

Súlyos baleset kezelési koncepció az olvadék reaktortartályban tartására a Paksi Atomerőműben

dr. Elter József¹, Tóthné Laki Éva¹, Peter Matejovic²

¹Paksi Atomerőmű Zrt.

Paks Pf. 71., Tel: +3675 508 067

²IVS Trnava Ltd., Szlovákia

Tel: +4233 550 32 03

A súlyos balesetek kezelése stratégiájának egyik fontos eleme az olvadék reaktortartályban tartása (IVR – in-vessel corium retention), amit a reaktorakna elárastásával és így a reaktortartály külső hűtésével lehet biztosítani. Ez a koncepció nemcsak az új generációs PWR reaktorok (ld. az amerikai AP-600, AP-1000, vagy a koreai AP-1400 reaktorok), hanem a VVER-440/213 típusú reaktorok esetében is alkalmazható. A továbbfejlesztett PWR-eknél már a tervezéskor figyelmet fordítottak arra, hogy minden feltétel adott legyen a reaktortartály tartós külső hűtéséhez szükséges természetes cirkulációs kör kialakulásához. Ezzel ellentétben, a VVER-440/213 típusú reaktorok tervezésekor – az akkori szabványoknak megfelelően – még nem kellett figyelembe venni az esetleges súlyos balesetek kialakulásának és elhárításának lehetőségét. Ezért a reaktortartály külső hűtéséhez szükséges műszaki átalakítások mértéke és módja igen korlátozott.

Az alábbi cikkben röviden áttekintjük a paksi atomerőműben tervezett – a súlyos balesetek kezeléséhez szükséges – átalakításokat, a reaktortartály külső hűtésének lehetséges módjait a VVER-440/213 típusú blokkokon, valamint összefoglaljuk a paksi blokkokra vonatkozó különböző számításokat.

A Paksi Atomerőmű felülvizsgálata a súlyos balesetekre való felkészítés céljából

A paksi atomerőműben 1988 óta 4 db VVER-440/V213 blokk üzemel megbízhatóan. Az erőmű biztonságos és gazdaságos üzeme elsődleges fontosságú feladat. Az 1980-as évek végén, a 3. és a 4. blokk üzembe helyezése után egy átfogó biztonságnövelő program kezdődött az erőműben, melynek célja azon átalakítások és korszerűsítések elvégzése volt, amelyek segítségével az erőmű alkalmassá vált a tervezési üzemzavarok megnyugtató kezelésére, valamint az esetleges súlyos balesetek sikeres megelőzésére. Az elvégzett átalakítások és a bevezetett intézkedések hatására a blokkok biztonsága nagymértékben megnőtt. A hosszú idejű biztonságos üzemelés érdekében az erőmű vezetése szükségesnek látta, hogy egy magasabb védelmi szintre lépjen, ezért döntés született egy súlyos baleset kezelési program kidolgozásáról és bevezetéséről.

A súlyos balesetek kezelésének (SBK) célja az erőművi súlyos baleseti szituáció kialakulásának megelőzése és/vagy a következmények csökkentése. Ezt a képességet növelhetik egyes műszaki átalakítások, valamint a meg-

felelő útmutató elkészítése. A SBK program egyik kulcseleme tehát a súlyos baleset kezelési útmutatók elkészítése, melyek kidolgozása folyamatban van. Az egyes SBK műveletek kockázatcsökkentési hatékonyságát a 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzések (PSA) segítségével alapozták meg. Ezek az elemzések szolgálták alapul a következmény csökkentő rendszerek tervezési alapjának meghatározásához is.

A hatóság által is jóváhagyott SBK program egy sor tervezett műszaki átalakítást is tartalmaz, a legfontosabbakat az alábbiakban soroljuk fel:

A primerköri nyomáscsökkentés elengedhetetlenül szükséges intézkedés az alacsony nyomású zónaolvadási folyamatok biztosításához és a gőzfejesztőben (GF) cirkuláló forró gázok okozta GF csőtörés kockázatának csökkentéséhez. Az IVR stratégia kiválasztása esetén az alacsony primerköri nyomás szintén határozott követelmény. A jelenlegi nyomáscsökkentő berendezések (térfogatkompenzátor biztonsági- és lefúvató szelepek) gőz, kétfázisú közeg és víz lefúvatására is alkalmasak, és jelentős nyomáscsökkentésre képesek. A szelepek nyitási megbízhatóságának növelése érdekében független, ún. súlyos baleseti energiaellátást kell számukra biztosítani.

A 2. szintű PSA eredmények szerint a nagy kibocsátással járó esetek között a GF-ben a primerből a szekunderkörbe történő átfolyás (PRISE) okozta ún. konténment by-pass esetek dominálnak. Egyik hatásos módja a by-pass esetek megelőzésének, hogy egy – a hermetikus térbe irányuló – lefúvató vezetékkel létesítsünk a GF-ek alján, megakadályozva ezzel a GF-ek feltelését.

A súlyos balesetek során keletkező hidrogén számít a konténment épségét veszélyeztető fő fenyegetésnek. Az égési feltételek gyors kialakulása a súlyos baleset következményeit kezelhetetlenné tenné, ezért a hidrogénkoncentráció ellenőrzött keretek között tartására van szükség. A 2. szintű PSA eredmények segítségével sikerült igazolni, hogy 30 db nagyméretű passzív autokatalitikus rekombinátor (PAR) beépítésével a konténment nagynyomású terhelése elkerülhető, és a konténment épsége megőrizhető a domináns esetekben.

Az olvadék reaktortartályban tartása (IVR), vagy az olvadék tartályon kívüli hűtése csak a reaktorakna aktív elárasztásával oldható meg. Az már világos, hogy az IVR a paksi atomerőműben potenciálisan megvalósítható, de még kérdéses és vizsgálandó az olvadék hűthetősége a tartályon kívül, a beton alaplemezen. A reaktoraknában lévő, vízzáró gumitömítéssel ellátott kettős hermetikus ajtó a hermetikus tér egyik határoló eleme. Az olvadék tartályon kívüli hűtése esetén az ajtók hőterhelés elleni védelmét is meg kellene oldani. Az olvadék esetleges kilövellése a reaktoraknát több különböző, speciális terhelésnek vetné alá, ezért a kórium tartályon belüli lokalizálása és stabilizálása érdekében elvégzendő szükséges átalakítások elsődleges prioritást élveznek a SBK programban.

Jelen cikk az IVR koncepciót és az ehhez szükséges tervezett erőművi átalakításokat tárgyalja részletesebben.

Az olvadék tartályban tartása a VVER-440/V213 blokkokon

Az olvadék tartályban tartásának alapvető célja a reaktortartály sérülésének megelőzése oly módon, hogy a reaktorakna vízzel történő elárasztása után a remanens hő a tartály aljában lévő olvadékmedencéből a tartály falán keresztül a tartályt körülvevő vízbe, majd innen a konténmentbe kerül. Az IVR sikere a hőtartaléktól függ: ezt a belső hőterhelés (az olvadék természetes konvekciója miatt) és a reaktortartály külső felületének hűthetőségi feltételei (a forráskriszistól) közötti különbség határozza meg.

A belső hőterhelést alapvetően az olvadék tömege, összetétele, a hőteljesítmény, valamint a tartályfenék alakja határozza meg. Más tényezők, mint a zónaolvadás folyamata, az olvadék oxidációja, a felső olvadé fémréteg felőli sugárzásos hőátadás stb. szintén hatással lehetnek a tartály hőterhelésére. A hőterhelés egy jellemző értékelése során feltételezzük, hogy az illékony anyagoktól eltekintve a teljes remanens hőteljesítmény a tartályfenékbe kerül. Ez tisztán konzervatív, az engedélyeztetéshez készülő elemzésekre jellemző feltételezés.

A hőátadási krízis elkerülése reaktortartály külső felületén és így a hatékony hűtés megvalósítása nagy kihívás, különösen a nagy teljesítményű reaktortípusoknál, ahol jelentős hőfluxus (~1,8 MW/m²-ig) várható. A megfelelő hűtés kialakulása jellemzően a hűtőközeg reaktortartály mentén való áramlásával és egy természetese cirkulációs kör (ERVC) optimalizálásával biztosítható. A vízkémia és a reaktortartály felületi kialakítása további ígéretes tényező a kritikus hőfluxus növelésére [2].

A már üzemelő reaktoroknál csak korlátozott lehetőségek állnak rendelkezésre a hűtőkör tervezésénél. Az ERVC körnek biztosítania kell az akár egy-, akár kétfázisú természetes cirkulációt és a hűtőközeg-megmaradást, vagyis a hűtőközeg visszajutását a konténmentből (kondenzáció) a reaktoraknába a kör „leszállóágán” keresztül. Nyilvánvaló, hogy egy ilyen utólagosan kivitelezett ERVC kör esetén a hűtés hatékonysága kisebb lesz, mint egy továbbfejlesztett PWR-nél a tervezési fázisban optimalizált hűtőkör hatékonysága.

A VVER-440/V213 reaktorok esetében az IVR koncepció alkalmazása szempontjából a legfontosabb kedvező tervezési sajátosságok az alábbiak:

- alacsony hőteljesítmény;
- nagy mennyiségű rendelkezésre álló hűtőközeg mind a primer- mind a szekunder-körben (viszonylag hosszú idő van a zónaolvadás kezdetéig);
- a reaktortartály fenekén nincsenek átvezetések;
- masszív, rozsdamentes acélból készült belső szerkezetek, beleértve a zóna masszív tartórácsát is (ami meggátolja az olvadék okozta korai tartályfal károsodást, egyben kiegészítő hőelnyelő a hőkapacitásának és a látens hőjének köszönhetően, a remanens hő „hígulását” okozza, és vékony fémréteg kialakulása várható az olvadékmedence tetején);
- nagy víztérfogat a tartályfenékben (hosszú idő a zóna leolvadásának kezdete és az olvadékmedence kialakulása között);
- magas reaktortartály és következésképp nagy felhajtóerő a természetes cirkuláció kialakulásához az ERVC körben;
- az akna szellőző rendszere nagy átmérőjű szellőző vezetékeinek rendelkezésre állása (2., 3., 4. ábra) amelyek – bizonyos módosítások után – felhasználhatók az akna elárasztására és a hűtőközeg visszajuttatására a boxi zompokból (ERVC kör leszálló ága);
- hengergyűrű alakú rés (~30 cm széles) a reaktortartály és a hőszigetelés között (ERVC kör felszálló ága).

Másrészt viszont az IVR koncepció alkalmazásának negatívuma, hogy a hatékony ERVC hűtőkör megvalósításának két fő akadálya van:

- a tartályfenék masszív hő- ill. biológiai védelme (1., 3., 4. ábra), amely megakadályozza, hogy a hűtőközeg érintkezzen a reaktortartály falával (a tartály és a hő/biológiai védelem közötti rés szélessége csak ~ 2 cm);

– a reaktoraknából a konténmentbe kilépő gőz-víz keverék korlátozott kiáramlása (a rés ~ 3 cm a reaktortartály támasztószervezeteinek jelenléte miatt).

Az első akadály elvileg eltávolítható vagy módosítható. Azonban a második nehezen módosítható, ezért változtatlanul kell hagyni.

IVR koncepció a Loviisa-i atomerőműben

Az IVR alkalmazásában úttörő munkát végeztek a finn szakemberek a Loviisa-i atomerőműben [1]. A Loviisa-i atomerőmű jelenleg az egyetlen üzemelő atomerőmű a világon, ahol a külső tartályhűtést alkalmazzák a zónaolvadék reaktortartályban tartására, és ezt, mint súlyos baleset kezelési intézkedést a hatóság is jóváhagyta. A Loviisa-i megoldás előnye abból adódik, hogy a reaktorakna a hűtőközeg veszteses üzemzavarok során természeténél fogva elárasztódik (jégkondenzátorok leolvadása, konténment padló előnyös elrendezése). Passzív beömlő szelepeket szereltek az aknahűtő rendszer szellőzőcsatornájára azért, hogy összekössék az akna alsó részét a konténment padlózattal (az ERVC kör leszállóága). Zónaolvadással járó balesetek esetén a hűtőközeg reaktortartályhoz való jutását és az ERVC kör felszálló ágában a megfelelő forgalom kialakulását a tartályfenék nehéz biológiai/hővédő pajzsának leengedésével biztosítják. Erre a célra speciális hidraulikus leengedő szerkezetet terveztek és építettek. Ez a megoldás volt a legnehezebb és legdrágább része az IVR alkalmazásának a Loviisa-i atomerőműben. A kilépési akadály a reaktor támasztószervezet magasságában megmaradt - csak kisebb módosításokat végeztek a reaktortartály csomakörzóna szigetelésén (passzív terelőlemezek a gőzforgalom javítására). Ezen kívül szűrőket telepítettek a szellőzővezetékek kilépő végéhez azért, hogy megakadályozzák a LOCA során keletkező törmelék hűtőközeggel együtt történő bejutását a felszálló ágba.

A Loviisa-i ERVC kör működését az ULPU teszt berendezésen kísérletekkel is vizsgálták. A felszálló ágból kilépő gőz oszcilláló áramlása volt megfigyelhető a kilépési akadályok következtében. Az oszcilláció ellenére az elektromos fűtők rendelkezésre álló teljesítményével (maximális hőfluxus ~ 1200 kW/m²) a kritikus hőfluxust (CHF) nem érték el. A termikus terhelést illetően az olvadék valós hőfluxusát az [1] anyagban - az olvadék medence tetején egy vastag fémréteget feltételezve - 500 kW/m²-nél kisebbre becsülték. Összehasonlítva ezt az értéket a CHF határértékével, a Loviisa-i IVR koncepció megvalósításakor igen nagy hőtartalék adódott.

IVR koncepció a hagyományos VVER-440/V213 blokkokon

A Loviisa-i konténment (jégkondenzátorral) és a hagyományos VVER-440/V213 blokkok (lokalizációs toronnyal) közötti különbségek következtében a finn tapasztalat közvetlen felhasználása a VVER-440/V213 blokkokra nem egyszerű.

Az IVR koncepció hagyományos blokkokra történő alkalmazásának első kísérlete már a VERSAFE és az ARVI projektek (EU 5. keretprogram) keretében megtörtént. A

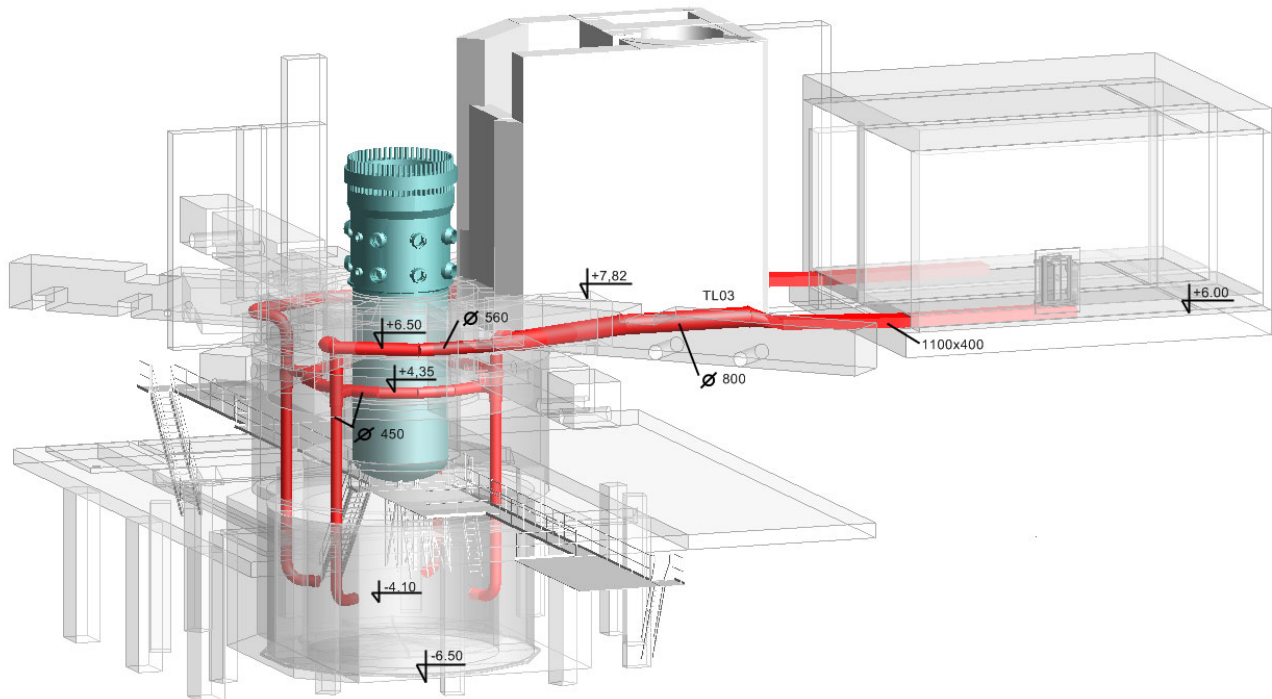
VERSAFE projektben a hangsúlyt az általános súlyos baleset kezelési stratégiákra és az IVR alkalmazásának technológiai szempontjaira helyezték (az akna elárasztásához és a gőz távozásához használható útvonalak elérhetősége, a hűtőközeg rendelkezésre állása, stb. [6]). Az ARVI projektben két számítógépes kódot - MVITA (KTH, Svédország) és VESSEL (VEIKI, Magyarország) - használtak a hőterhelés becslésére, meghatározott olvadéktömeg, összetétel, és remanens hő esetén, rögzített hőátadási tényezőt (HTC) és tartály külső felületi hőmérsékletet feltételezve. A számított maximális hőfluxusok magasabbak voltak, mint a finn szakemberek által becsült értékük [1], de ez elsődlegesen abból adódott, hogy vékony fémréteget feltételeztek az olvadékmedence tetején (a rozsdamentes acél szerkezetek olvadékának mennyisége irreálisan alacsony volt becslésül).

A SARNET projektben (EU 6. keretprogram) az ASTEC V1.2 kód zónadegradációt számító DIVA modulját használták a reaktor falára ható hőterhelés számítására. Az 1.2 verziójú ASTEC kód előre definiált olvadékmedence konfigurációt feltételez, amely tartalmazza a térfogatilag fűtött oxidmedencét és a tetején elhelyezkedő fém-olvadék réteget (mindkettő állandó hőmérsékletű). A reaktorfalban 2D-s hőátadás van modellezve, meghatározott hőátadási tényezőt (HTC) és külső felületi hőmérsékletet feltételezve. Először benchmark számításokat végeztek [7] a finn szakértők által Loviisa-ra alkalmazott olvadék összetételre [1], valamint az ARVI projektben alkalmazott összetételre [3]. Mindkét esetben elfogadható egyezések adódtak a hőfluxus eloszlásra és a fal olvadási profiljára.

Azért, hogy számításba vegyünk néhány MASCA eredményt - amelyek rávilágítottak arra, hogy az oxidréteg alatt nehézfém-réteg van jelen - a francia CEA kifejlesztett és az ASTEC V1.3-ba beépített egy vadonatúj modellt az olvadék termikus viselkedésére, amikor az a tartályfenékben található [8]. A felhasználó tetszőleges olvadékréteg elrendezést definiálhat. Nyilvánvaló, hogy az újonnan alkalmazott hőátadási törvények szintén konfigurációfüggőek.



1. ábra: A reaktortartály elliptikus fenék termikus/biológiai védelme, Paks NPP



2. ábra: Az aknahűtés szellőző vezetékének elrendezése, Paks NPP

A Paksi Atomerőmű által finanszírozott kutatási projekt keretében 2006-ban egy átfogó tanulmány készült az IVR koncepció Paksi Atomerőműre való alkalmazásáról. Ez a tanulmány a szlovákiai atomerőművek számára készített korábbi munka folytatása volt, a számítások a korábbi ASTEC V1.2 kóddal készültek. Ezen projektek keretében az IVS vállalat javaslatot tett a már meglévő berendezések kisebb módosításán alapuló ERVC kör kialakítására (3., 4. ábra). Ennek a javaslatnak az alapötlete a következő:

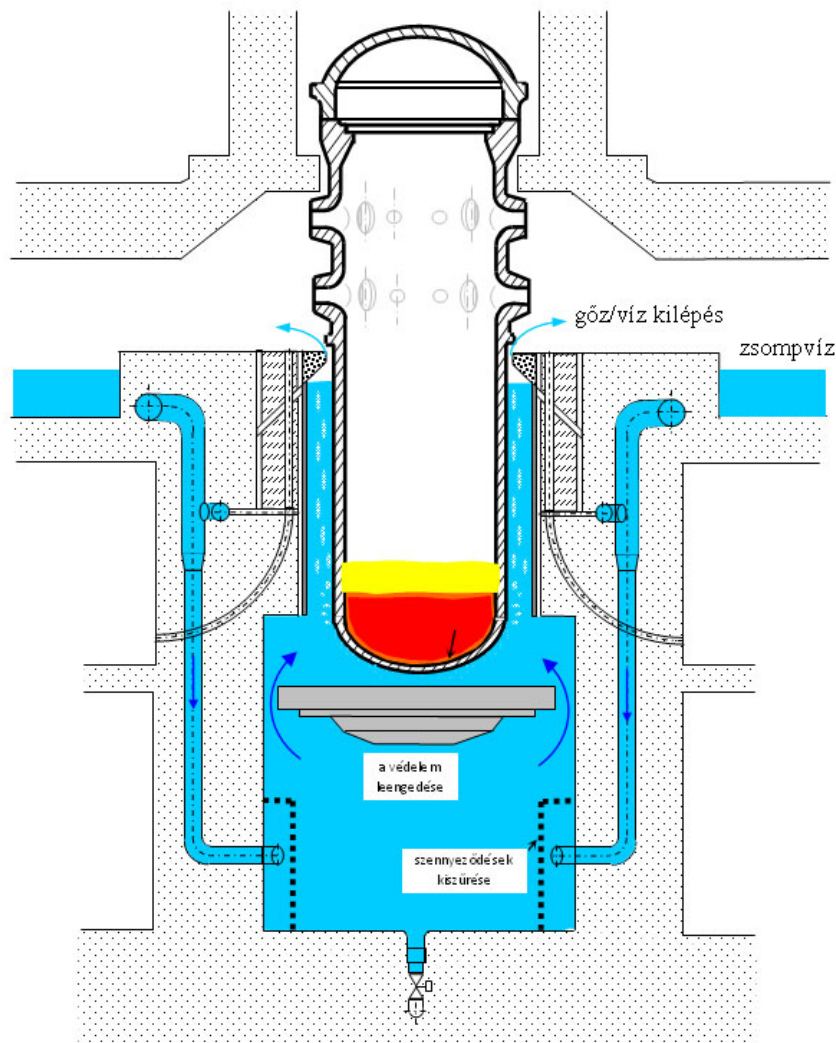
A hűtőközeg jelenléte a konténment padlóján (a zsonpban) a legtöbb üzemzavar során feltételezhető. A víz innét két leeresztő szelepen keresztül nagy átmérőjű szellőző vezetékbe kerül. A vezeték levezteti a vizet a reaktorakna alsó részébe, ahol a szűrőt fel kell szerelni szennyeződések felfogására. A finn megoldással ellentétben, az elliptikus tartályfenék masszív termikus/biológiai védelmének módosítását javasolták annak súlyos baleset esetén történő leengedése helyett. A módosítás lényege az elliptikus fenék termikus/biológiai védelmének középső részén található zárható nyílás kialakítása (az elrendezés hasonló az AP600/AP1000-hez). A záróelem automatikusan nyit, amint a vízszint az aknában eléri annak szintjét, beengedve a vízáramot az elliptikus fenék és a hőpajzs közötti szűk ívelt részbe. Amikor a rés függőleges irányúvá válik, a rés szélessége minimálisan 2 cm-re csökken (hideg állapotú

méretek alapján) a reaktortartály elliptikus és hengeres része közötti átmenet és a biológiai védelem (acélgyűrű serpentint betonnal töltve) között. Az ERVC felszálló ágának kiszélesedő része – beleértve a kilépési korlátozást – ugyanaz, mint a Loviisa-i atomerőműben.

A javasolt ERVC kör összehasonlítása a termikus/biológiai védelem leengedésén alapuló megoldással a 3. és 4. ábrán látható. Az utóbbi megoldás alkalmazása kevésbé vonzó az erőmű számára a következők miatt:

- műszaki nehézségek (nehéz szerkezet, technológia jelenléte, a reaktorakna alsó részéhez való korlátozott hozzáférés, stb.);
- a kivitelezés várhatóan magas költségei;
- Finnországgal ellentétben Magyarországon és más VVER-440/V213-at üzemeltető országokban nincs világosan meghatározott hatósági követelmény súlyos baleset esetén az olvadék lokalizációjára és stabilizációjára.

Nyilvánvaló, hogy a javasolt – a biológiai védelem magasságában egy szűk függőleges résként megvalósított – egyszerűsített ERVC kör hűtési kapacitásának kritikus pontja ott van, ahol a maximális hőfluxus várható. Számításba véve a reaktortartály IVR feltételek alatti hőtágulását, a rés szélessége akár 2 cm alá is csökkenhet.



3. ábra: IVR koncepció a VVER-440/V213 blokkra: a termikus/biológiai védelem leengedésével

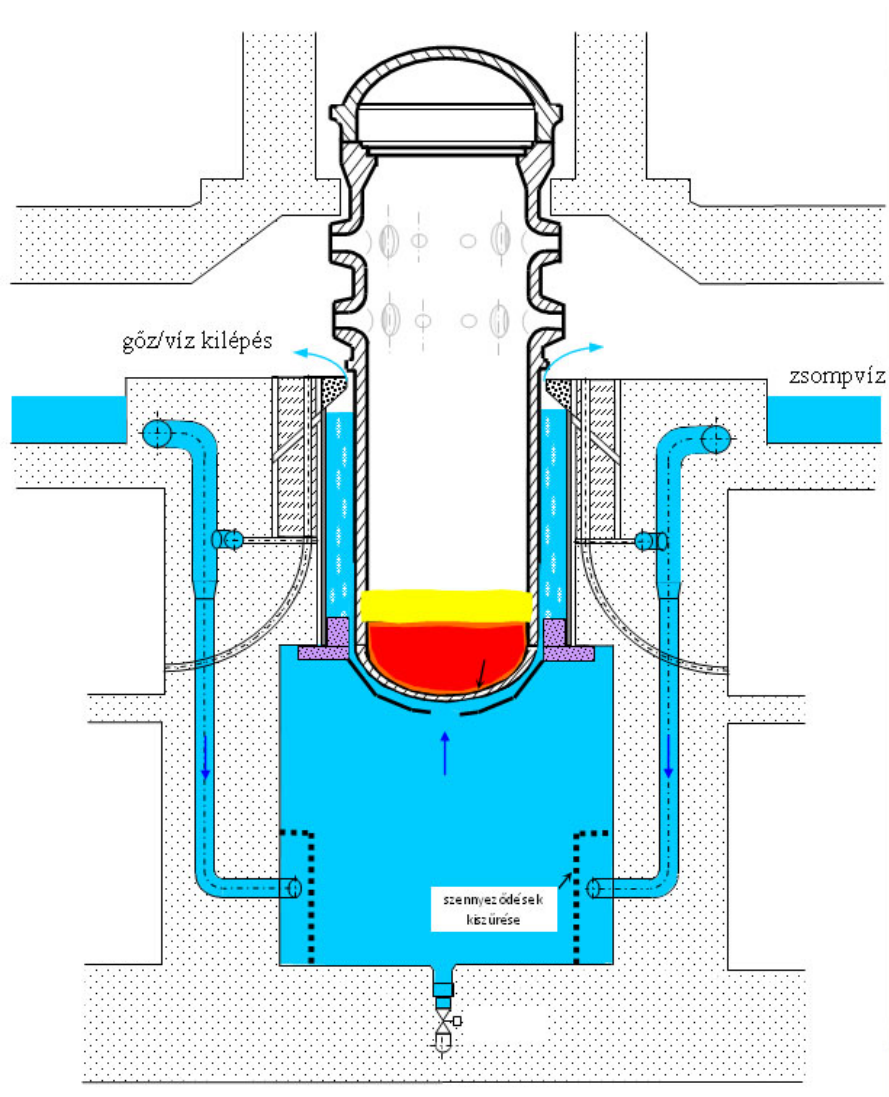
A javasolt ERVC kör teljesítőképességét bemutató speciális kísérletek hiányának következtében az értékeléshez analitikus megközelítést használtak. Ez a munka a következő kérdések értékelésére fókuszált:

- a reaktortartályra ható hőterhelés;
- a reaktortartály falának elasztó-plasztikus válasza IVR körülmények között, és a hőtágulás hatása a résre;
- az ERVC kör az IVR körülmények között a teljes ERVC körüli cirkulációra és a reaktor külső felületén fellépő hőtadási módokra koncentrálva;
- a hermetikus tér reakciója, a hűtőközeg tartálékai rendelkezésre állása, az akna elárasztásához rendelkezésre álló idő és egyéb SBK megfontolások.

Az első három pontot a következőkben röviden részletezzük:

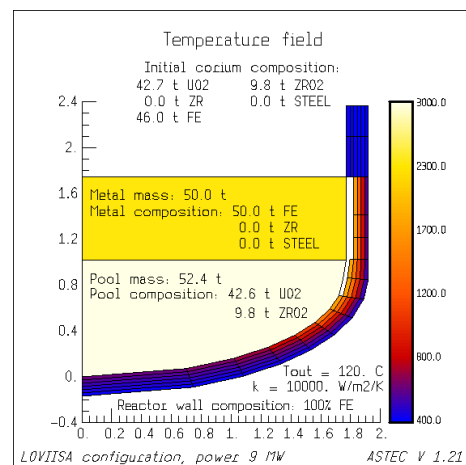
Hőterhelés

Mivel a tervezett ERVC kör számított hűtési kapacitása egyértelműen alacsonyabb lesz, mint a Loviisa-i erőmű számára végzett kísérleti mérésekkel igazolt érték, a tartályfal belső felületére ható maximális hőterhelés valós értékének meghatározása elsődleges fontosságú kérdés a koncepció sikere szempontjából. Az olvadék tömegét és összetételét mérnöki megfontolások alapján (azon rozsdamentes acél szerkezetek mennyiségének figyelembe vételével, amik megolvadhatnak), és a tipikus LOCA esetekre vonatkozó - zónadegradációt és leolvadást megalapozó - ASTEC számítások eredményei alapján határozták meg. Konzervatív módon azzal a feltételezéssel éltek, hogy az UO_2 100 %-a a tartályfenékre kerül, és a teljes remanens hő az illóanyagok kivételével itt koncentrálódik. A becslések szerint nagy mennyiségű rozsdamentes acél belső szerkezet (~ 46 t) olvad meg egy tipikus súlyos baleset során.

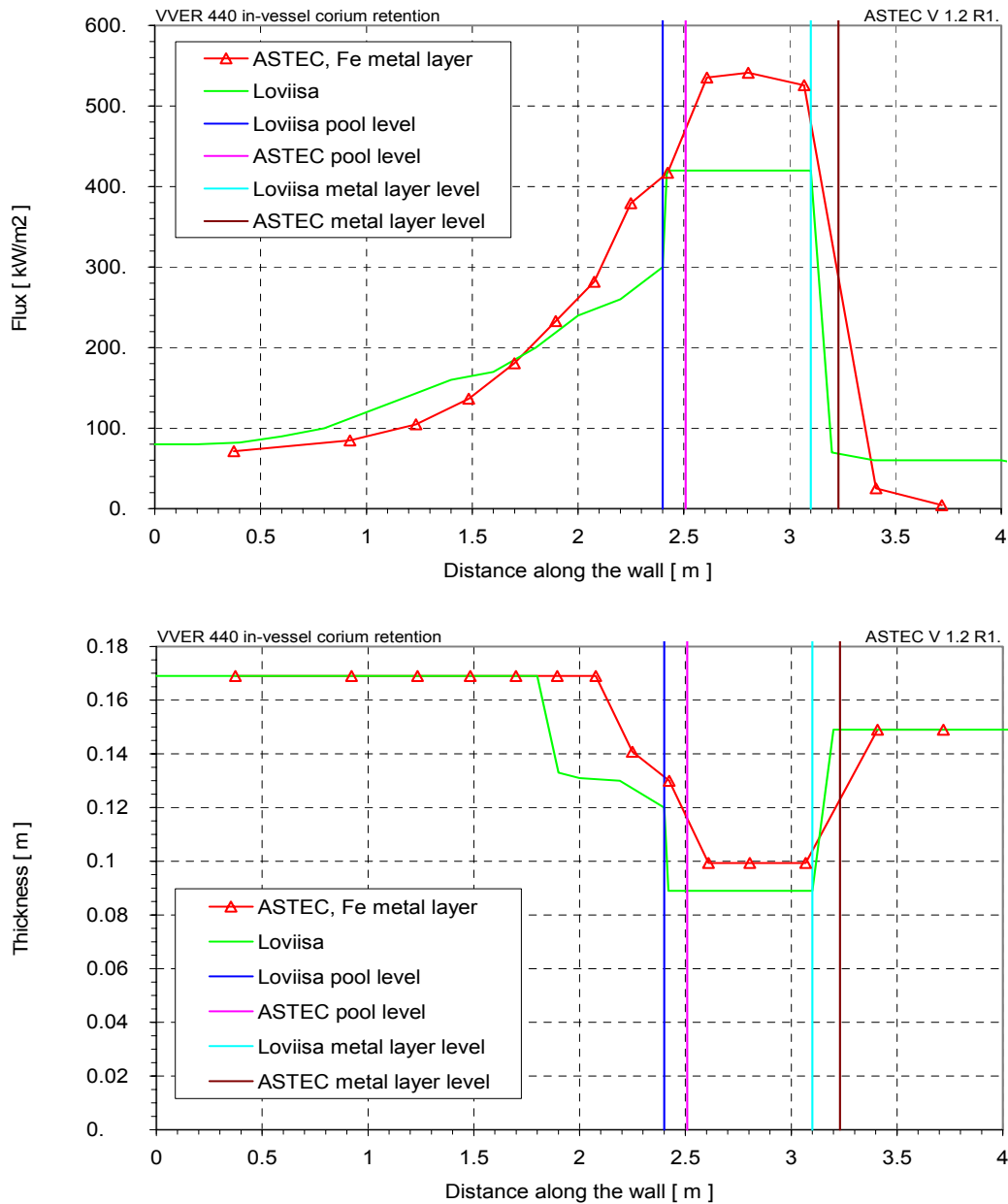


4. ábra: Két IVR koncepció a VVER-440/V213 blokkra: központi lyuk a termikus/biológiai védelem

Következő lépésként az olvadékmedence hőátadását vizsgálták az ASTEC V1.2 segítségével, meghatározott hőátadási tényezőt és hűtőközeg hőmérsékletet feltételezve a tartály külső felületén. Mivel az elemzés készítésekor az ASTEC V1.3 még nem volt elérhető, csak olyan réteges elhelyezkedést feltételeztek, ahol a fémréteg az oxidmedence tetején található. Az eredményeket és azok összehasonlítását a Loviisa-i erőműre kapott [1] eredményekkel a 5. és 6. ábra mutatja. Ahogy látható, az ASTEC kód egy kicsit magasabb hőfluxus maximumot számolt. Ennek fő oka lehet, hogy az ASTEC kód a felső fémolvadék rétegből a reaktortartály felsőbb felébe távozó sugárzásos hőáramot nem, csak a gázokkal közölt konvekciós hőáramot modellezte. Ésszerű egyezés mutatkozik a tartályfal degradációs profiljának mélységében és alakjában.



5. ábra: Az ASTEC V1.2 kód által számolt hőmérséklet-eloszlás az olvadék-medencében és a tartályfalban



6. ábra: A hőfluxus és a tartályfal-fogyás eloszlása a reaktortartály falában. Az ASTEC V1.2 eredmények összehasonlítása a finn szakértőknek a Loviisa-i atomerőműre kapott eredményeivel.

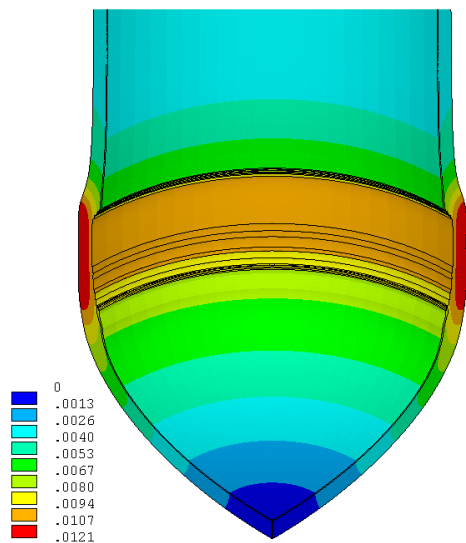
A reaktortartály hőtágulása

A végső, stacionárius IVR konfigurációban nagy hőmérséklet-gradiensek lépnek fel a reaktortartály belső és külső felülete között, mivel a hőmérséklet (legalábbis az olvadék tetején) az acél olvadáspontja és a külső felület $\sim 130^{\circ}\text{C}$ -os hőmérséklete között változik. A meredek hőmérséklet-gradiens miatt a belső, forró régió nyomás alatt van, a külső, hideg régió pedig olyan mértékű feszültség-igénybevételnek van kitéve, hogy az – rugalmassági alapon –

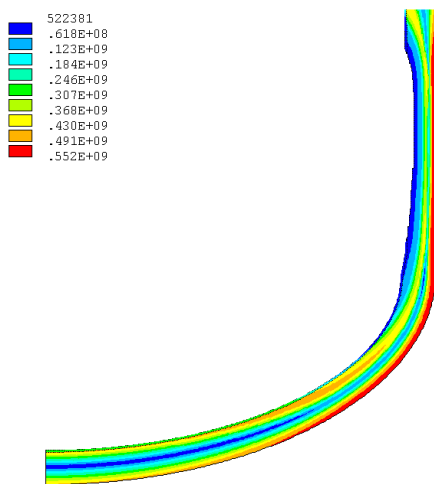
jelentősen meghaladná az anyag folyáshatárát. A képlékeny alakváltozás okozhatja a hőfeszültségek relaxációját és átrendeződését egy olyan profil szerint, amit az anyagok hőmérséklet-függő nyújtó feszültsége határoz meg [4].

A hőmérséklet okozta reaktortartály deformációk vizsgálatát az IVR körülmények között az IBOK cég végezte az ELFEN 2.8 véges elemes kód felhasználásával. A VVER-440/V213 reaktor alapanyagának és a plattírozás (rozsdamentes acél) anyagának hőmérséklet-függő jellemzőit a [9] elemzésekből vették. Mivel ezek az adatok csak a $\sim 750^{\circ}\text{C}$

alatti hőmérsékletekre voltak elérhetőek, a magasabb hőmérsékleteken (az acél olvadáspontjáig) a nyugati PWR acélok alapadatait [10] vették figyelembe. Elkészítették a reaktortartály tengely-szimmetrikus véges elemes modelljét, és az előző lépésben az ASTEC kóddal kapott hőterhelést alkalmazták a belső felületre, míg a külső felületre meghatározott hőátadási tényezőt és hűtőközeg hőmérsékletet definiáltak. A reaktortartály külső falának radiális és axiális elmozdulását (aminek hatása van a tartályfal és a tartályfenék hő/biológiai védelme közötti áramlási csatorna szélességére) a következő lépésben – a külső hűtés vizsgálatánál – használták fel.



7. ábra: Radiális deformációk a reaktortartályban



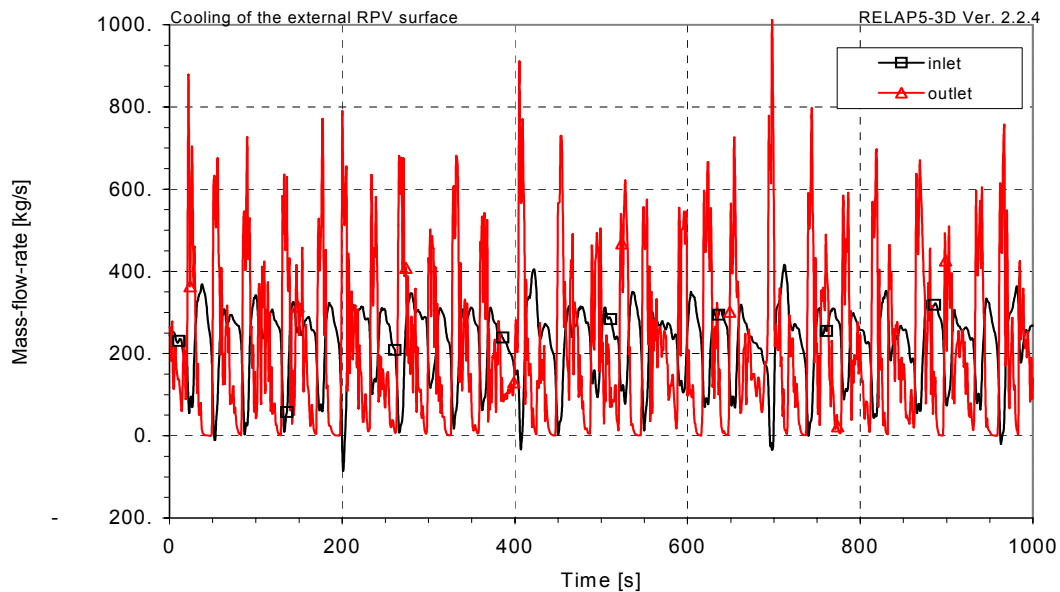
8. ábra: A Von-Mises-feszültségek eloszlása a reaktortartályban

Külső hűtés

Az elárasztott reaktoraknában a reaktortartály felületéről a hűtőközegbe irányuló hőáram az ERVC körben a hűtőközeg

felszálló- és leszálló ágában kialakuló sűrűség-különbség következtében természetes cirkulációt alakít ki. Mivel a felszálló ágból való közegkilépés magassága baleseti folyamatok többségénél alacsonyabb lenne, mint a zsonpi vízszint (ld. 3. és 4. ábra), egy ilyen rendszerben a stabil aláhűtött természetes cirkuláció kialakulása nem lehetséges. Ezért várhatóan bekövetkezik a hűtőközeg forrása a felszálló ágban. A gőz-buborékok jelenléte a felszálló ágban növeli a felszálló- és leszálló ágban levő közegsűrűség különbségét és a vízfelszín felhabzását okozza. Mivel a reaktortartály falából a hűtőközegbe átadott hő túlnyomórészt a felszálló ág alsó részén jelenik meg, a gőzbuborékok és a forrásban lévő víz felemelkedik a felszálló ág tetejébe. Az alacsony hidrosztatikai nyomás következtében a buborékok átmérője és ezért a térfogati gőzhányad nő. Mivel a felszálló ág viszonylag magas (~8 m), és a jelenlévő gőznek köszönhetően a természetes cirkuláció felhajtóereje szintén viszonylag nagy lesz, ezért elég magas hűtőközeg áram várható a cirkulációs körben. A reaktortartály hőterhelésének elemzése a külső tartályfalon rögzített peremfeltételek (állandó HTC és hűtőközeg hőmérséklet) alkalmazásával készült. A valós ERVC hűtőkör kialakításakor azonban a hőátadás feltételei jelentősen változhatnak, különösen az áramlási instabilitások létrejötte miatt. Ezért az ERVC körben kétfázisú természetes cirkulációs számításokat is végeztek, a RELAP5-3D kód segítségével. Ebben az esetben – a termikus terheléses vizsgálatokkal ellentétben – egy kiegészítő megközelítést is alkalmaztak: a reaktortartály belső felületén állandó hőfluxus profilt, míg a külső felületen konvektív típusú peremfeltételt definiáltak (vagyis a kód az ERVC kör felszálló ágában fellépő valós áramlási viszonyoknak megfelelő valós HTC-értéket számolta). Mind az ERVC kör hidraulikai részére, mind pedig reaktortartály falára (ami hőstruktúráként volt modellezve) finomított nodalizációt dolgoztak ki. A vizsgálat főbb eredményeit az alábbiak foglaltuk össze:

- Oszcilláló áramlás várható az ERVC körben: a periodikus vízszint-felhabzás a felszálló ágban jelentős gőz általi cseppelragadást eredményez a felszálló ágból a konténmentbe. Ez az oszcillációs jelenség a Loviisa-i atomerőművet modellező ULPU berendezésen is megfigyelhető volt, és elsősorban a felszálló ágból való korlátozott keresztmetszetű kilépés okozza. Az oszcilláció periódusideje főként a zsonpvíz aláhűtöttségének függvénye. Általánosságban elmondható, hogy az ERVC kör leszállóágán való belépésnél jobban aláhűtött hűtőközeg hosszabb oszcillációs periódust eredményez.
- Magas tömegáram-sűrűség várható a reaktortartály és a biológiai védelem közötti keskeny résben, emiatt itt magas kritikus hőfluxus-értékekre számíthatunk. A rövid pangó periódusok (amikor magas gőztartalom várható a keskeny résben) viszont veszélyesek lehetnek. Ettől függetlenül a reaktortartály nagy hőtehetetlensége a stagnáló áramlás alatt is várhatóan stabilizálja a reaktorfal hőmérsékletét.



9. ábra: A felszálló ág kilépő- és belépő tömegárama

A rendelkezésre álló kétfázisú áramlási kódok és a felhasznált CHF-összefüggések egy tipikus IVR elrendezésben és nagy hőkapacitással rendelkező görbe fűtött felületekre, alacsony nyomású kétfázisú természetes cirkuláció esetén (különösen áramlási instabilitások mellett) nem voltak megfelelően validáltak. Ezért érzékenységi vizsgálatokat folytattak a kód által számított eredmények lehetséges bizonytalanságainak beazonosítására, amik magukban foglalták az alábbiakat:

- a nodalizációs felosztás érzékenysége;
- a számítási paraméterek kiválasztása;
- a rés szélességére és a kilépési korlátokra való érzékenység;
- a hűtőközeg aláhűtöttségére és a zsompi vízszintre (belépési határfeltétel az ERVC leszálló ágánál) való érzékenység.

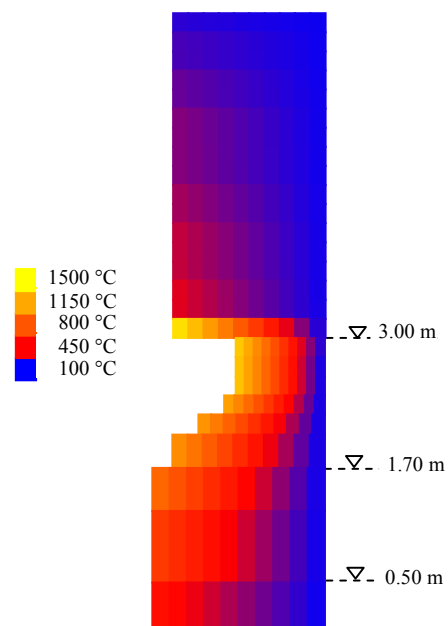
Általában megállapítható, hogy az áramlási oszcilláció ellenére a reaktorfal hőmérsékletében nem mutatkozik jelentős változás és – ésszerű feltételezések mellett – forráskrízis nem várható.

Következtetések és a további tervek

A Paksi Atomerőmű Zrt. számára egy olyan IVR-konceptió javaslat készült, amely a meglévő technológia kisebb átalakításán alapuló, egyszerű ERVC kört tartalmaz. A megfelelő IVR-konceptió kialakíthatóságát igazoló szükséges elemzések elkészültek. Az eddigi elemzési eredmények megerősítették, hogy súlyos baleset esetén a javasolt megoldás megfelelően hatékony a reaktortartály integritásának megőrzéséhez. A számítási kód esetleges

bizonytalanságait az elemzéseknél használt konzervatív feltételezések lefedik.

Ezen ígéretes eredmények alapján a VUEZ cég elkészítette a Paksi Atomerőmű Zrt. számára a szükséges erőművi módosítások előzetes műszaki terveit. Ezek a műszaki megoldások többnyire passzív, viszonylag olcsó és egyszerűen kivitelezhető konstrukciók. Mindezen tulajdonságok teszik vonzóvá ezt a megoldást az erőmű üzemeltetői számára.



10. ábra: Hőmérséklet eloszlás a VVER-440/V213 reaktortartály falában

Az IVR-konceptió tervét támogató jövőbeni elemzéseknek főként a következő kérdésekre kell fókuszálniuk:

- a viszonylag alacsony hőterhelés (különösen az alacsony maximális hőfluxus értékek) igazolása a VVER-440/V213 reaktorokra;
- annak igazolása, hogy a hűthetőségi korlátok a reaktortartály külső felületén magasabbak, mint a várható hőterhelés a belső felületen.

A MASCA program kísérleti eredményei már elérhetőek. A kisléptékű kísérletek eredményeiből kitűnik, hogy az olvadt cirkónium, ha közvetlenül érintkezik az olvadt UO_2 -dal, képes fémes uránná redukálni azt. A fémes urán könnyen oldódik más fémekkel, és ezért növeli a fémolvadék réteg sűrűségét. A kisléptékű kísérletekből látható volt, hogy a fémolvadék réteg sűrűsége az olvadék medence alja irányába növekedett. Ha ez a jelenség (a rétegek megcserélődése) nagyobb léptékben is fellép, akkor az olvadék tetején lévő fémréteg vastagságát még nehezebb lesz pontosan meghatározni [11].

Az új ASTEC V1.3 verzió [8] ígéretes eszköznek tűnik a legújabb MASCA kísérletek eredményeinek beépítésére a hőterhelések értékelése során, mivel az új zónadegradációt és olvadék medencét számító modul (DIVA) képes tetszőleges zónaolvadék konfigurációt kezelni a tartályfenékben. Emellett szintén modellezhető a termodinamikai egyensúly a fémolvadék-réteg és az oxidréteg között, ami a legalsó nehézfém-réteg szempontjából fontos. Az oxidréteg alatti nehézfém figyelembe vevő paraméteres vizsgálatok elvégzése is szükséges, és értékelni kell az ilyen konfigurációknak az olvadékból a tartályfalba irányuló maximális hőfluxus értékekre kifejtett hatását.

Az IVR koncepció elvi engedélykérelmének megalapozásához az IVS cég – az új ASTEC V1.3 kód, majd ezt követően az ANSYS és a RELAP5 kód segítségével – újabb számításokat végez. Ezek eredményeinek tükrében a korábbi számítások bizonytalanságai (ld. hőátadási tényezők, olvadékmedence konfigurációja stb.) vélhetően jelentősen csökkennek. A számítások során kiemelt figyelmet

fordítanak a reaktortartály és a hőpajzs közötti résnek a reaktortartály radiális deformációja miatti csökkenésére és ezzel együtt a stabil ERVC kör létrejöttének igazolására. Az eredmények 2009 nyarának végére várhatóak.

A második pontot illetően a legjobb megoldás a hűthetőségi határok kísérleti igazolása, erre 2010 elején lesz lehetőség. A Paksi Atomerőmű Zrt. ugyanis megbízta az Magyar Tudományos Akadémia KFKI Atomenergia Kutatóintézetet, hogy a PMK csarnokban építse meg a tervezett ERVC kör modelljét, és végezzen kísérleteket az új IVS számításokból származó csökkentett résméretekkal. A tervek elkészültek: a CERES berendezés (Cooling Effectiveness on Reactor External Surface) a reaktortartály elliptikus fenékfelületének 1:40-ed részét modellezi. A függőleges méretek a természetes cirkuláció követelményeinek megfelelően 1:1 arányban modellezik majd az erőművi méreteket.

Meggyőződésünk azonban, hogy a kódokkal végzett elemzések is értékelhető információt tudnak nyújtani az átalakítások megalapozásához. Várható további kódfejlesztés és validálás az ERVC alkalmazások (kis nyomású, kétfázisú áramlási feltételek, CHF korrelációk vékonyfalú szerkezeteknél és görbe felületeknél stb.) területén is. Például a jövőbeni ASTEC verziók alkalmasak lesznek csatolt problémák megoldására is, kezdve a tartályfenékben lévő olvadékmedence viselkedésétől, a tartályfalból az aknát elárasztó hűtőközegbe történő hőátadáson át, egészen az ERVC körben kialakuló kétfázisú természetes cirkulációig [8].

Rövidítések

CHF	Kritikus hőfluxus
ERVC	Reaktortartály külső hűtésre kialakított hűtőkör
HTC	Hőátadási tényező
IVR	Zónaolvadék tartályon belüli visszatartása
RPV	Reaktortartály
SAM	Súlyos baleset kezelés (SBK)

Irodalomjegyzék

- [1] O. Kymäläinen, H. Tuomisto, T.G.Theofanous: *In-vessel retention of corium at the Loviisa plant*, Nuclear Engineering and Design 169, 1997
- [2] T.N. Dinh, J.P. Tu, T.G. Theofanous: *Two-phase natural circulation flow in AP-1000 in-vessel retention-related ULPU-V facility experiments*, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004
- [3] R. Sehgal et al, *Assessment of reactor vessel integrity (ARVI)*, Nuclear Engineering and Design vol. 221, pp. 23-53 (2003)
- [4] T.G. Theofanous et al, *In-vessel coolability and retention of core melt*, Nuclear Engineering and Design 169, 1997
- [5] P. Kostka, R. Taubner: *In-vessel Core Retention Feasibility of External Vessel Cooling*, VEIKI contribution on VERSAFE meeting, Szirak, Hungary, March 2002
- [6] P. Matejovic, M. Bachraty, L. Vranka: *Feasibility of in-vessel retention of corium for VVER-440/V213 units, Part I, II and III, reports IVS prepared in the frame of VERSAFE, 5th EU Framework Programme, December 2001, February-April 2002*
- [7] M. Barnak, P. Matejovic, M. Bachraty: *Analysis of in-vessel corium retention for VVER-440/V213 using ASTEC V1.2 rev. 1, SARNET progress report, December 2006*
- [8] D. Tarabelli, G. Ratel, R. Pelisson, M. Barnak, P. Matejovic: *ASTEC application to in-vessel retention, European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR 2007), Karlsruhe, Germany, 12-14 June 2007*
- [9] V. Magula, T. Smida, D. Sirotova: *Some properties of CrMoV and CrMoNiV steels in the area of weld junctions influenced by high temperature and their tendency to annealing cracking*, Journal Welding 38, No. 7, 1989
- [10] G.L Thinnies, G. E. Korth, S. A. Chavez, T.J. Walker: *High-temperature creep and tensile data for pressure vessel steels SA533B1 and SA508-CL2*, Nucl. Engrg. Design 148, 1994

e