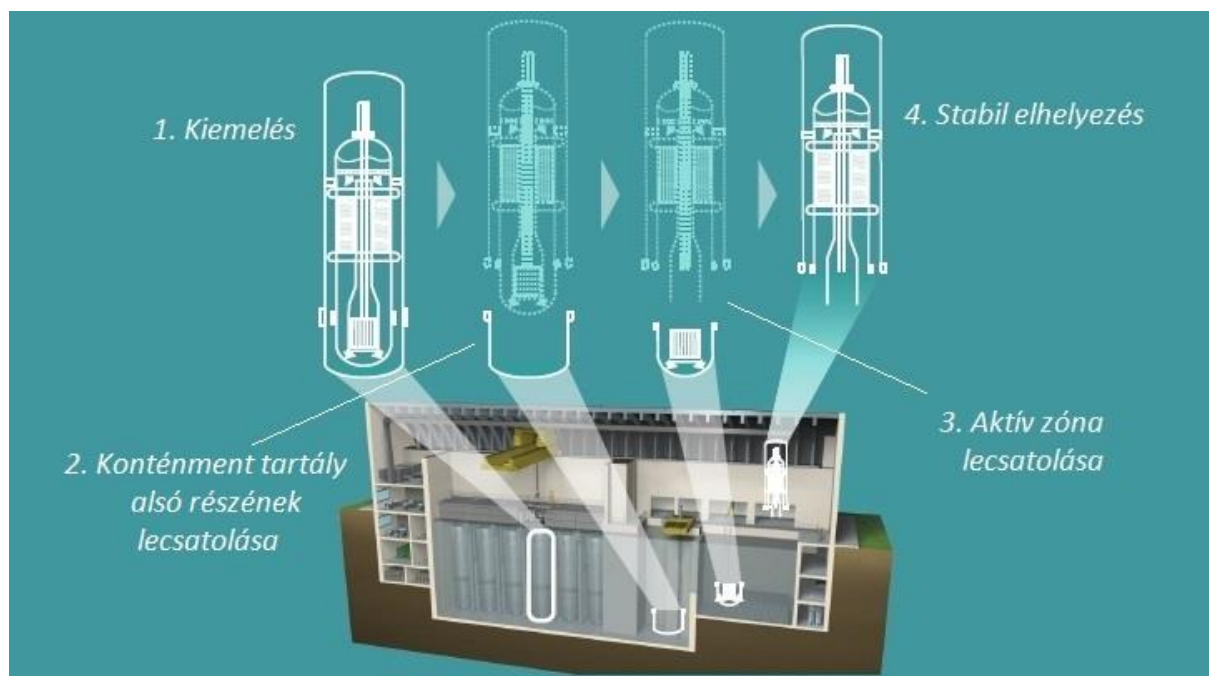
33. ábra: Főépület hosszszelvényi képe [27]

A 33. ábrán látható épületben helyezték el az irányítótermet és az egyéb telemetriával foglalkozó laboratóriumokat. A frissgőzt átvezetik a turbinacsarnokba, végül elektromos energiát kapunk, ami a főelosztó hálózatba jut feltranszformálás után. A 7. ponttal jelölt száraz tárolóból a 2. ábrán látható daruval emelik ki a tároló aknából a hulladékkezelő és átrakó épület elé a szükséges gépelemet, ha új egységet helyeznek be (ha új reaktortartály érkezik), vagy meghibásodás miatt csere szükséges. Az épület szélessége 42 m, hosszúsága 135 m (alapterület: 5670 m²). A vízkezelő és tartálytelep (8.) kiegészítő és vészhelyzeti feladatokat lát el, a felhasznált vizet vizsgálják, tárolják. A fizikai védelmi épület (9.) a védelmi rendszer szíve. Itt futnak össze a térfigyelő kamerák képei, beléptető rendszerek jelzései, valamint itt található az egyetlen „zsilipkapu” amelyen át bejuthatnak a dolgozók és az eszközök az erőmű területére. Az I. védelmi vonalon kívül kapott helyet az irodaépület és az egyéb eszközök, mint élelmiszer, műszerek, ruházatok tárolására alkalmas raktárépület(ek) (10.) [27], [28].



34. ábra: Turbina-generátor egység [27]

Különleges megoldást alkalmaznak a reaktorok szét- és összeszerelésére. A reaktorcsarnok felső részben elhelyezett síneken futó daru először kiemeli az üzemi helyéről az adott reaktort. Következő lépésként kinyitják az elválasztó zsilipeket és átemelik a reaktort a manipulátor pult előtti medencébe. A konténment tartály felső részéről itt lecsatolják az alsót, szabaddá téve a reaktortartályt. A csupasz alsófelű konténmentet beemelik a pihentető medencébe, itt csatolják le az aktív zónát tartalmazó egységet a reaktortartályról.



35. ábra: Az átrakás folyamata [27]

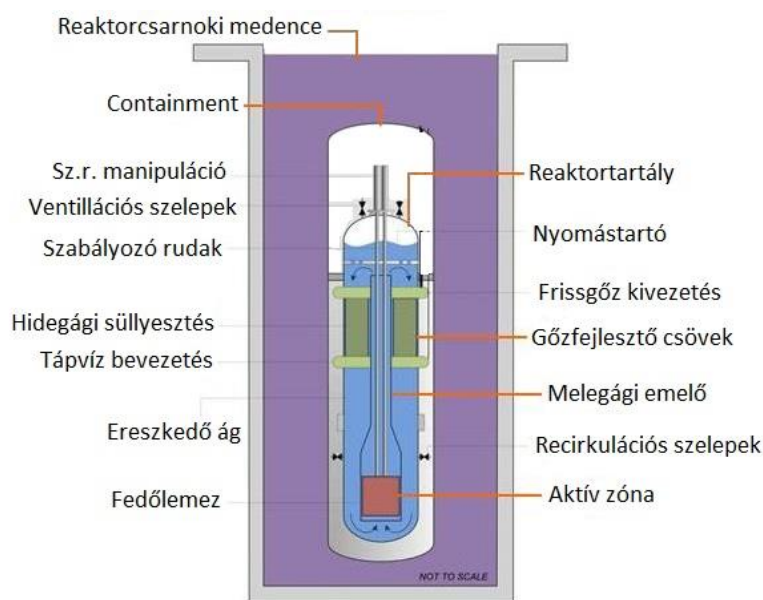
A felső részen hagyott konténment- és reaktortartály sugárvédelmi harangként funkcionál, így szükségtelen egy másik védőhenger használata, mint a paksi blokkok esetében. Maga a KKÁT képes 15 évnyi üzemidő alatt elhasznált üzemanyag tárolására, 30 napig áramellátás nélkül is elfogadható hőmérsékleten tartja a kazettákat [27]. Az átmeneti tárolóból 5 év pihentetés után a külső száraz tárolóba (32. ábra 7.) kerülnek a kazetták, itt elegendő hely áll rendelkezésre a teljes 60 éves üzemidő során keletkező üzemanyag tárolására.

Primer kör

A 45 MW_e teljesítményű blokkban a primer hűtőközeg (bórsavas könnyűvíz) természetes áramlással mozog keringető szivattyúk használata nélkül. Az integrált elv szerint a reaktortartályon belül kapott helyet az aktív zóna, a szabályozó rudak mozdítórendszere, a gőzfejlesztők (2db) és a nyomástartó is. A reaktortartály és a konténment tartály az előbbiekben ismertetett módon szétszerelhető. A medencében rendelkezésre álló víztömegnek a hasadóanyag tömegére vonatkoztatott aránya sokkal kedvezőbb, mint nagy PWR-eknél: a NuScale kb. négyszer nagyobb fajlagos víztömeggel, így nagy hűtési tartalékkal rendelkezik.

Hőteljesítmény	160 MW
Elektromos teljesítmény	45 MW
Hatásfok	28,125 %
Konténment tartály átmérője; magassága	4570 mm; 18290 mm
Reaktortartály átmérője; magassága vastagsága	2740 mm; 13716 mm 76 mm
Reaktortartály súlya	300 t

6. táblázat: Technikai jellemzők []



36. ábra: A reaktor felépítése [28]

A természetes konvekcióval működő egységből hiányoznak a nagyobb teljesítményű blokkoknál használatos szivattyú, szelepek és a csőrendszer, így egyszerre sikerült csökkenteni a LOCA események gyakoriságát (=növelni a biztonságot) és csökkenteni a költségeket. A kisebb teljesítmény okán csökkent a szükséges hasadóanyag mennyisége is, 4 – 5 %-a szükséges csupán a korábbi ezer megawattos egységek töltetének. Az erős acél konténment tartály a kisebb átmérőnek köszönhetően nagyobb nyomást képes kibírni (lásd később).

Egy fontos és nagyszerű „hiánya” a konstrukciónak a levegő. Ezt ugyanis eltávolítják a reaktortartály és a konténment közötti térből az összeszerelést követően, a 6.-ábrán fehér-szürke színnel jelölt részben vákuum van. Ezáltal jelentősen lassíthatók a korróziós, öregedési folyamatok, így javítható a felületek hővezető (kondenzáló) képessége baleset vagy üzemzavar esetén (lásd később). A durranógáz keletkezésének valószínűsége is csökken (nincs oxigén), ráadásul a vákuum olyan mértékben képes csökkenteni a konvektív hőátadással továbbított energiát, hogy szükségtelessé váltak a masszív szigetelő elemek a reaktortartályon. Igaz, a vákuumozást minden karbantartás után el kell végezni, ami plusz költséget és odafigyelést igényel [28], [12], [32], [27]. További nehézség az esetlegesen keletkező hidrogén gáz eltávolítása a konténment tartályból.

Primer nyomás	87,2 – 107 – 128 bar
Primer hűtőközeg tömegárama	600 kg/s
Prim. hűtőközeg belépő hőmérséklete aktív zónánál	247,9 °C
Prim. hűtőközeg kilépő hőmérséklete aktív zónánál	288,9 °C
Aktív hossz	2 m
Üzemanyag dúsítása	3 – 4,95 %
Átlagos burnup	62 MWnap/kgU
Tápvíz bemeneti hőmérséklete	149°C
Frissgőz nyomása	50 – 60 bar
Frissgőz tömegárama	71,3 kg/s

7. táblázat: Primerköri jellemzők [32]

Biztonsági rendszerek, termohidraulikai jellemzők

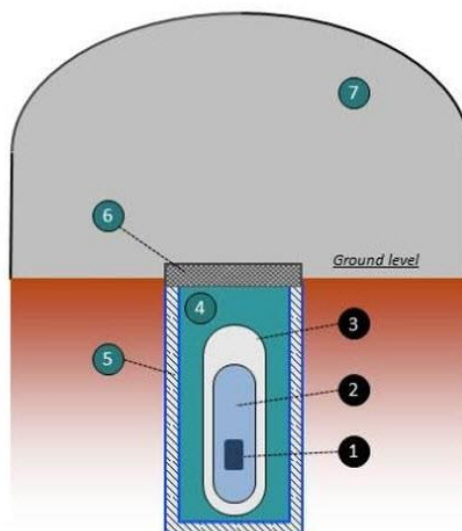
A biztonság gerincét a passzív elven működésbe lépő rendszerek adják. A napjainkban szokásos mérnöki gátakat (kerámia mátrix, pálcaburkolat, reaktortartály, konténment) bővítették további passzív, emberi beavatkozást nem igénylő rendszerekkel a még nagyobb üzemi- és személyi biztonság növelésének érdekében. Megtartották a „hagyma-sémát”, egymást burkolják és védik az új gátak. Az analógia szerint a konténmentet burkoló héj a reaktorcsarnoki tárolómedence vize, mely egy végtelen hőkapacitású hőcserélőre csatlakozik, területtől függően álló vagy folyó, édes vagy sós (előkezelést igénylő) víz. A vizet burkoló réteg a medence megerősített acélbeton fala. Maga a fal és a víz kiemelkedően csillapítja és nyeli el a szeizmikus erőhatásokat. Látható, hogy egy-egy rendszer önmagában több feladatot is elláthat, anélkül, hogy egyik a másik rovására üzemelne.

Konvencionális mérnöki gátak

1. Üzemanyaghús mátrixa, pálcaburkolat
2. Reaktortartály
3. Konténment tartály

Új NuScale védelem

4. Nagy reaktormedence
5. Rozsdamentes acélhuzalokkal megerősített betonfal
6. Teljes medencét takaró biológiai védelem
7. Reaktorépület



37. ábra: A védelem felépítése [28]

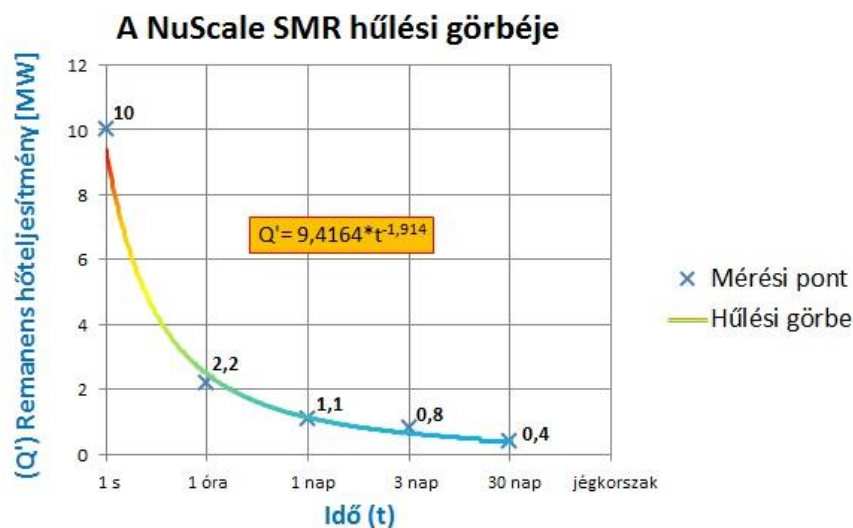
A medence falának és tartalmának védelmét a biológiai pajzs látja el, melyet a reaktortartályok mozgatásánál használt daruval emelnek le a helyéről szükség esetén. A 7.

ábrán látható legkülső védelmi vonal maga a reaktorcsarnok fala. Az épületet méretezték utasszállító repülőgép becsapódására, fegyveres támadásra, továbbá az USA esetében különösen fontos természeti csapásokra (földrengés, tornádó, hurrikán, cunami – a csendes-óceáni térségre) [29]. Bár a NuScale-féle védelmi szerkezetek külön-külön nem biztosítanak hermetikus védelmet, azonban, ha együtt alkalmazzuk őket jól szigetelő rendszert kapunk.

Eddig a rendszerek szerkezetét láthattuk, a következőkben a fő működési elvüket mutatjuk be. A gyártó az alábbiakban határozta meg a vészhelyzeti üzemvitel három legalapvetőbb tulajdonságát (Triple Crown for Nuclear Plant Safety):

- nincs szükség operátori beavatkozására (súlyos) balesetek során
- nincs szükség AC vagy DC áramforrásra
- nincs szüksége a rendszernek többlet vízre a biztonságos leálláshoz, hűtéshez [26].

Ha az erőműben teljes feszültségkiesés lép fel a reaktorcsarnoki medence 72 órán át képes biztosítani a megfelelő hűtést. A biztonságos leállás során az alábbi időfüggés szerint csökken a remanens hőteljesítmény:

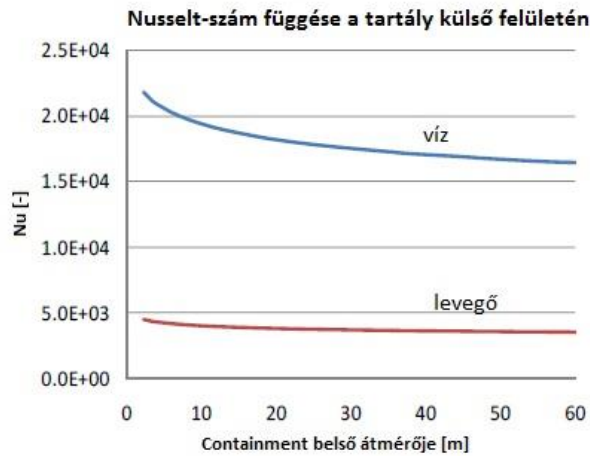


38. ábra: Az aktív zóna hűlése [28]

A kísérletek, melyekből a fenti eredményeket kapták a kollégák, csupán egy reaktort tartalmaztak. 12 reaktor esetén is hasonlóan viselkedik a fenti függvény, abban az esetben, ha egyszerre állítják le őket. Ellenkező esetben nőni fog az egységnyi hőteljesítmény csökkentésére jutó idő, mivel a működő egységek tovább melegítik a medence vizét [28].

Az alábbi képletből látható, hogy az átmérő, a Nusselt-szám és a hővezetési tényező határozza meg α -t. Esetünkben a falvastagság állandónak tekinthető, a hővezetési tényező hőfokfüggése és a remanens hőáram előzetesen meghatározható, így csupán a Nu-szám az ismeretlen.

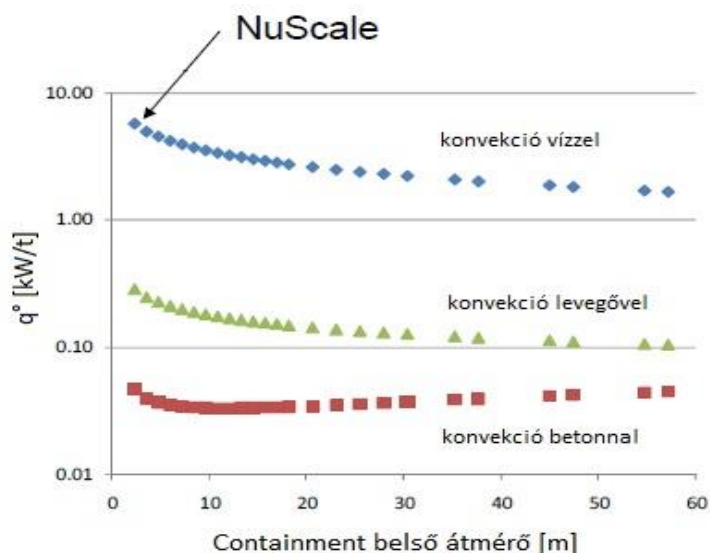
$$\dot{Q}_{remanens} = \alpha \cdot A \cdot \Delta t, \quad \alpha = \frac{Nu \cdot \lambda}{D}$$



39. ábra: A Nu-szám geometriai függése [28]

A fenti grafikonon a látható a Nusselt-szám függése a konténment belső átmérőjétől víz és levegő hűtőközeg esetén. Az elméletnek megfelelően levegő esetén jóval kisebb a Nu szám, a vízhez képest rosszabb a hőátadás. Elmondható, hogy a hőátadási tényező monoton nő a belső tartályátmérő csökkentésével a vizsgált tartományon, 10 m – es átmérő alatt jelentősen megugrik az α [28].

Érdeemes megtekinteni a containmentet alkotó fémötvözet hőáram-elvonó képességét hasonló, geometriai függésben. A NuScale fémötvözete adja a legnagyobb elvonási kapacitást tömegre fajlagosítva a többi gyártóhoz képest. Konstans falvastagságnál és tartályhossznál az alábbi módon alakul az elvonóképesség:



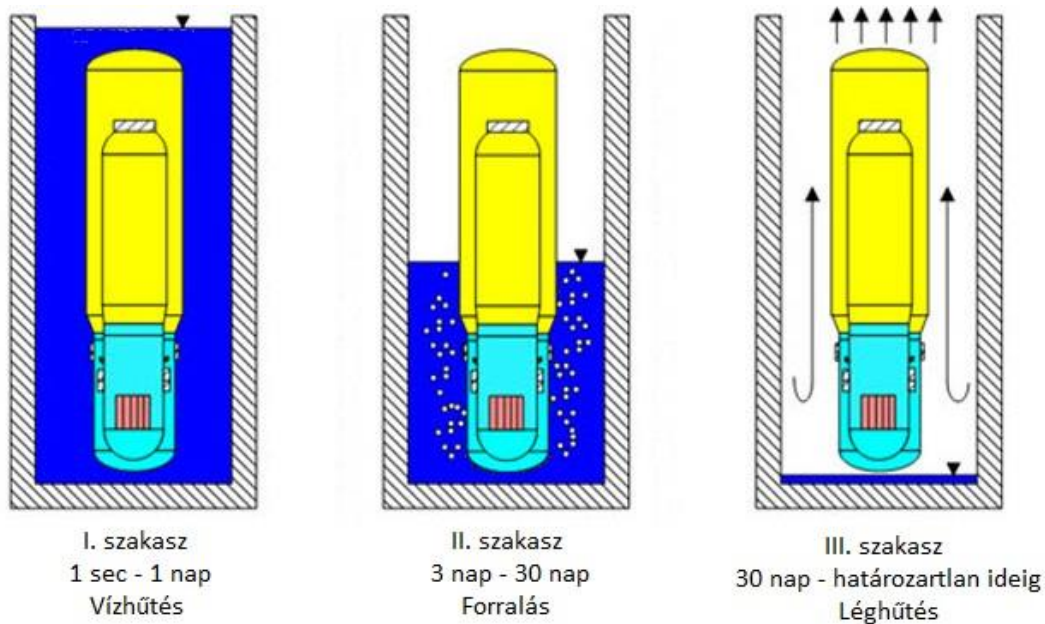
40. ábra: A hőkapacitás függései [28]

Az elméleti megfontolásoknak ismét eleget tevő eredményt láthatunk a kísérletekből, a legnagyobb elvonási kapacitás vizes hűtésnél jelentkezik (legnagyobb Nu-szám= legnagyobb alfa), a legkisebb értékek betonnal jelentkeznek (legrosszabb hőátadás). (A kondenzációs hőátadásra stagnáló atmoszférában az Uchida összefüggéssel (1965) adtak becslést:

$$\alpha_{teljes} = h_{tot(Uchida)} = 380 \cdot \left(\frac{W_{nc}}{1 - W_{nc}} \right)^{-0,7} \left[\frac{W}{m^2 K} \right]$$

,ahol $h_{tot(Uchida)}$ – a teljes (totális) hőátadási tényező, W_{nc} – a nem kondenzálható gáz tömeghányada az egész gáztömegre vonatkoztatva. Sajnos a fenti képlettel kapcsolatos és a vizsgálati eljárás részletezésére nem áll rendelkezésre részletesebb dokumentáció és hely ezen anyag terjedelmében. Érdekes lehetne a vizsgálatot megnézni a Tagami vagy a Dehbi összefüggéssel [30], [31].)

A passzív rendszerek megfelelő működése esetén az első hűtési szakaszban, ami a vészhelyzeti állapot első napját jelenti, működik a vízűtés majd fokozatosan elkezd melegedni és végül forrni a hűtőközeg. 72 óra után indul be a buborékos forrás (II. szakasz), ez legfeljebb egy hónapig tart, majd kiszárad a medence és elindul a léghűtés (III. szakasz). Ez $400 kW_{th}$ esetén lép működésbe és korlátlan ideig biztosítja a hűtést. Összefoglalva az előbb felvázolt hűtés lefolyásához láthatóan szükségtelen az emberi beavatkozás, elektromos áram és vízbetáplálás, funkcionál a NuScale Biztonsági Hármas Korona [27].



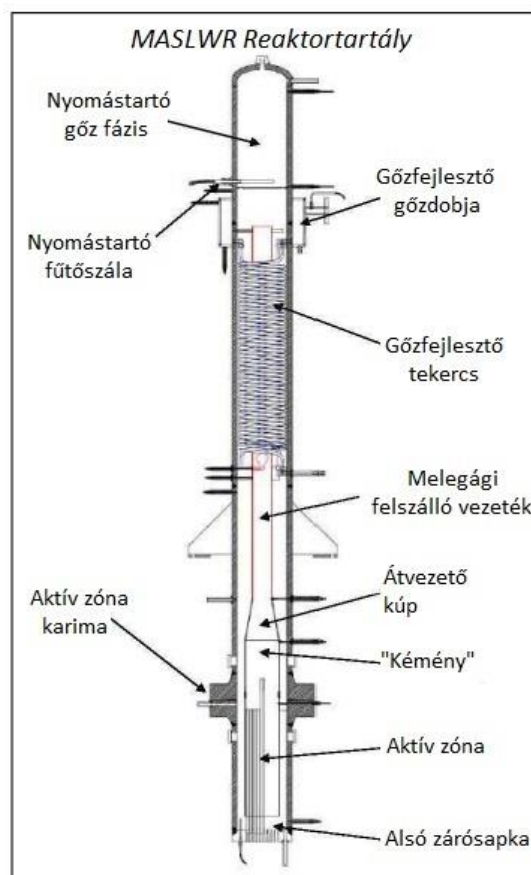
41. ábra: Passzív vészűtés [27]

A konténmenten belül mindhárom szakasz során kondenzáció megy végbe. Az aktív zónában folyamatosan forr el a primerköri hűtőközeg, ez a meleg ágon felszáll és kijut a vákuumozott térrészbe a nyitott ventilációs szelepeken át.

Tekintsük meg, hogyan változott a nyomás és a vízoszlop magassága az oregoni egyetemen működő kísérleti berendezésben (MASLWR – Multi-Application Small Light Water Reactor) LOCA esemény során! A 2003 óta üzemelő szerkezet magassága 1/3-a, valamint térfogata 1/254,7 része a nagy berendezésének. A hasadóanyagot elektromos fűtésű pálcákkal helyettesítették. A berendezés fő műszaki jellemzőit az alábbi táblázat foglalja össze [13.]:

Referencia hőteljesítmény	150 MW
Primerköri nyomás	76 bar
Primerköri tömegáram	597 kg/s
Reaktor bevezetési hőmérséklet	218,8 °C
Reaktor kivezetési hőmérséklet	271,3 °C
Primerköri telítési hőmérséklet	292 °C
Szekunderköri gőznyomás	15 bar
Frissgőz hőmérséklet	208,4 °C
Szekunderköri telítési hőmérséklet	198,6 °C
Tápvíz hőmérséklet	37°C
Tápvíz tömegáram	56,1 kg/s

8. táblázat MASLWR üzemviteli jellemzők [36.]



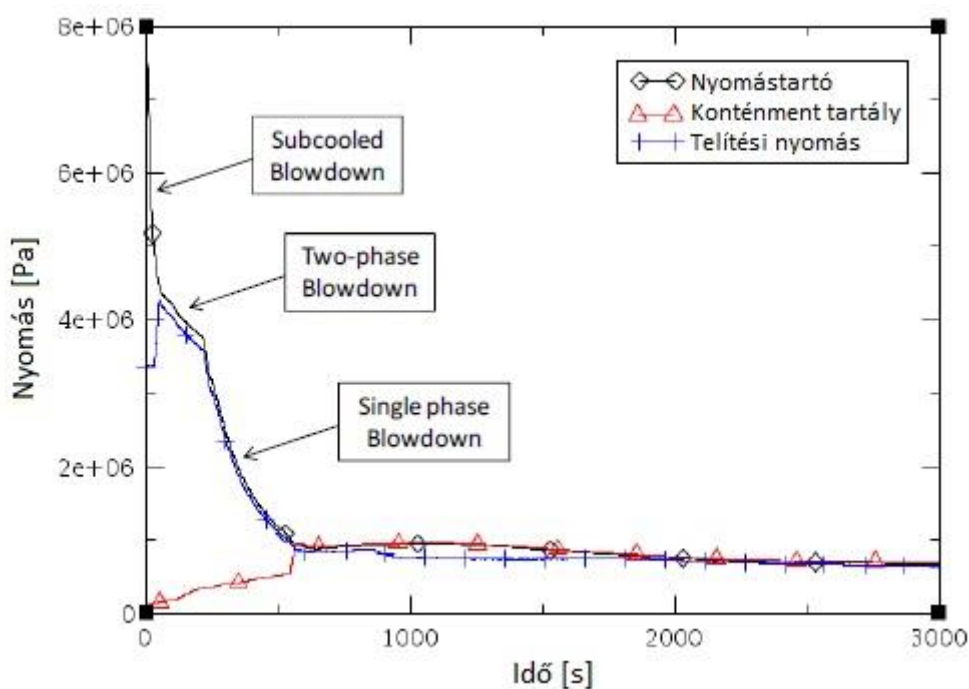
42. ábra: MASLWR felépítése [36]

Különböző feladatokra specializált telemetriai rendszerekkel látták el az elemeket, így többféle eseményt is lehetséges szimulálni és kiértékelni a természetes áramlással kapcsolatban. Számukra a small-break LOCA a legfontosabb, az ehhez kapcsolódó kísérleti adatokat tekintjük át a következőkben.

A kísérlet egy szelepnnyitással kezdődik, ami hűtőközeg vesztést, LOCA-t eredményez. Ekkor nyomáscsökkenés következik be a nyomástartóban, eléri a telítési hőmérsékletet a hűtőközeg, így elkezdi forogni. A nyomás kiegyenlítése érdekében kinyitnak a ventilációs

szelepek a reaktortartály tetején, gőzt engedve a konténment tartályba. A kísérlet kezdetén a konténment tartályban vákuum uralkodott, így még jelentősebb nyomáscsökkenést következik be a nyomástartóban, miközben a konténment tartályban már nő a nyomás. A termodinamikai ismeretek szerint az inhomogenitások igyekeznek kiegyenlíteni egymást, a nyomás csökkenés és növekedés addig tart, míg ki nem egyenlítődik a reaktortartály és a konténment tartály közötti nyomás. Ha ez megvalósul kinyitnak a reaktortartály aljánál, az aktív zóna magasságában elhelyezett recirkulációs szelepek, a kondenzálódott hűtőközeg ismét elkezd átáramlani az aktív zónán, természetes áramlással hűtve azt. Létrejött egy önfenntartó hőelvonó folyamat, emberi beavatkozás nem szükséges.

Az elvégzett mérések a fenti folyamatot alátámasztották, valóban ezek a jelenségek voltak megfigyelhetőek. Fontos kiemelni, hogy a geometriai arányok eltérőek a „nagy” reaktorhoz képest, a prototípusnál működő rendszer ugyanolyan sebességgel, ugyanolyan időközökkel reagált, mint az eredeti reaktor. Ez röviden azt jelenti, hogy a következő ábrákon látható lefutások időtartamai megegyeznek az energetikai reaktoréval.

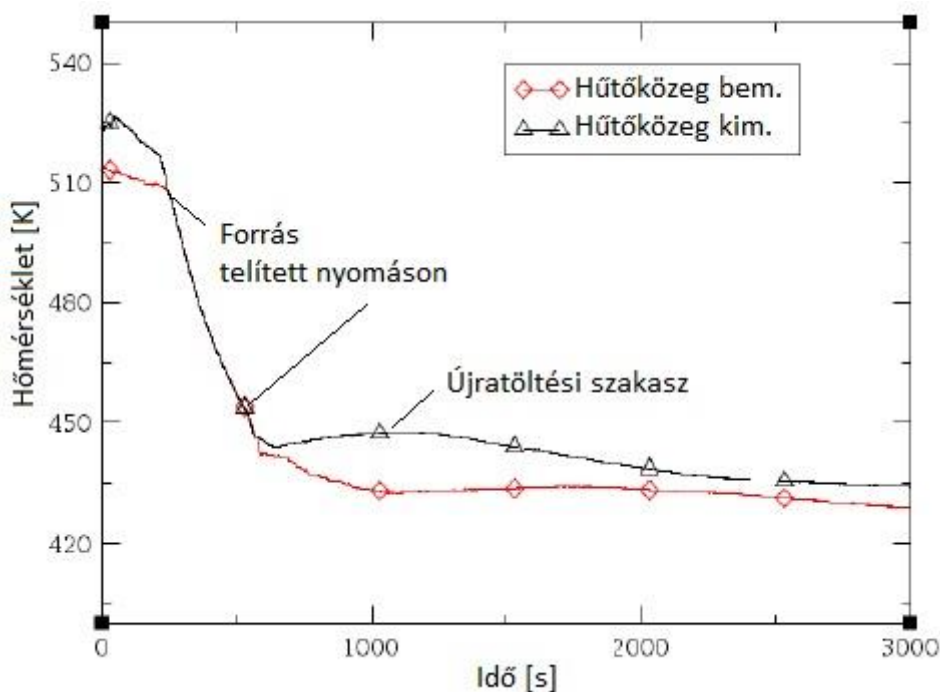


43. ábra: Nyomás tranziensek LOCA során [36]

A 3. táblázatból látszik, hogy a telítési hőmérséklet alatt indul meg a forrás, itt aláhűtött buborékos forrás jön létre a kísérlet kezdetén. Kétfázisú forrásba megy át a folyamat, amikor a szivárgás helyén folyadék csapódik ki. Ettől kezdve fojtott kétfázisú áramlás jön létre, a primer kör dekompressziója figyelhető meg. Amint a nyomástartó nyomása eléri az adott hőmérséklethez tartozó telítési nyomást egyfázisú forrás megy végbe, jelentős nyomáseséssel. 539 másodperccel (~8,98 perc) a gyakorlat megkezdése után 517 kPa a nyomáskülönbség a konténment tartály és a reaktortartály között, ekkor először az egyik, majd 10 másodperces késleltetéssel a másik ventilációs szelep kinyílik a reaktortartály tetején. 561 másodperccel (~9,35 perc) a gyakorlat megkezdése után a nyomáskülönbség

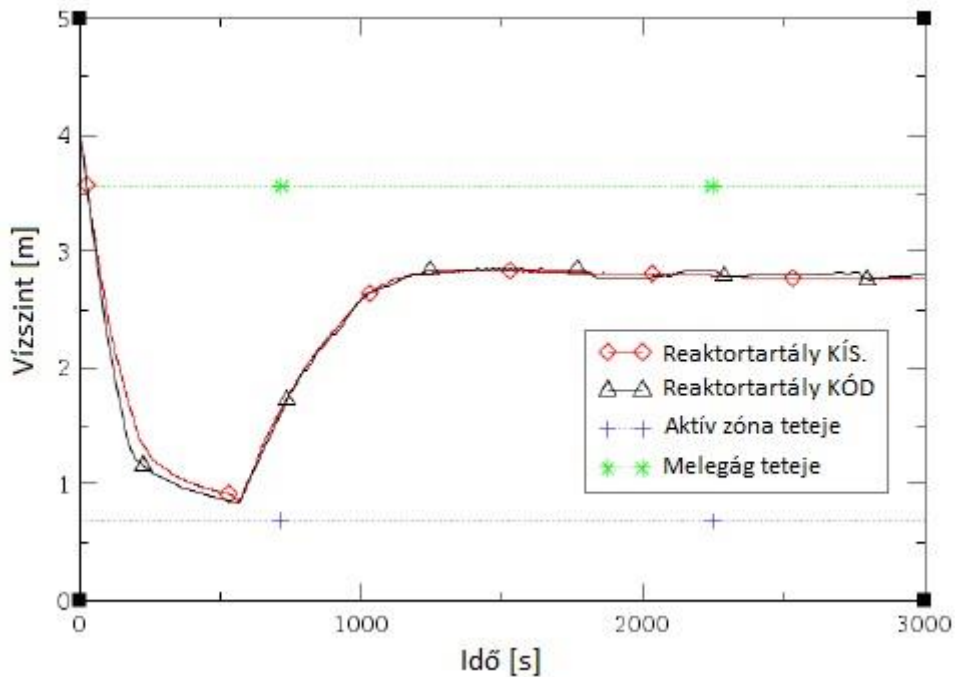
már csupán 34 kPa, ezt az automatika már egyensúlyinak tekinti, kinyílik az első és ismét 10 másodperces késleltetéssel a második recirkulációs szelep az aktív zónánál. Elkezdődik az újratöltési művelet, a reaktortartályban lévő vízszlop magasságának kezdeti értékre történő visszaállítása.

Az aktív zóna be- és kimeneti hőmérséklet változásában jól láthatóak az előbbi jelenségek: a telítési nyomáson történő forrás során egyenlők a hőmérsékletek, majd az újratöltési szakasz elején enyhe hőmérsékletnövekedés tapasztalható a kimeneti hőmérsékletben. Ez azzal magyarázható, hogy kezd helyreállni a természetes áramlás, javulnak a hűtadás feltételei.



44. ábra: A hűtőközeg be- és kimeneti hőmérséklete az aktív zónánál [36]

Érdeemes a reaktortartályban lévő vízszlop magasságát is megfigyelni. Elsődleges elvárás a fűtőelemek szárazra kerülésének elhárítása egy későbbi zónaolvadás kiküszöbölése érdekében. Hasonlóan fontos az előrejelzésekhez használt kódok megbízhatósága. A 14. ábrán láthatjuk a vízszint alakulását az idő függvényében a melegági emelővezeték és az aktív zóna, valamint a reaktortartály tetejénél.



45. ábra: A vízszint változása LOCA során [36]

Az elsődleges elvárásnak eleget tett a kísérleti berendezés (természetes áramlás), látható, hogy az aktív zóna fölött elhelyezett mérőműszer nem érzékelt változást a LOCA kezelése során, a fűtőelemek végig nedvesek maradtak. Másik elvárásunknak, mely szerint az előrejelző program megbízhatóságára is garancia kell, szintén megfelelő mérési adatokat láthatunk, a kísérleti értékek (KÍS.) és a szimulációs programban használt matematika (KÓD) nagyon hasonló értékeket mutatnak. A melegági emelő vezeték tetejénél lévő műszer szintén nem jelzett változást. Belátható, hogy a passzív rendszer reakcióideje megfelelő a remanens hő elvezetéséhez, az üzemzavar kezdetétől 9 és fél perc alatt minden szelep kinyitott, beindult a természetes áramlás. Körülbelül 21 perc alatt stabilizálódott a reaktortartályban lévő vízoszlop magassága 2,7 – 2,8 m között [36].

Megválaszolandó kérdések, hiányosságok

Az egyéb, erőművön kívül létesítendő rendszerekről (pl. sugárvédelmi műszerhálózat), szakember utánpótlásról és a jövőbeni áramár nagyságáról egyelőre nem sikerült adatokat fellelni. Ez a három kérdés eddig minden SMR projekt kapcsán felmerült, lehet, hogy még nem foglalkoztak ezekkel a problémákkal, vagy a kidolgozás korai fázisában járnak.

Meglehetősen kevés információ áll rendelkezésre az aktív zónával, üzemanyag kvantitatív és kvalitatív jellemzőivel kapcsolatban is. Feltehető, hogy 6-7 tonna körül mozog a töltet, azonban hivatalos anyagban ez nem szerepel. A pálcák és kötegek kialakításáról szóló ábrákra és adattáblákra is szükség volna a teljes körű áttekintéshez.

IV. Nukleáris alapú tengervíz-sótalanítás

1. Technológiai áttekintés

Számításaimat a korábbiakban említett kogenerációs potenciál vizsgálatával kapcsolatban végeztem. A sóatlanítási technológiák iránt nő az érdeklődés a Világban, ahogy az édesvízkészletek mennyisége és minősége negatív tendenciákat követ. Sótalanító üzem létesítésekor elsőként érdemes megvizsgálni az adott terület vízigényét. A kísérlet helyszínéül, donorvárosként a szaúd-arábiai Qatif (القطيف) városát választottam a következő okokból:

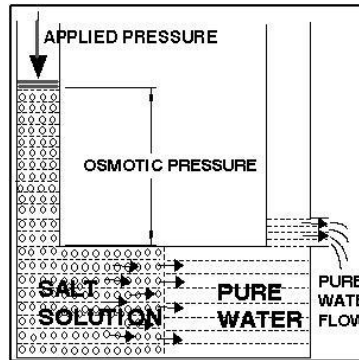
- lakossága fél millió körülire vehető (*Dammam oázis*);
- a legnagyobb olaj- és gázplatform itt működik, melynek hatásfokát erősen rontaná egy sóatlanító üzem;
- átlagos Perzsa-öböl menti város, más nemzetek számára is érdekes lehet a vizsgálat.

Becsüljük $125\ 000\ m^3/nap$ -nak (~budapesti átlag negyede) az ivóvíz átlagfogyasztást (nem tartalmazza a használati vizet!). Az ellátási terület kijelölése többféle szempont alapján történhet, egyelőre a gazdasági vonatkozást fontoljuk meg. A vízellátó rendszer építési és üzemeltetési költségei emelik a víz árát, érdemes megtalálni az optimális ellátási távolságot, ameddig még érdemes elszállítani a friss vizet. Ha megvan az igényelt vízmennyiség és az optimális határ, vegyük figyelembe területünk földrajzi adottságait. Ha sík vidékre telepítünk létesítményt, a szivattyúkon megspórolt anyagi forrásokat az optimális határ növelésére is fordíthatjuk. Erősebben változó domborzatú vidéken ugyanaz a távolság nagyobb technológiai költséggel jár. Ezen megfontolások után kiválaszthatjuk az adaptálandó technológiát és a hozzá tartozó infrastruktúrát.

Jelenleg három elterjedt módja van a tengervíz sóatlanításának: a többszörös öblítő desztilláció (Multi-Stage Flash distillation MSF), a többszörös desztillációs (Multi-Effect distillation MED) és a fordított ozmózisú (Reverse Osmosis RO). Szaúd-Arábia sóatlanító kapacitásának 68 %-át az MSF technológia adja, azonban ez több termikus és villamos energiát igényel, mint amennyit az általunk vizsgált amerikai SMR projektekből gazdaságosan vételezhetnénk. Ezen kívül minden ellátórendszer meghatározó tulajdonsága a forrásdiverzitás, mely garantálhatja a biztonságos termékáramot (hő, villamos energia, víz, gáz) a fogyasztók számára. Az MSF technológia igényeinél és méreteinél fogva nem használható egy ilyen többszörösen redundáns hálózat létrehozására, így ettől a sóatlanítási módszertől eltekintünk a továbbiakban.

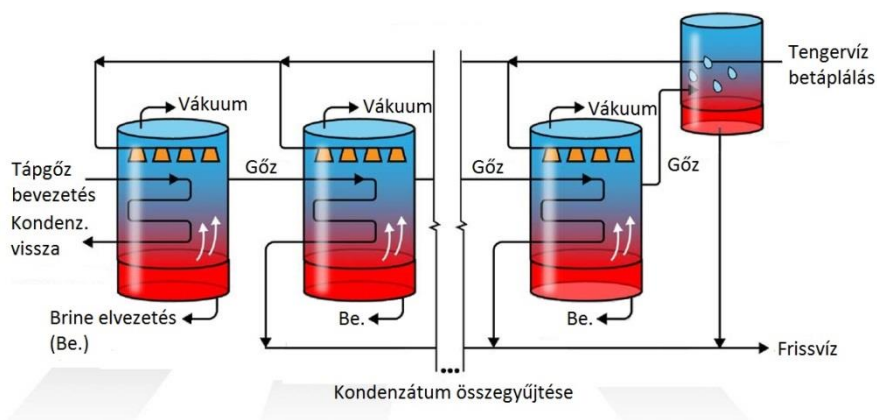
A fordított ozmózisú sóatlanítás (RO) során féligáteresztő membránfalat helyezünk a tisztítandó közeg útjába. A membrán pórusain csak az oldószer (jelen esetben a víz) molekulái jutnak át, így koncentrációkülönbség alakul ki a fal két oldala között. Ezen differencia miatt az oldószer molekulái megpróbálnak visszajutni a töményebb oldatba mindaddig, amíg létrejön a koncentráció egyensúly, ez az ozmózis jelensége. Ha a folyamat során nagynyomással az oldószer molekuláit átpréseljük a hártván létrejöhet a dinamikus

egyensúly (ugyanannyi oldószer molekula lép ki és be a falon), melyhez a szükséges nyomást ozmózis nyomásnak nevezzük. Esetünkben szeretnénk eltolni ezt az egyensúlyt a hígabb oldat felé, így az ozmózisnyomásnál nagyobb nyomást alkalmazunk, így több oldószer molekula lép ki a tisztítandó közegből, mint be, vagyis „stacioner” frissvízforrást hozhatunk létre. A nyomás jó megválasztásával (~65 – 70 bar) óvhatjuk a membránt és növelhetjük a berendezés kihasználtságát.



46. ábra: Nyomásviszonyok és közegáramok a membrán két oldalán [37]

Másik lehetőségünk a többszörös desztillációs sótalánítás. Ez általában 12-20 lépcsős folyamatban megy végbe, melynek első fokozatán a turbina megcsapolásáról közvetlen, vagy egy szekunder körű hőcserélő beiktatásával (internal loop) nyert gőzt kondenzálunk le, úgy, hogy a gőzvezetésekre tengervíz permetezünk, így annak egy részét elgőzöltetjük. A frissgőzt átvezetjük a második fokozatra, ahol az szintén elgőzöltet valamennyi befecskendezett tengervíz. A fokozatokon az átvezetett gőz lekondenzálódik (frissvíz) a csövekben, miközben elforral valamennyit a sósvíz permetéből. Ezt az eljárást addig folytatják, míg az utolsó állomáson keletkező gőz már csak 30 – 40°C-os, ezt a beérkező tengervízzel kondenzálják le végül. A nyomást egyenletesen csökkentik egészen az utolsó lépcsőig, átlagosan -5 kPa/állomás gradienssel, hogy a folyamatirány határozott legyen. Minden fokozaton általában felülről permetezik a tengervíz a gőzcsövekre, így megy végbe egyik oldalon a filmkondenzáció, másikon a forrás. A kigőzöltött tengervízből telített sósvíz (brine) marad vissza a forralások végén (egyre jobban telítődik), melyet kivezetnek a rendszerből, vagy ismételtén bepermetezik forralás céljából. A kondenzátumot összegyűjtik, vizsgálják, majd eljuttatják a fogyasztókhoz.



47. ábra: A többszörös desztilláció folyamatábrája [38]

Látható a fenti folyamatokból, hogy a többszörös desztillációs módszer több hőenergiát, szivattyómunkát és hűtést igényel az előbbinél. Másrészt nagyobb mennyiségű ivóvizet állíthatunk vele elő. A fordított ozmózis elvén alapuló módszer nem igényel hőelvonást a szekunder körből, azonban elektromos energiaigénye jelentős lehet a szivattyúzási munka miatt.

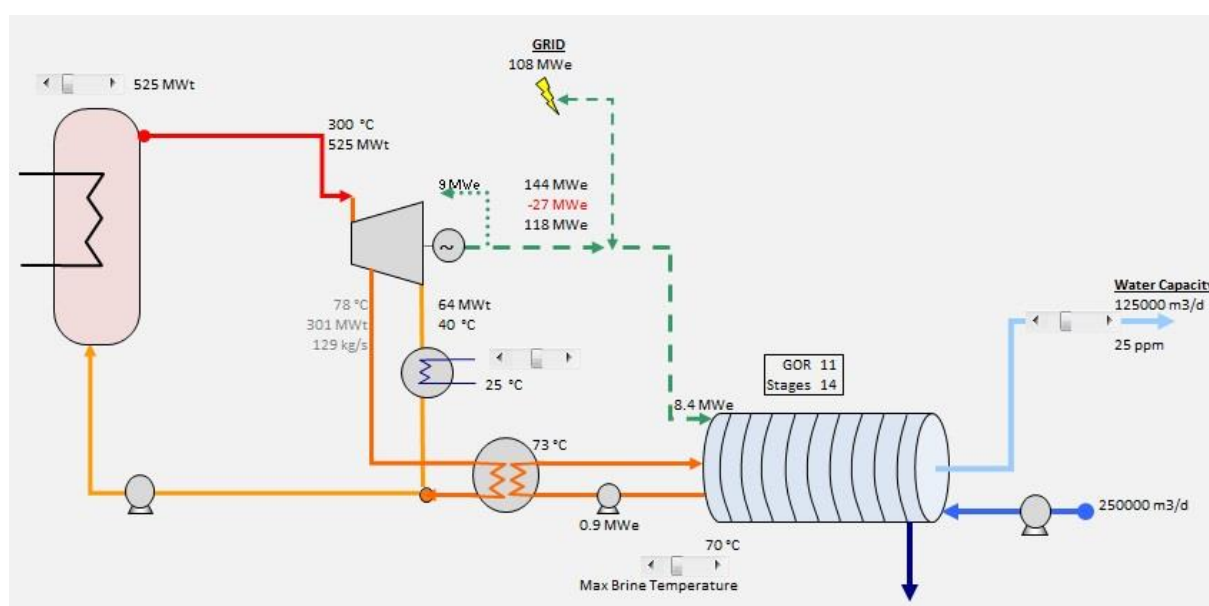
2. Modellezés

Az egyes kis moduláris reaktorok tengervíz sótanításra való alkalmazhatóságát a Nemzetközi Atomenergiaügynökség DEEP elnevezésű számítógépi programmal vizsgáltam (5. verzió, NAÜ fejlesztés, 2013 [43]). A program adaptálása során az alapvető műszaki és gazdasági jellemzőket kell megadnunk, melyeket a következő táblázatban foglaltam össze:

Jellemző	Holtec	B&W	Westinghouse	NuScale
Termikus teljesítmény [MWth]	525	400	800	540 (45 * 12db)
Hatásfok [%]	30,47	31,25	28,125	28,125
Villamos teljesítmény [MWe]	160	125	225	152
Építési idő [hónap]	30	36	21	24
Rendelkezésre állás [%]	98,63	95,89	~96	~96
Üzemidő [év]	80	60	60	60
Kamatláb [%]	5			
Maximális membránnyomás [bar]	69			

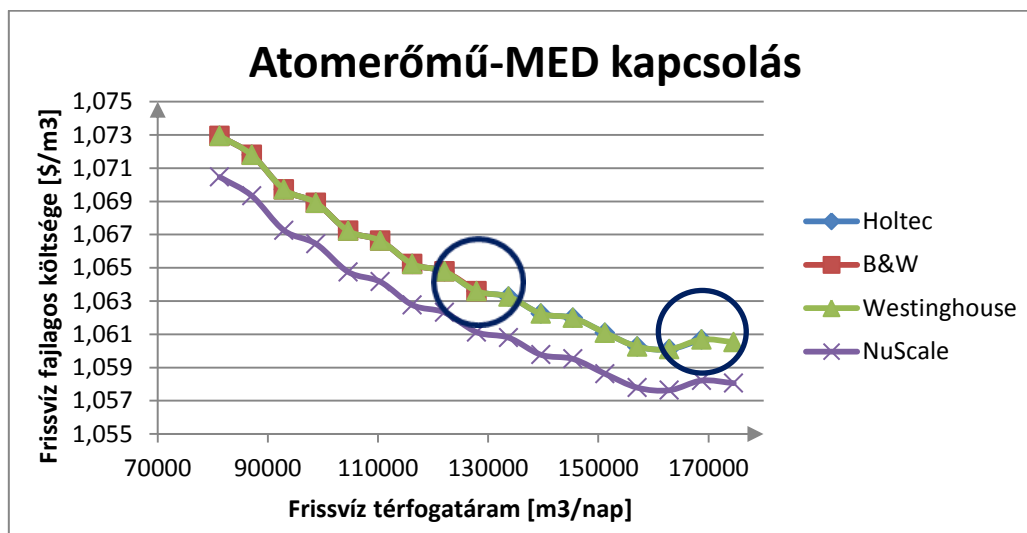
9. táblázat: A szimulációban felhasznált értékek

Az adatok programba történt bevitele után kirajzolhatjuk nukleáris erőművünk módosított folyamatábráit. Első körben tekintsük meg az egyszerű atomerőmű-MED kapcsolást. Az 48. ábrán látható a Holtec reaktor MED párosítása, melyet a DEEP programban hoztam létre. A gőzfejlesztőből kilépő ~300°C-os frissgőz a turbinához érkezik, majd az expanzió végére 40°C-os nedvesgőz távozik. A megcsapoláson levett gőz egy hőcserélőre jut.



48. ábra: Holtec-MED rendszer modellje a DEEP programban

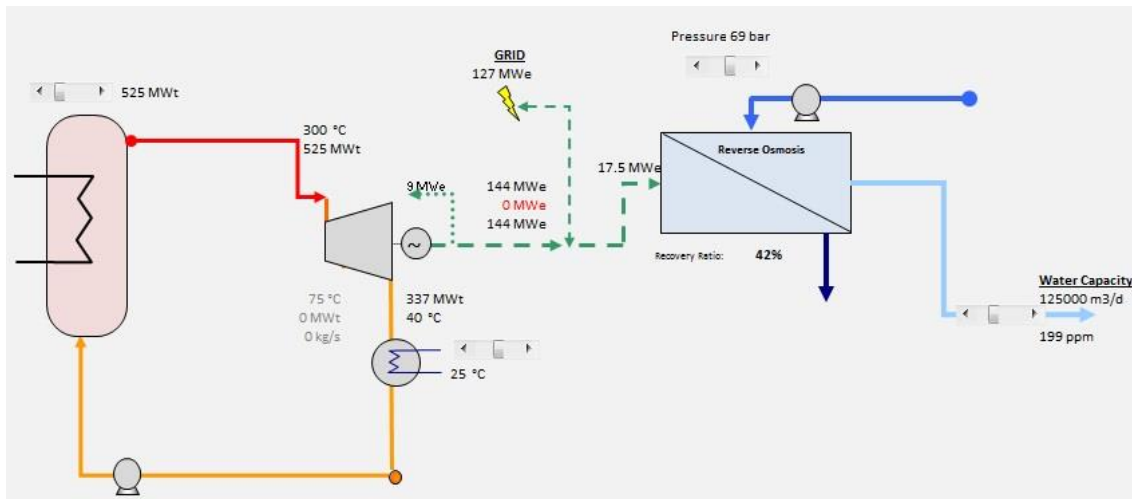
Ennek a hőcserélőnek a feladata tápgőzzel ellátni a 14 fokozatú sótalanító belső hőcserélőjét. A hőcserélőből kilépő fűtő gőz visszakerül a szekunder körü főáramba, ahol keveredik a kondenzátorból kilépő közeggel. A generátor után láthatjuk a 9 MWe-os önfogyasztást, az villamos teljesítmény különböző veszteségeit. Esetünkben 8,4 MWe energiát vesz fel a MED egység. Mivel a többi projekt MED kapcsolása ezzel analóg, csupán a teljesítményi értékek különböznek, ábrázolásuktól eltekintünk. Vizsgáljuk meg, hogyan alakul az energetikai jellemzők függvényében a pénzügyi oldal! Az alábbi ábrán a négy projektben előállítható frissvíz fajlagos költségét rajzoltam fel a frissvíz térfogatáram függvényében.



49. ábra: Költség és termékáram kapcsolata MED

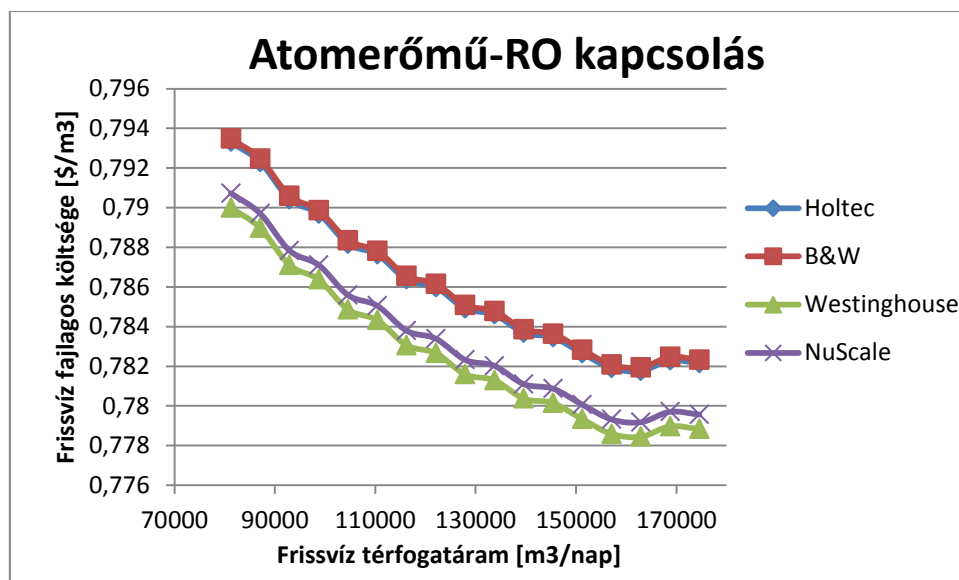
A trendvonalak látszólag szűk tartományban mozognak, mindössze néhány tized centes részben, azonban ez a kicsi rés felszorozódik az idő és a térfogatáram függvényében, melyek már százazres nagyságrendbe esnek (a megtakarításokról később lesz szó). A két sötétkek karika a Holtec és a B&W reaktoroknál a biztonságos üzem megszűnését jelzi. A Holtec esetében kb. $170\,000\text{ m}^3/\text{nap}$ -nál, a B&W-nál $128\,000\text{ m}^3/\text{nap}$ -os térfogatáramnál elégtelenné válik a nukleáris mű hőtéljesítménye, elveszítjük a sótalanító egységet. Ez azt jelenti, hogy a szekunder körről nem vételezhető elégséges hőtéljesítmény a sótalanítás elvégzésére a kívánt mennyiségi és minőségi keretek között.

A következőben tekintsük meg a fordított ozmózis (RO) kapcsolást a Holtec reaktorral. A frissgőzt ezúttal nem vezetjük el a turbináról, vagyis a megcsapolásnál 0 kg/s a gőz tömegárama. A tisztítási folyamat üzemeltetéséhez elektromos áramot vételezünk, mely az önfogyasztáshoz hasonlóan csökkenti a hálózatra jutó teljesítményt. Vegyük észre, hogy a frissvíz sótartalma 10-szerese a MED-es kapcsolásának. Bár egy nagyságrenddel nagyobb a koncentráció, ez még mindig a kemény- közepesen kemény ivóvíz kategóriába sorolandó [39.]. Jól ismert, olcsó technológiákkal ez a nem jelentős minőségi romlás is kompenzálható.



50. ábra: Holtec-RO kapcsolás modellje a DEEP programban

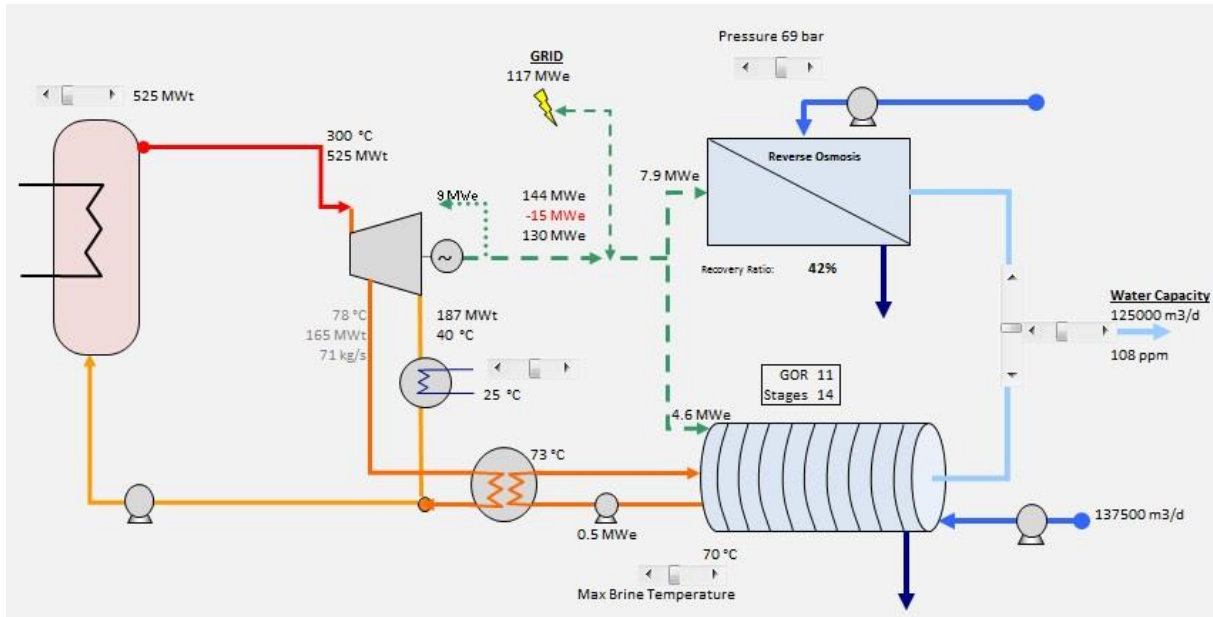
A RO kapcsolás 17,5 MWe teljesítményt vételez a vizsgált 125 000 m³/nap-os vízigénynél, szemben a 8,4 MWe MED szükséglettel. Ez a különbség több mint kétszeres, fel kell állítani a prioritásokat, elektromos vagy hőenergiára van-e nagyobb igény. A fordított ozmózisra kapott számítási eredményeimet az 51. ábra mutatja be.



51. ábra: Költség és termékáram kapcsolata RO technológiánál

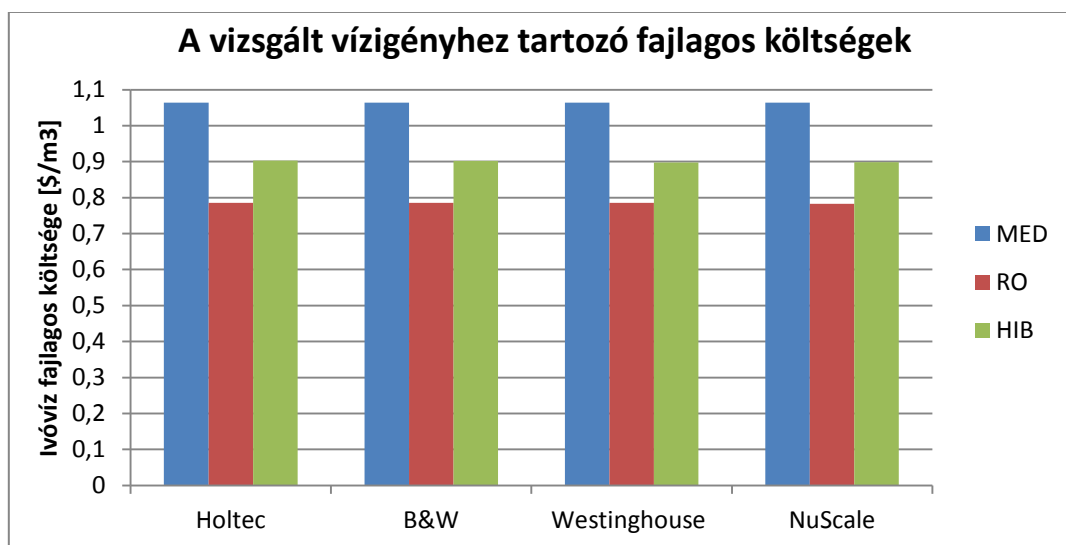
Látható, hogy a B&W és a Holtec görbéi egymáson fekszenek, míg a Westinghouse és a NuScale lejjebb futnak. A két fenti görbe a legkisebb hőteljesítményű reaktorokhoz tartozik, így ilyen igények mellett ezek járnak a legnagyobb fajlagos költséggel. Bár a NuScale reaktor hőteljesítménye is elmarad a Westinghouse reaktoráétól, egyedül a NuScale projektet méretezték sótalanító üzemmél történő közös üzemre. Az RO kapcsolásnál negatívabb gradienseket láthatunk (terhelésnövelésnél rohamosabban csökken a fajlagos költség), itt minden reaktor üzembiztosan működik. Azt is láthatjuk az y-tengelyen, hogy az így nyert ivóvíz egységára alacsonyabb a MED-hez képest. Ha a 125 000 m³/nap-os fogyasztást emeljük ki, a MED kapcsolásnál 1,086 \$/m³, az RO kapcsolásnál 0,785 \$/m³-es fajlagos árat látunk, ami közel 28%-os költségcsökkenés. Végül nézzük meg a hibrid üzemet is, melyben a

MED és az RO egység egyszerre kapcsolódik a szekunder körre, mindkét egység mérsékeltebb üzemállapotban működik.



52. ábra: Hibrid sóatlanító üzem modellje a DEEP programban

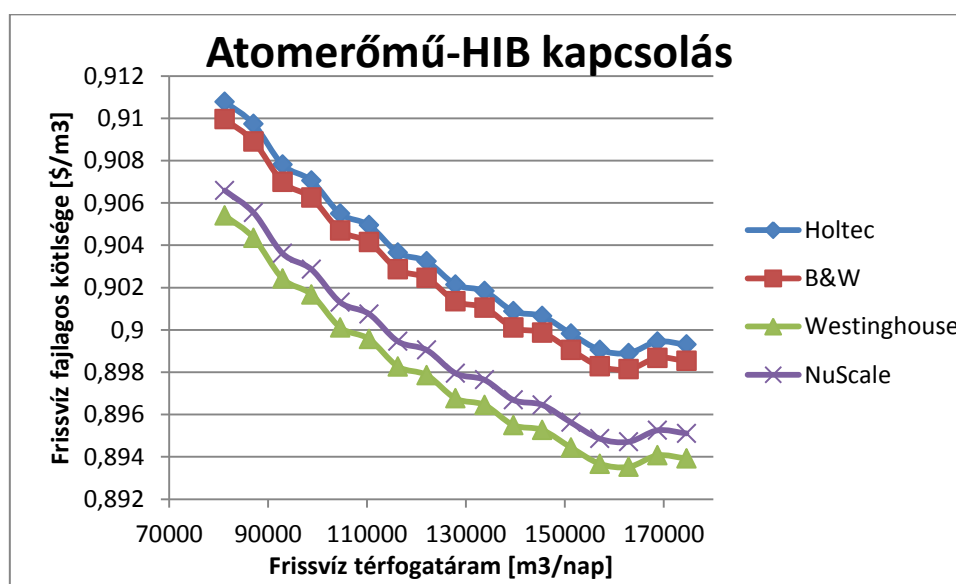
A megcsapolásnál levett gőzárám közel a felére csökkent, illetve az RO villamos fogyasztása is a felére esett vissza. A két tisztítóüzem párhuzamos kapcsoláson át táplálja a frissvizet a külső rendszerbe. Ennek és a plusz hőcserélőnek is üzembiztonsági előnyei vannak. Így csökkenthetjük a csővezetéki veszteséget (két, külön működő vízellátórendszerhez képest), továbbá az egyik üzem kiesése esetén a másikra áthelyezhető a terhelés, a rendszer üzembiztonsága magasabb. Ha a hibrid kapcsolat anyagi vonzatát tekintjük a várakozásoknak megfelelően a MED-es és RO-s eset kompromisszumát kapjuk. A frissvíz termelés növekedésével ismét csökkenő tendenciát mutat a köbméterenkénti vízár, valamint minden projekt üzembiztosan működik a vizsgált fogyasztási tartományban.



53. ábra: Költségeloszlás projektek és technológiák szerint (125 000 m³/nap)

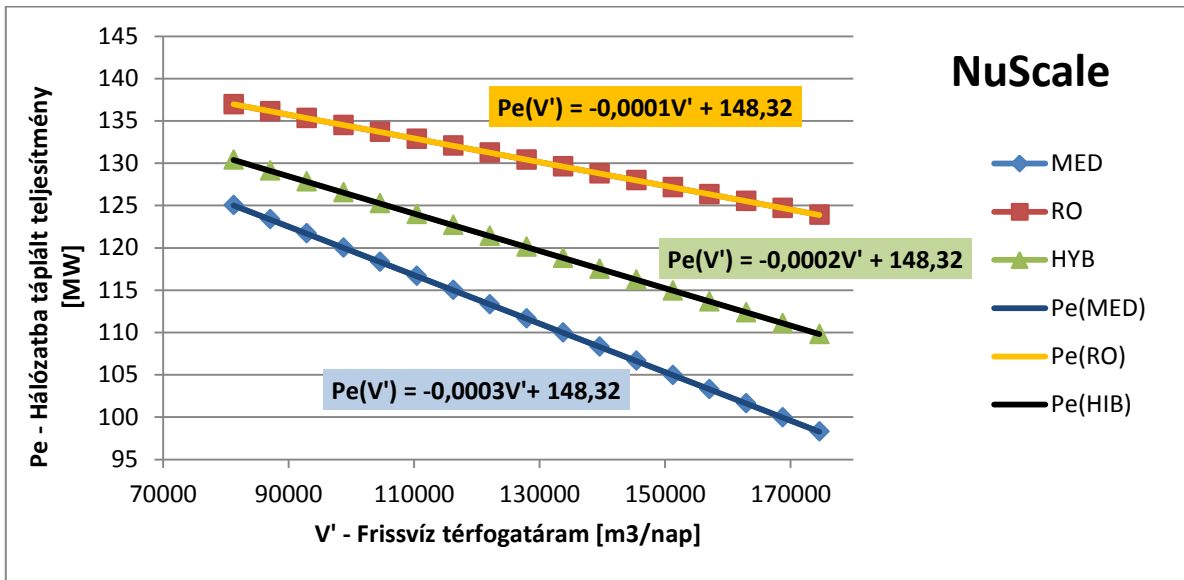
A költség azonban az előző kettő közötti intervallumon, 0,912 és 0,893 $\$/m^3$ között változik. Beláthatjuk, hogy a kisebb üzemi igények költségcsökkenést vontak maguk után, azonban az egyszerű RO kapcsolásnál valamennyivel drágábban kapjuk a terméket a megnövekedett beruházási költségek miatt. Az 53. ábrán ábrázoltam a fajlagos költségeket a vizsgált igény függvényében. Nem látható jelentős különbség technológián belül a reaktorok között, MED technológiával mindenki 1 $\$/m^3$ -es előállítási költséggel működik, RO esetén a NuScale, hibrid kapcsolásnál a Westinghouse tudja biztosítani a legkedvezőbb árat, bár a differencia a projektek között csupán néhány tized cent. Megjegyzendő, hogy a NuScale reaktor hőtéljesítménye 2/3 része a Westinghouse reaktorénak.

Láthatjuk, az 52. ábrán hogy a hibrid kapcsolásnál a frissvíz sótartalma a MED 25 ppm-es értékéről felkúszott 108 ppm-re, de ez még mindig fele akkora érték, mint az RO kapcsolás 199 ppm-es maradó sókoncentrációja. A hibrid kapcsolás terméke így közepesen kemény vizek közé tartozik, ami emberi fogyasztásra tökéletes.



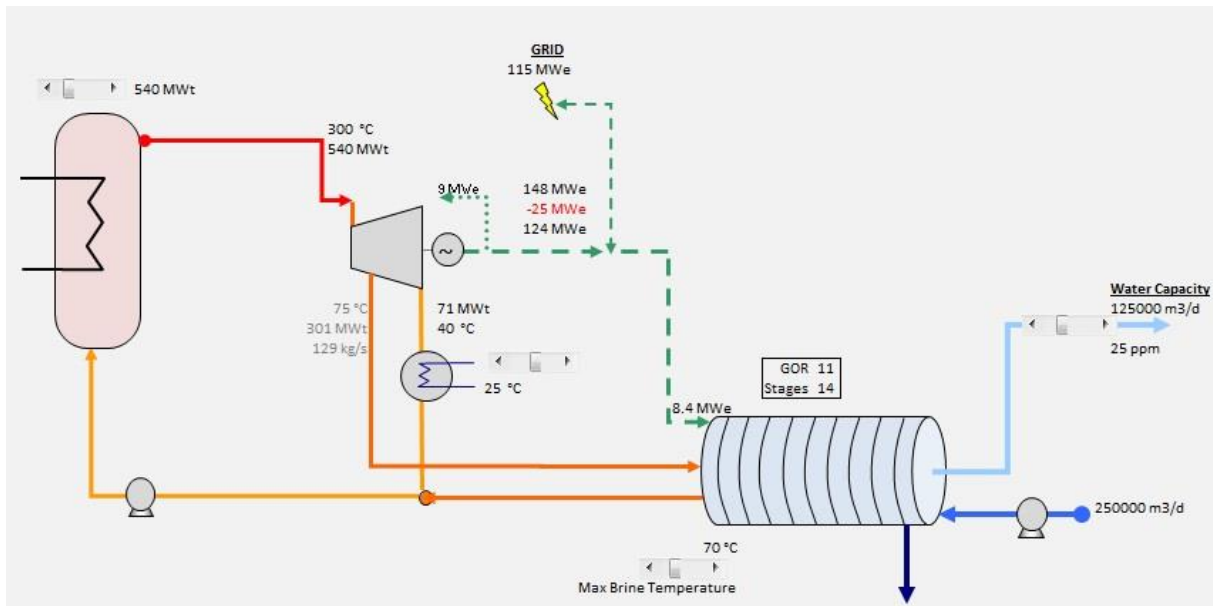
54. ábra: Költség és termékáram kapcsolata HIBRID

Nézzük meg részletesebben, hogyan változik a hálózatba táplált villamos teljesítmény a frissvíz térfogatáramának függvényében! Az 55. ábrán a MED kapcsolásnál a legmeredekebb a gradiens, a terhelés növelésével itt csökken a leggyorsabban a villamos teljesítmény. Bár az RO több energiát igényel, fogyasztása az egész rendszert tekintve mégis kedvezőbb. A negatív gradiens MED esetében 3-szor nagyobb, mint RO egységnél, a középutat a hibrid kapcsolás jelenti. Ez azzal magyarázható, hogy elektromos és hőtéljesítményt is vételez, a két forrás veszteségei összegződnek. MED esetén 26,4%-os víztérfogatáram-növelés hatására 7,73 MW villamos teljesítménytől esünk el, míg RO-nál ugyanilyen frissvízáram növelésnél 4,08 MW az esés. Érdekes, hogy a nagyobb villamos fogyasztással járó technológia jóval kedvezőbben reagál a terhelés növekedésére.



55. ábra: NuScale - sótalanító kapcsolások villamos teljesítmény - termékáram viszonyai

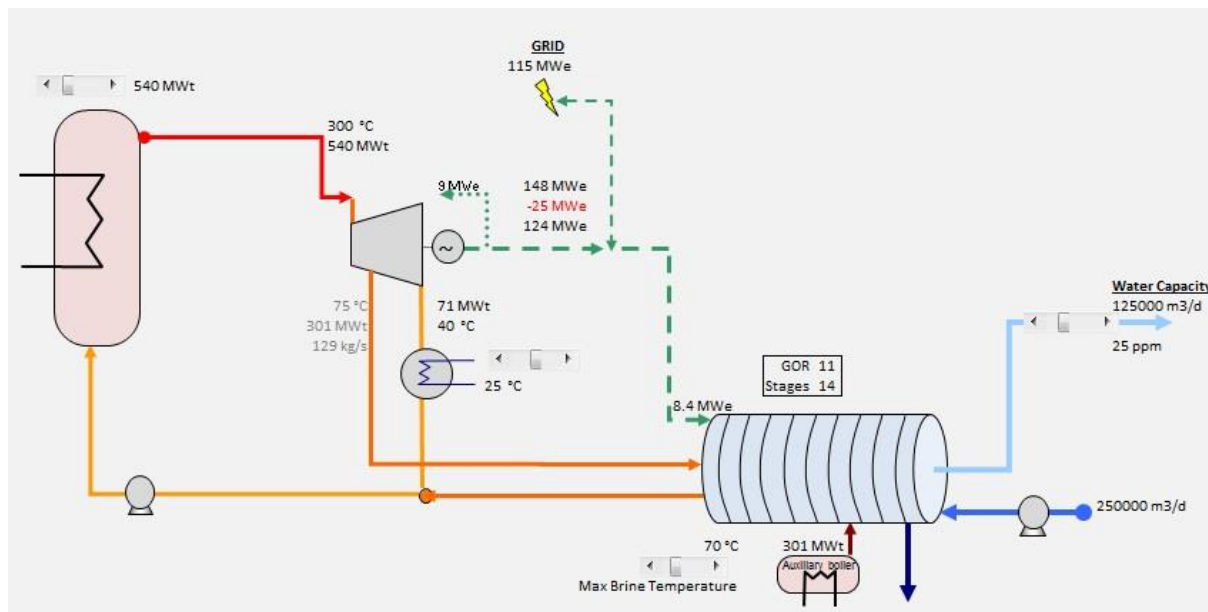
Felmerülhet a kérdés, hogyan javíthatunk erőművi rendszerünk hatásfokán, ha a primer és szekunder köri alrendszerekkel nem manipulálhatunk? Több lehetőség közül választhatunk: MED egységnél és a Rankine-körfolyamat közötti közbenső hőcserélő kiiktatásával, köpenyforraló beépítésével, valamint a telített sósvíz (brine) hőmérsékletének csökkentésével javíthatunk az üzem jellemzőin. Fordított ozmózisú kapcsolásnál a membrányomás változtatásával érhetünk el bizonyos mértékű javulást. Vizsgáljuk elsőként a hurok eltávolítását!



56. ábra: Belső hurok kiiktatása DEEP

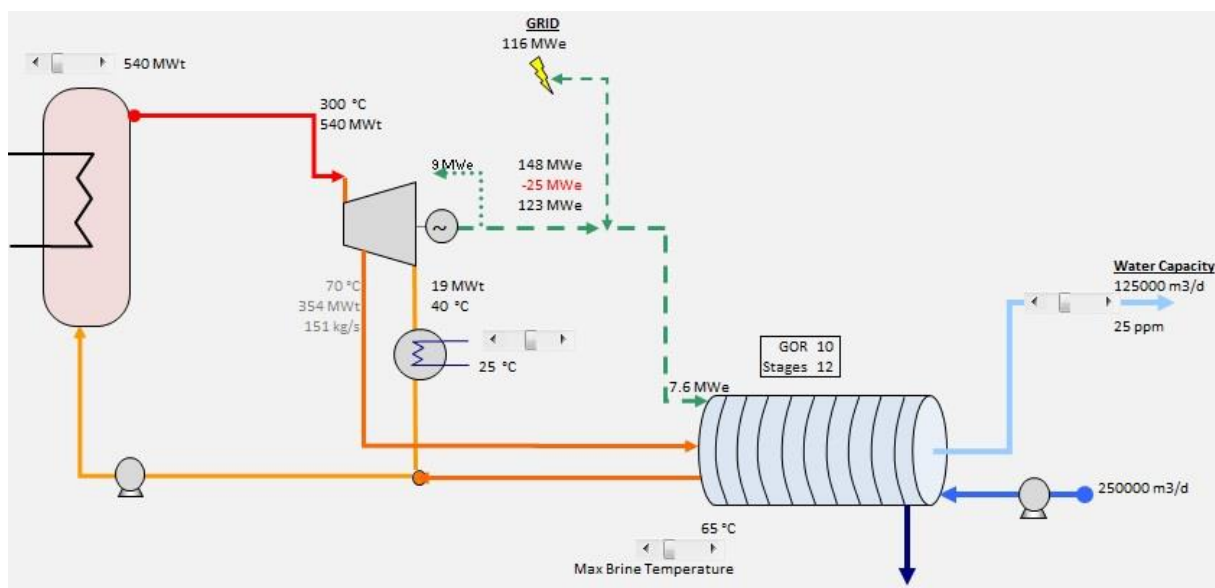
NuScale reaktorok esetén 3 MWe teljesítményt nyerhetünk a változtatással, azonban felmerülnek biztonságtechnikai kockázatok. Ha műszaki probléma jelentkezik a MED egységnél az a közbenső hőcserélő hiányában közvetlenül érintheti a szekunder kört, aminek nem feltétlenül marad elég ideje válaszára (szelepek zárására). További probléma, hogy a gőzfejlesztésű inhermetikussága esetén radioaktív víz kerülhetne a frissvíz termékáramba,

így akár a fogyasztókhoz is. A külső köpenyforraló beépítésével nem változik rendszerünk eredő elektromos hatásfoka, azonban fontos tartalékot képezhet üzemzavar esetén. Áram/hőellátása biztosítható az országos hálózatról, esetleg kis teljesítményű fosszilis tüzelésű motorról.

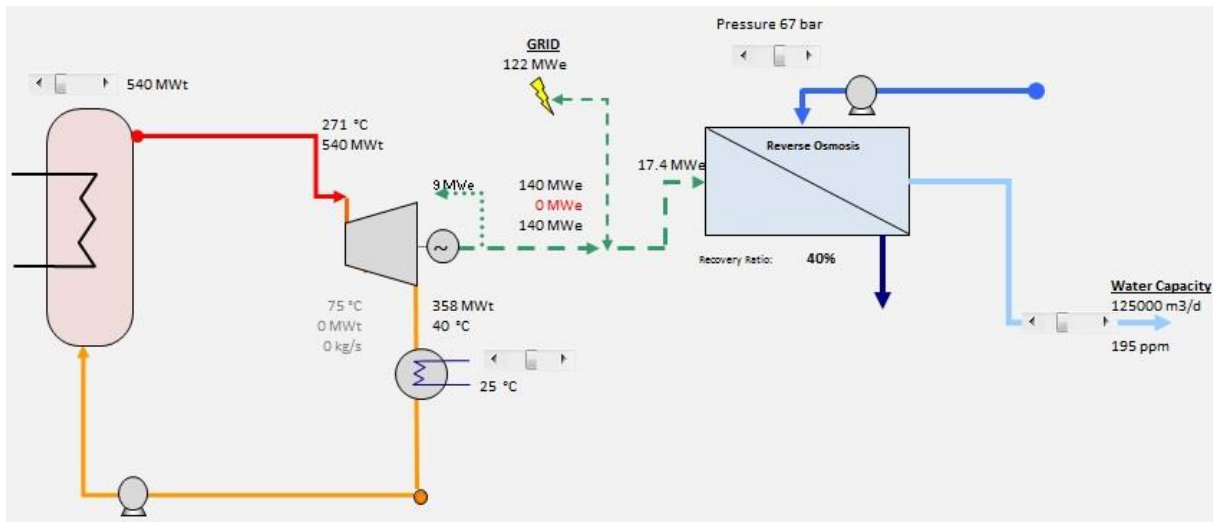


57. ábra: Köpenyforraló csatlakoztatása a MED egységhez, DEEP

A köpenyforraló redundanciaként is szolgálhat a sótalánító üzemzavara során. Ha a szekunder köri összeköttetés belső hurok esetén károsodik, az érintett szelepek zárása után bekapcsolhat a forraló, mely erőművön kívüli rendszerről működtethető. A belső hurok nélküli esetről a brine hőmérséklet 5°C -os csökkentése 1 MWe -tal növelte teljesítményünket. 25 MWe -ra csökkent a veszteség a generátor után, a megcsapoláson elvett gőz hőmérséklete 70°C -ra csökkent. Látható, hogy a MED egység így $0,8\text{ MWe}$ -tal kevesebbet fogyaszt.

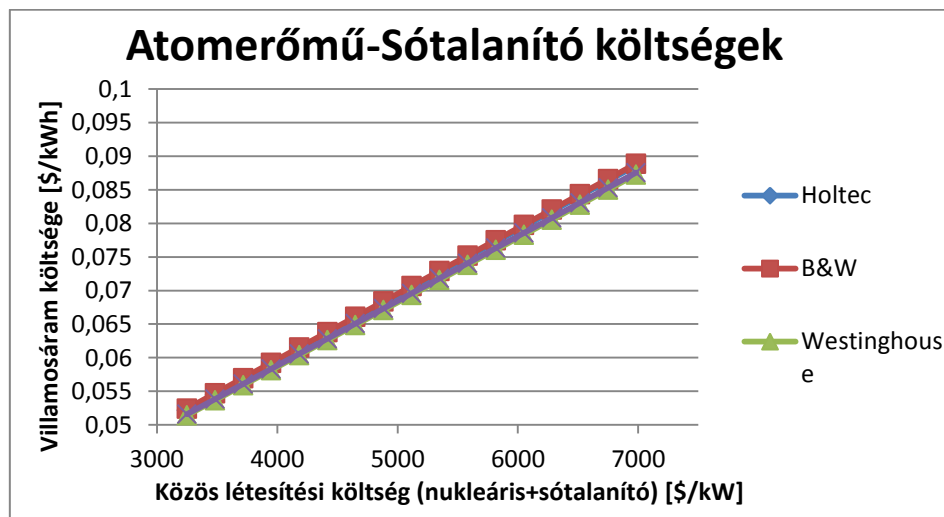


58. ábra: Brine hőmérséklet-változtatása, DEEP modell



59. ábra A membrányomás változtatásának hatása, DEEP modell

Ha növeljük a fordított ozmózisnál alkalmazott nyomást akkor azt várhatnánk, hogy több oldószer (víz) molekula lép át a membránon, tehát nőne a frissvíz térfogatáramunk. A valóságban 69-70 bar körül már telítődnek, hosszú távon károsodnak a membránok. Ekkora nyomásoknál a só részecskéi eltömítik a pórusokat, így csökken termékünk térfogatárama. Ellenkező esetben, ha csökkentjük például 2 bar-ral (59. ábra) a membrányomást, enyhén (2 ppm-mel) tisztább vizet kapunk az eredetihez képest. Másrészt a hőcserélő hatásossága 2 %-kal romlik, így nagyobb hőteljesítmény (21 MWt) vész kárba a szekunder körön. A membrányomás változtatásakor tehát nem érhető el jelentős hatásfokjavulás, többi lehetőségünkhöz képest ez nem jár akkora haszonnal.



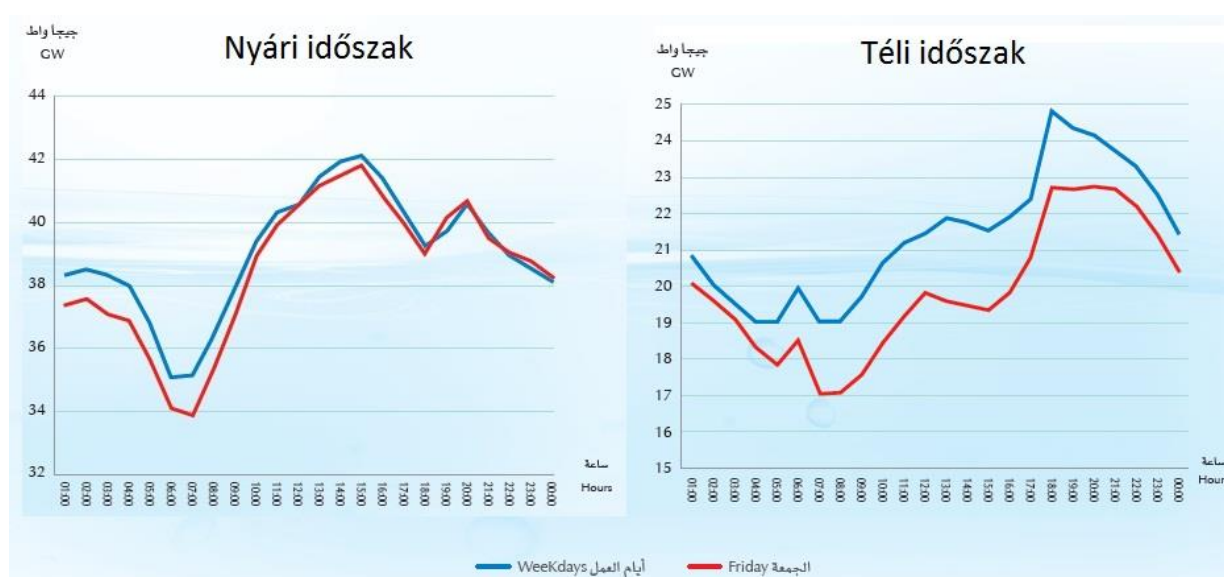
60. ábra: Fajlagos villanyár- építési költség viszony

Az 60. ábrán láthatjuk, hogyan változik a villanyár egységköltsége a nukleáris mű és a sóatlanító egység közös létesítési költségének függvényében. Az értékek MED, RO és Hibrid kapcsolásra is hasonlóak, ezek ábrázolásától ezért eltekintünk. Lineáris függvényünkből kiolvashatjuk, hogy 1000 \$/kW -os építési költségnövekedéshez 9,75 cent/kWh -s növekmény tartozik. A vizsgált 125 000 m³/nap-os terheléshez tartozó projektől függően a villanyár 6,8 és 7 cent/kWh között mozgott. A nukleáris mű létesítési költségeihez

hozzájárulnak a sóatlanító üzem telepítési költségei is, melyek technológiától és termelési kapacitástól függően 70 – 200 millió dollár körül mozognak [44]. A megtérülési idő leginkább az adott ország gazdaságától függ. A befektetett tőke visszanyerhető a villamos áram és a frissvíz árából is, attól függően, milyen arányban állítja elő az erőmű ezt a két terméket.

Tekintsük meg, milyen hatások ébredhetnek, ha a nukleáris energia- és frissvíz termelő művünket az országos hálózatra kötjük! Két oldalról közelíthetjük meg az üzemeltetést, az atomerőmű vagy a sóatlanító mű szemszögéből. Az előbbi szerint atomerőműveink kihasználási tényezőiknél fogva alaperőműként kezelendők, bár villamos teljesítményük nem kiemelkedően magas, profitot csak magas kihasználtságú erőmű termel. Minden vizsgált projekt rendelkezésre állása 96 %, vagy magasabb, azaz évente legfeljebb 1-2 hetet igényel a karbantartási időszak. Általában állandó teljesítményen üzemelő reaktor stacioner energiát nyújt a sóatlanító egységnek, mely változatlan tömegáramú frissvízellátást biztosít. A rövid karbantartás alatt kieső frissvizet pótolhatjuk köpenyforraló, vagy egyéb konvencionális hőerőmű segítségével, esetleg az állásidő tározó igénybevételével áthidalható.

A sóatlanító oldaláról nézve bonyolultabb a helyzet. A villamos hálózat terhelése napszakok és évszakok szerint is változik, ennek megfelelően a vízfogyasztás is hasonló periódusok szerint nő vagy csökken. Nyáron mindenképpen nő az igény, nagyobb energiaigény jelentkezik a sóatlanító műben is. Ezt kielégíthetjük köpenyforraló használatával (így a nukleáris kört nem befolyásoljuk), illetve bekapcsolhatunk fosszilis, például olcsó gázmotoros erőforrásokat. Ellenkező esetben, ha csökken a vízigény (téli hónapok), többlet teljesítmény marad erőművünkben, vagyis több jut a hálózatba is. Annak érdekében, hogy alaperőművünk teljesítményét ne rángassa a sóatlanító változó igénybevétele ebben az esetben lekapcsolhatunk a rendszerben kevésbé jó hatásfokú megújuló vagy fosszilis egységeket. Az 55. ábrán láthattuk, hogy arányaiban a MED sóatlanító befolyásolja legerősebben a villamos teljesítményt, ezzel a legnehezebb tartani stacioner állapotot, adott menetrendet.



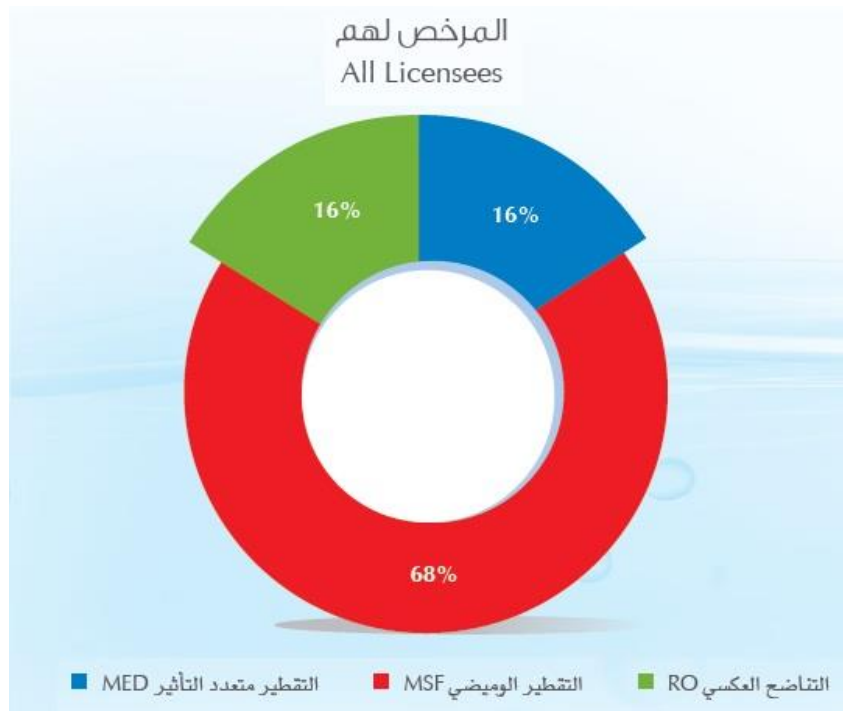
61. ábra: Szaúdi VER napi tartamdiagramja; késsel - hétköznap, pirossal - hétvége [40]

RO kapcsolást vizsgálva, ha $81250 \text{ m}^3/\text{nap}$ -ról a másfélszeresére növeljük a frissvíz termelést 1 nap alatt, az $5,7 \text{ MWe}$ kimeneti teljesítménycsökkenést eredményez az erőműben. Az 61. ábrán látható, hogy egy téli hétköznapon $19 - 25 \text{ GW}$ között kell szabályozni a rendszert, ami 6 GW -os játékot jelent (pénteki max. különbség is 6 GW). Ennek a változásnak $0,095 \%$ -át képezné sótalanító üzemünk hirtelen fogyasztás növekedése, vagyis elhanyagolhatóan kicsi lenne üzemünk befolyása az országos menetrendtartásra. A szaúdi VER modernizációja (Smart Grid átalakítás) lehetővé fogja tenni a városok, nagyobb ipari létesítmények számára a szigetüzemet, vagyis azt, hogy az országos hálózattól jórészt függetlenül kielégítsék közvetlen környezetük szükségletét. A referencia városként megjelölt Qatif (*Dammam oázis*) mind lakosságát, mind ipari infrastruktúráját tekintve alkalmas egy stabil szigetüzem létrehozására. A városhoz tartozik az ország egyik legnagyobb olaj- és gázplatformja, így állandó igény van nagy mennyiségű ivóvízre és megbízható villamos energiára [45]. A közeljövőben várhatóan növelni fogják a termelési kapacitást, vagyis változni fognak a jelenlegi igények. A bemutatott atomerőmű-sótalanító kapcsolásokból láthattuk, hogy állandó reaktorteljesítményeknél lehetséges a sótalanító mű igénybevételét változtatni. Ez a lehetőség fordítva is fennáll, a villamosenergia-igény követése során kompenzálhatunk a frissvíz termelés növelésével illetve csökkentésével. A vízfogyasztás csúcsidőszakában betáplálhatjuk a hálózatba a vízfogyasztás völgyidőszakban megtermelt többlet ivóvizet, így nem kell villamos teljesítményünket változtatni a vízigény függvényében.

3. Gazdasági hatások, változások

A következőkben mérjük össze a fentiekben felvázolt lehetőségeket a jelenlegi piaci körülményekkel. Szaúd-Arábiában az ivóvíz átlagos sótalanítási előállítási költsége $1,3 \text{ \$/m}^3$, melyet a 62. ábrán látható technológiai felosztásból határoztak meg úgy, hogy vették az egyes technológiákra vonatkozó átlagos fajlagos előállítási költségeket, ezeket az árakat megszorozták a kördiagramon látható részarányukkal, végül összeadták a részesedéssel súlyozott átlagárakat megkapva a teljes iparra vonatkozó $1,3 \text{ \$/m}^3$ -os átlagot. A következő megfontolások során ugyanezt a logikát követve határozzunk meg új átlagárakat a nukleáris meghajtásra vonatkozóan.

Meghatározó hányaddal a nagy, kevésbé hatékony sótalanító üzemek rendelkeznek ($\sim 2/3$) és $\sim 1/3$ részben a részletesen tárgyalt technológiák. Ha a vizsgált iPWR reaktorokat MSF technológiára kapcsolnánk, $1,5 \text{ \$/m}^3$ körül ingadozó fajlagos előállítási költséget kapnánk az ivóvízre, következésképpen az MSF túlsúly növelné az átlagárakat. Ha növelnénk a MED, RO és hibrid rendszerek számát kedvezőbb átlagárakat érhetnénk el, nőne a rendszerbiztonság, valamint a kapcsolt rendszerek összehatásfoka is javulna, mivel a fosszilis tüzelésű sótalanítás kiszorulna. A legkedvezőbb RO előállítási költség a vizsgált $125\,000 \text{ m}^3/\text{nap}$ -os terhelésen 78 cent körül ingadozott, ami csupán 60% -a a jelenlegi átlagos előállítási költségnek, tehát a víz sótalanításában akár 40% -os költségcsökkenést is el lehetne érni, miközben $6,8 - 6,9 \text{ cent/kWh}$ áron lehetne áramot termelni az alkalmazott SMR-ben!

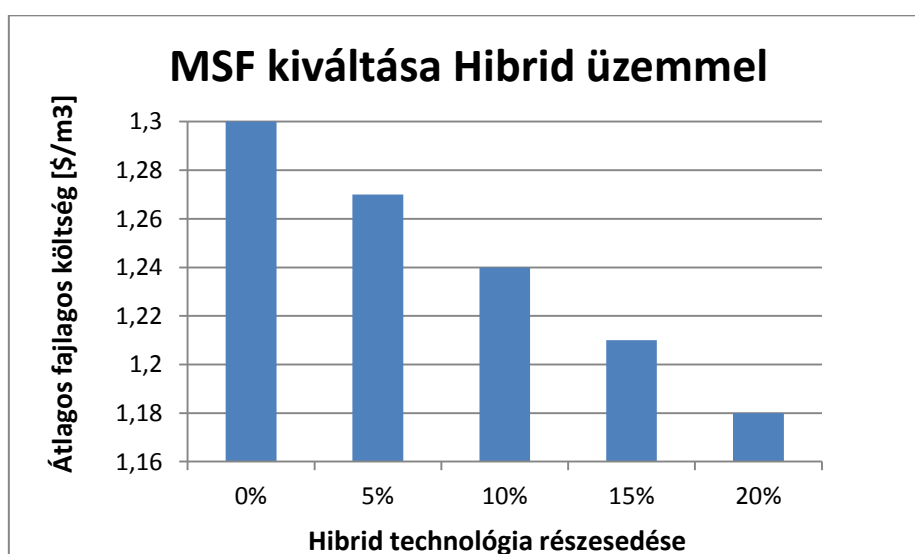


62. ábra: Tengervíz tisztítás műszaki megoszlása jelenleg Szaúd-Arábiában [40]

Felmerülhet a kérdés, szükség van egyáltalán a nukleáris művekre, ha a konvencionális RO és MED üzemek szaporítása is javíthatna az átlagáron? Ha vesszük az 62. ábrán látható felosztást és helyettesítjük a nukleáris verzióval (minden sótalanítót nukleáris egységre kötünk), akkor a közös fajlagos költség az egyes technológiák átlagáráival:

$$0,16 \cdot 0,78 \frac{\$}{m^3} (RO \text{ átl.}) + 0,16 \cdot 1 \frac{\$}{m^3} (MED \text{ átl.}) + 0,68 \cdot 1,5 \frac{\$}{m^3} (MSF \text{ átl.}) = 1,3 \frac{\$}{m^3},$$

mely megegyezik a jelenlegi fosszilis verzióéval. Nézzük meg, mi történne, ha átállnánk nukleáris hajtásra és az MSF kapacitást fokozatosan hibrid üzemekre terhelnénk át! Az így kialakuló átlagárakat az alábbi ábra mutatja.



63. ábra: HIBRID-MSF arány változtatásából eredő költségcsökkenés

Kezdetben a jelenlegi hálózatot kötnék át nukleárisra, az MSF túlsúly megmaradna, még nincs hibrid kapacitás. Második esetként az RO és MED kapacitás marad az eredeti, 5 % MSF kapacitást hibrid üzemmellel váltunk ki, így 3 centtel csökken az átlagár. Ha folytatjuk az 5 %-os kapacitás átcsoportosítást a hibrid részére lépésenként 3 centet takaríthatunk meg. A sor végén 20 %-os hibrid részesedésnél már csak 48 % lenne az MSF, átlagárunk 1,18 \$/m³. Naponta a fenti 125 000 m³/nap-os terhelésen ez ~15000 \$, éves szinten 5,48 millió dollár megtakarítást jelent átlagosan. 2012-ben összesen $\dot{V}_\Sigma = 5\,871\,478\text{ m}^3/\text{nap}$ volt a sótalánítási kapacitás Szaúd-Arábiában [40], a teljes iparra átlagolva a 12 centes csökkenést naponta $0,12\ \$ \cdot \dot{V}_\Sigma = 704\,577\ \$$, évente 257,17 millió \$ megtakarítást jelent átlagosan. Minél nagyobb kapacitást építünk be nukleáris hajtással, annál olcsóbb lesz a végtermék, annál nagyobb megtakarítás érhető el.

2012-ben 102,5 milliárd m³ földgázt és 3,5 milliárd hordó nyersolajat termelt ki Szaúd-Arábia (3 – 4%-os éves növekedés). A kitermelt gáz 11 %-át, azaz 11,275 milliárd m³ – t fordították a sótalánító művek ellátására. Olajból naponta 1,5 millió hordót használtak fel az ország a frissvíz előállítására [43]. Ha a sótalánító üzemeket nukleáris erőműre csatlakoztatnánk, felszabadulna 11,275 millió m³ földgáz és 547,5 millió hordó olaj évente. Az OPEC statisztikái szerint 2013. október 17-én a nyersolaj 107.02 \$ hordónkénti árral 58,6 milliárd dollár többletet [41], a földgáz 0,12 \$/m³ fajlagos költséggel 1,39 milliárd dollárt [42], azaz a teljes nukleáris átállás összesen **60 milliárd dollár** megtakarítást jelentene évente. A két előbbi energiahordozó felszabadulása mellett még nem vettük figyelembe azt, hogy így nem kell CO₂ emissziós adót fizetni, értékesíthetővé válik Szaúd-Arábia emissziós kvótájának jelentős része is. A nukleáris energiatermelés által kiszorított fosszilis kapacitást szintén eladhatják a nemzetközi piacon a szomszédos országoknak. Külföldi konkurenciaként a dél-koreai SMART reaktor és az új orosz úszó reaktor jelent meg a piacon. Ezek a projektek még nagyon korai stádiumban vannak, azonban prototípusaik már fejlesztés, építés alatt állnak. Jelenleg az amerikai iPWR flotta vezeti a globális versenyt.



V. Konklúziók

A négy amerikai projekt bemutatása során láthattuk a különleges műszaki megoldásokat a fejlesztések során felmerült problémákra. A modularitásból származó méretkülönbség a nagy energetikai reaktorokhoz hasonló nehézségeket generált a mérnökök számára, melyeket reaktorra szabottan kellett megoldani. A biztonságtechnika területén alkalmazták a 3. generációs reaktoroknál kidolgozott módszereket, illetve azok továbbfejlesztett verzióit. A többszörös redundancia elvét felhasználva egymást kiegészítő, de nem egymástól függő biztonsági rendszereket építettek be (inherens, passzív védelmek). A méretek csökkenésével a projektek anyagi vonzatai is mérséklődtek, így elérhetővé válik a típus fejlődő országok számára is. Alacsonyabb létesítési és üzemeltetési költségek mellett kevesebb radioaktív hulladékkal jár az energiatermelés, mely megfelel a 3. generációs reaktorokhoz tartozó hulladékkezelési politikának.

Fontos megjegyezni azonban, hogy maradtak megválaszolatlan kérdések mind műszaki, mind gazdasági-szociális téren. A projektekhez tartozó adatok nagy részét érthető okokból vállalati titokként kezelik, így nem áll módunkban végleges következtetéseket levonni ebben a témában. Másrészt, a szociális kérdések, mint társadalmi elfogadottság vagy szakember utánpótlás szintén nem tisztázottak. Várhatóan a következő évek folyamán nyilvánosságra hozzák a szükséges dokumentumokat.

A TDK dolgozatomban alkalmazott DEEP szimulációs program segítségével vizsgált kogenerációs potenciálról kiderült, hogy valóban versenyképes áron biztosíthatja a villamosenergiát és friss ivóvizet adott ország számára, esetünkben Szaúd-Arábiának. A sótalanító kapacitás nukleáris átkapcsolása nem jár közvetlen előnyökkel, ha a vízellátást tekintjük, a nukleáris úton termelt ivóvíz fajlagos költsége hasonló a fosszilis hajtással előállított ivóvíz fajlagos költségével. Különböző hatásfoknövelő módszerek megválasztásánál figyelembe kell vennünk az adott terület villamosenergia és vízigényét, valamint az üzembiztonságot. Minden módszer más-más úton befolyásolja rendszerünk karakterisztikáját, így a hálózati betáplálás mellett más jellemzőket is figyelembe kell venni. Jelentős megtakarítás érhető el a fosszilis energiahordozókat (olaj, gáz) tekintve, melyek felszabadulása olyan pénzügyi lehetőségeket teremt elő, melyek ipari és gazdasági előnyt jelenthetnek az építető ország számára.

VI. Forrásjegyzék

[1] Economic Aspects of Small Modular Reactors, March 1, 2012

<http://energy.gov/sites/prod/files/Economic%20Aspects%20of%20SMRs.pdf>

[2] Daniel T. Ingersoll: An overview of the safety case for small modular reactors, ASME SMR Conf., 2011

http://www.iaea.org/INPRO/3rd_Dialogue_Forum/26.Ingersoll_SMR-SafetyCase.pdf

[3] S. Korean consortium secures approval to build test reactor in Jordan, 2013/08/18

<http://english.yonhapnews.co.kr/business/2013/08/18/52/0501000000AEN20130818000400320F.html>

[4] <http://www.smrlc.com/>

[5] Google Earth

[6] <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/holtec.html>

[7] http://www.iaea.org/INPRO/download/news/2013/MNB_version2.pdf

[8] <http://www.srs.gov/general/srs-home.html>

[9] www.babcock.com

[10] <http://energy.gov/ne/nuclear-reactor-technologies/small-modular-nuclear-reactors>

[11] <http://www.generationmpower.com/>

[12] World Status of the SMR projects, L. Paprusso, M.E. Ricotti, M. Sumini, POLITECNICO DI MILANO DIPARTIMENTO DI ENERGIA, UNIVERSITA' DI BOLOGNA DIENCA - Dipartimento di Ingegneria Energetica, september 2011

[13] Doug Lee: B&W mPower™ Program IAEA SMR Technology Workshop Vienna, Austria December 6th 2011 <http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/mPower/Presentations/2011%20-%20Generation%20mPower.pdf>

[14] Ferrara presentation:

http://www.efcog.org/library/council_meeting/12SAECMtg/presentations/GS_Meeting/Day-1/B&W%20mPower%20Overview%20-%20EFCOG%202012-Ferrara.pdf

[15] <http://www.westinghousenuclear.com/SMR/index.htm>

[16] http://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=Westinghouse%20SMR

[17] Dr. Nick Shulyak: Westinghouse Small Modular Reactor: Taking Proven Technology to the Next Level Presented to the IAEA INPRO Dialogue Forum Vienna, October 2011

http://www.iaea.org/INPRO/3rd_Dialogue_Forum/12.SMR-Westinghouse.pdf

[18] Ryan Blinn: Westinghouse Small Modular Reactor Design and Application, Canadian Nuclear Society June 12, 2012

<http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/Westinghouse%20SMR/Presentations/2012%20-%20Design%20and%20Application.pdf>

[19] Westinghouse Small Modular Reactor Program, Westinghouse Presentation, March, 2011

<http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/Westinghouse%20SMR/Presentations/2011%20-%20Westinghouse%20SMR%20Program.pdf>

[20] Michael Anness: Westinghouse SMR Product Development Innovating and Optimizing Advances in Nuclear Technology, IAEA Workshop Vienna, Austria December, 2011

http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Dec-5-9-WS-SMR/Day-2/16_USA_Annes_WH-SMR_WS-SMRDec2011.pdf

[21] Michael Richard: Westinghouse Status Update Highlighting the Value of Nuclear Energy and Small Modular Reactors (SMRs) to the U.S. and World, 2013

<http://www.researchcaucus.org/schedule/2013/25Feb2013/Richard-Westinghouse-Presentation.pdf>

[22] <http://www.neimagazine.com/>

[23] Fausto Franceschini and Ed Lahoda: Neutronic Behavior and Impact on Fuel Cycle Cost of Silicon Carbide Clad, ANS Winter Meeting, Las Vegas NV, November 2010

http://rpd.ans.org/presentations/2010_W/Reactor_Physics_Design/2_Franceschini_FCC_SiC.pdf

[24] <http://www.specialmetals.com/documents/Inconel%20alloy%20690.pdf>

[25] Matthew C. Smith Dr. Richard F. Wright: Westinghouse Small Modular Reactor Passive Safety System Response to Postulated Events, Chicago, USA, June 24-28, 2012

<http://www.uxc.com/smr/Library/Design%20Specific/Westinghouse%20SMR/Papers/2012%20-%20Passive%20Safety%20System%20Response%20to%20Postulated%20Events.pdf>

[26] <http://www.nuscalepower.com/>

[27] Dr. J. N. Reyes: Overview of NuScale Technology, Workshop on Technology Assessment of Small and Medium-sized Reactors (SMRs) for Near Term Deployment IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 5 – 9 December 2011,

http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Dec-5-9-WS-SMR/Day-2/15_USA_Reyes_NuScale_SMRDec2011.pdf

[28] Dr. J. N. Reyes: Innovative Water-Cooled Reactor Concepts – NuScale SMR Conference on Opportunities and Challenges for Water-Cooled Reactors in the 21st Century October 27-30, 2009 Vienna, Austria

http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/PDFplus/2009/cn164/Sessions/17KS_Reyes%20.pdf

[29] Michael S. McGough: NuScale Power Safe. Clean. Economic. Simple Small Modular Reactors Congressional Briefing February 25, 2013

<http://www.researchcaucus.org/schedule/2013/25Feb2013/McGough-NuScale-Presentation.pdf>

[30] Richard W. Johnson: The Handbook of Fluid Dynamics ISBN 3-540-64612-4, 1998

<http://books.google.hu/books?id=JBTlucgGdegC&pg=SA17-PA102&lpg=SA17-PA102&dq=uchida++and+tagami+1965+heat+transfer&source=bl&ots=atX4WrhWy9&sig=jXCSTujPO8pAQ-A286sh91ku8ng&hl=hu&sa=X&ei=ogf8UY26N47n4QSGkoC4AQ&ved=0CDQQ6AEwAA#v=onepage&q=uchida%20%20and%20tagami%201965%20heat%20transfer&f=false>

[31] N. K. Maheshwari, P. K. Vijayan, D. Saha: Effect of non-condensable gases on condensation heat transfer, PowerPoint Presentation, Vienna, September 10-13, 2007

http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/NaturalCirculation/RCM04/Presentations/10_SOAR_PH2_RCM4.ppt.

[32] Nuclear Energy Agency, Organisation of Economic Cooperation and Development: Current Status, Technical Feasibility and Economics of SMRs, June 2011

<http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2011/current-status-small-reactors.pdf>

[33] <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/nuscale.html>

[34] Dr. José N. Reyes: Western Focus Seminar 30th Annual CNS Conference , June 3, 2009

http://www.computare.org/Support%20documents/Guests/Computare%20PDF%20Western%20Focus%20Seminar/Presentations/WF5/1%20-%20Reyes_%20NuScale.pdf

[35] Daniel T. Ingersoll: An overview of the safety case for small modular reactors, Proceedings of the ASME 2011 Small Modular Reactors Symposium, 2011, Washington DC, USA

[36] Fulvio Mascari, Giuseppe Vella, Brian G. Woods, Kent Welter and Francesco D'Auria: Analysis of Primary/Containment Coupling Phenomena Characterizing the MASLWR Design During a SBLOCA Scenario

<http://cdn.intechopen.com/pdfs/33372/InTech>

[Analysis_of_primary_containment_coupling_phenomena_characterizing_the_maslwr_design_during_a_sbloca_scenario.pdf](http://cdn.intechopen.com/pdfs/33372/InTech/Analysis_of_primary_containment_coupling_phenomena_characterizing_the_maslwr_design_during_a_sbloca_scenario.pdf)

[37] Google képkereső

[38] Ibrahim S. Al-Mutaz: Hybrid RO MSF : Hybrid MSF RO

[39] Ali M. El-Nashar: Desalination with renewable energy

[40] التقرير السنوي لعام 2012 م <http://www.se.com.sa/SEC/Arabic/Panel/Reports/>

[41] http://www.opec.org/opec_web/en/

[42] http://oil-price.net/dashboard.php?lang=en#NATURAL_GAS_TEXT

[43] <http://www.saudigazette.com.sa/index.cfm?method=home.regcon&contentid=20130415161471>

[44] <http://www.saudigazette.com.sa/index.cfm?method=home.regcon&contentID=2010100284501>

[45] http://www.saudiaramco.com/ar_sa/home/our-operations/oil/major-oil-processing-complexes/qatif-oil-processing-facility.html#%25D8%25A3%25D8%25B9%25D9%2585%25D8%25A7%25D9%2584%25D9%2586%25D8%25A7%257C%252F%252Fhome%252Ffour-operations%252Foil%252Fmajor-oil-processing-complexes%252Fqatif-oil-processing-facility.baseajax.html