۱) مقدمه

یک منبع قدرت هسته ای برای کشتی های تجاری باید به طور کامل در طول عمر کشتی قابل اطمینان و اقتصادی باشد . برای نائل شدن به این موارد سیستم راکتور باید به صورت فشرده باشد تا فضای بیشتری برای ذخیره کالا وجود داشته باشد و وزن کمی داشته باشد تا قدرت کمتری از سیستم رانش برای خود اختصاص دهد .قابلیت اعتماد سیستم راکتور به طور ضمنی وابسته به کارکرد بدون اغتشاش آن است . ایمنی باید تضمین شده باشد حتی در مواردی که حادثه روی می دهد ، چراکه نمی توان انتظار کمک وحمایت از سوی ساحل داشت . پذیرش سیستم غیر فعال (Passive) و ساده سازی سیستم به طور کلی موجب افزایش قابلیت اطمینان و صرفه اقتصادی شده است .

به منظور دسترسی به این موارد سیستم راکتور باید سبک تر متراکم تر ساده تر و ایمن تر گردد که با طراحی سیستم انتگرالی راکتور MRX عملی شده است . MRX به عنوان منبع قدرت دریایی و همچنین نیروگاه الکتریکی جهت تامین برق یک منطقه همچنین نمک زدای آب دریا و تامین گرما کاربرد دارد .

۲) اهداف طراحی و تکنیک های جدید در MRX

قدرت راکتور MRX نصب شده بر روی کشتی حمل کالا و یا کشتی یخ شکن تحقیقاتی آب های شمال برابر صد مگاوات است . کشتی یخ شکن مجهز به دو راکتور MRX می باشد که در شکل یک نشان داده شده است .

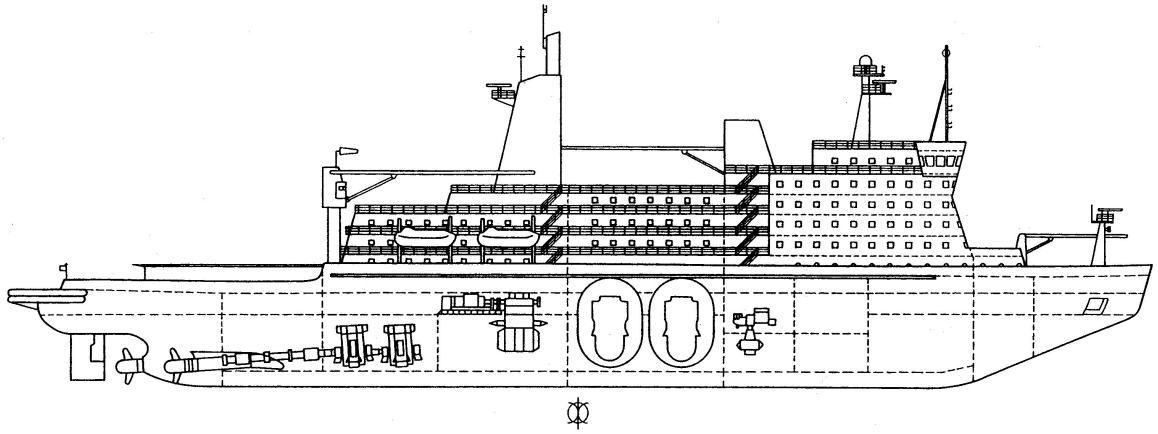

Fig. 1. Two MRX equipped icebreaker for scientific observation.

اهداف طراحی MRX در زیر آورده شده است :

۲-۱) وزن کم و فشردگی

این راکتور وزن کم و فشردگی زیادی داشته و جرم آن با محفظه پوششی اش در حدود ۱۶۰۰ تن است که در حدود نصف اولین راکتور ژاپنی است که برای کشتی ها طراحی شده است . مطابق با وزن کم این راکتور حجم کل راکتور نیز کم است .این هدف این نوع راکتور را به طور واضح اقتصادی و قابل رقابت با موتورهای سنتی کشتی های تجاری کرده است .

۲-۲) ساده سازی سیستم

هدف از ساده سازی در زیر سازه ها و اجزای جزء کوچک شدن سیستم در برابر سایر سیستم های قدرت هسته ای سنتی می باشد .

۲-۳) بهبود ایمنی و قابلیت اطمینان

پایداری در حالت عملکرد عادی و قابلیت اطمینان به سیستم حتی در حالت وقوع حوادث باید با بررسی احتمال مقدار ایمن بودن مورد تایید قرار گیرد .

۲-۴) بهبود حفظ و نگهداری

بر طبق موارد اقتصادی باید زمان سوخت گیری و یا زمان تعمیر و نگهداری سیستم در حداقل زمان انجام پزیرد .

رابطه بین اهداف طراحی و بهبودهای حاصل شده در شکل ۲ توضیح داده شده است . موارد عمده ای که طرح را بهبود می بخشند عبارتند از :

۱) راکتور انتگرالی
۲) استفاده از سیستم CRDM (کنترل مکانیزم حرکت میله های سوخت)
۳) میزان آب درون مخزن
۴) سیستم غیر فعال دفع حرارت
۵) یک قطعه ای بودن قسمت برداشتنی راکتور

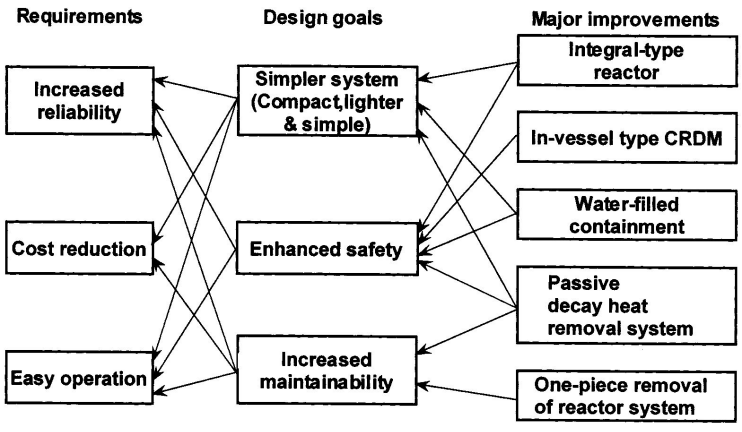

Fig. 2. Design goals and major improvements of MRX

جزئیات این طراحی در قسمت های زیر توضیح داده می شود .

۳) طراحی سیستم راکتور

شرایط طراحی MRX با توجه به گزینه های خاص یک راکتور دریایی در زیر آورده شده است :

الف) برای یک کشتی در حال غرق شدن راکتور باید بدون تحت تاثیر قرار دادن سوء محیط و افراد حتی در دمای پایین قابل خاموش کردن باشد . بدین معنی که جاذب های نوترون که میله های کنترل هستند بتوانند به تنهایی میزان واکنش را در حد پایین $(K_{eff}\langle 0.99)$ نگه دارند .

ب) راکتور باید توانایی تولید بیش از ۳۰ درصد قدرت خروجی برای پروانه تحت اثر سکان در شرایط کنترل میله های سوخت را داشته باشد .

ج) راکتور باید جوابگوی تغییرات سریع قدرت خواسته شده برای حرکت و مانور را داشته باشد . راکتور باید این تغییرات را در حداکثر ۳۰ ثانیه پاسخگو باشد .

د) راکتور باید نیروهای خارجی که منتجه حرکت کشتی است را تحمل کند . نیروهای خارجی باید بررسی گردند تا حداکثر مجاز شتابی که تولید می کنند بیشتر از $\pm g$ نبوده و حداکثر زاویه غلتش عرضی $\theta\big|_{rolling} = 45^{\circ}$ و $\theta\big|_{heel} = 30^{\circ}$ باشد . این شرایط برای طراحی هیدرولیکی راکتور برای کشتی هایی که در مناطق قطبی رفت و آمد دارند بررسی می گردد .

۳-۱) راکتور انتگرالی

سطح مقطع مخزن تحت فشار راکتور و محتویات آن در شکل ۳ نشان داده شده است . طرح اصلی راکتور با نصب اجزای درون مخزن تحت فشار ساخته می شود . هسته در قسمت پایینی ، مولد بخار SG در قسمت میانی ، مکانیزم کنترل حرکت میله ها CRDMs و دستگاه تنظیم فشار در بالای مخزن تحت فشار راکتور (RVP) و پمپ های سرد کننده اصلی با فلنج هایی به مخزن متصل شده اند و مشخصات آنها در جدول ۱ نشان داده شده است .

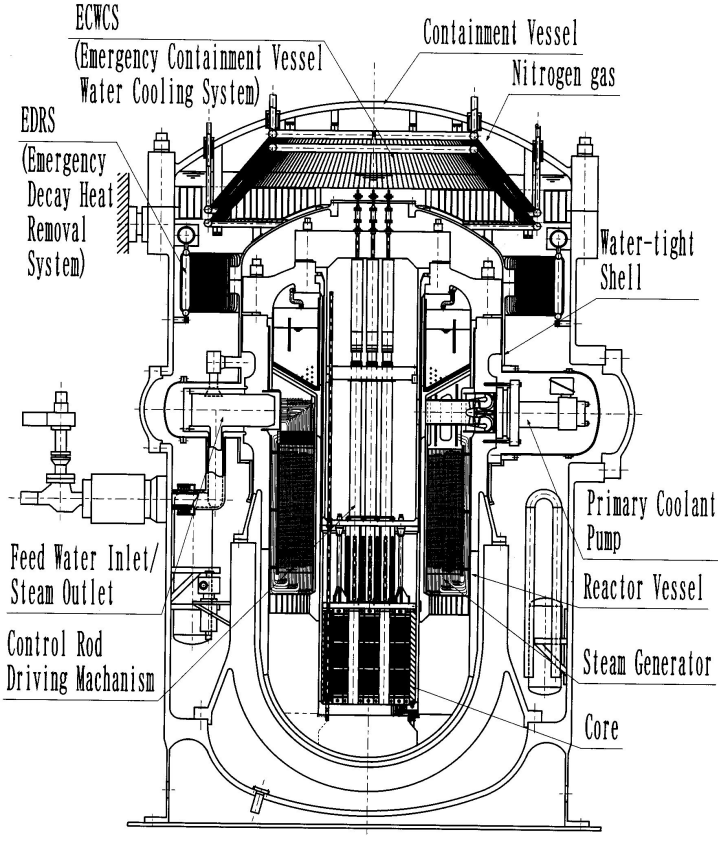

Fig. 3.
Conceptual drawing of MRX.

Table 1 Major parameters of MRX

Reactor power 100 MWt *Reactor type* Integral type *Reactor coolant* 12 MPa Operating pressure Inlet:outlet temp. 282.5:297.5°C 4500 t h_1 Flow rate *Core*:*Fuel* Equivalent dia. 1.49 m Effective height 1.40 m Av. linear heat flux 7.9 kW m_1 Fuel type Zry-clad UO2 fuel 4.3% U-235 enrichment Fuel inventory 6.3 ton Fuel Av. burn-up 22.6 GWd t_1 No. of fuel 19 assembly 9.5 mm Fuel rod outer dia. *Control rod dri6e mechanism* Type In-vessel type No. of CRDM 13	*Main coolant pump* Type Horizontal axial flow canned motor type 200 kW Rated power No. of pumps 2 *Steam generator* Type Once-through helical coil type Tube material Incoloy 800 Tube outer:inner 19:14.8 mm dia. Steam temp.:press. 289°C:4.0 MPa Steam flow rate 168 ton h_1 Heat transfer area 754 m2 *Reactor 6essel* Inner dia.:height 3.7:9.7 m *Containment* Water-filled RV immersion type Type 7.3:13 m Inner dia.:height Design press. 4 MPa

مولدهای بخار از نوع لوله ای چنبره ای بوده و در جای مناسب نصب شده اند . جریان آب سرد اصلی در بیرون و جریان دوم آب و بخار آب در درون لوله می باشد . مخازن مولد بخار به فلنج اصلی مخزن تحت فشار متصل شده است . در هنگام انجام خدمات ، بازرسی و سوخت گیری به دلیل ساده سازی های خاص انجام شده در سیستم نیازی به جابه جایی مولد های بخار نیست .دستگاه تنظیم فشار از نوع حلقه ای مسطح بوده و در بیرون میله های کنترل قرار گرفته است تا از فضای مخزن تحت فشار راکتور استفاده بهتری گردد . این دستگاه شامل گرم کننده ، افشانه ، شیرهای نجات و شیرهای اطمینان است . پمپ های سرد کننده اصلی همراه با دو لوله مکش در بالای مولد های بخار به صورت افقی نصب شده است . این پمپ ها تحت آزمایش دو مشکل زیر را آشکار کرده اند :

- سختی انتخاب ماده یاتاقان های شعاعی برای تحمل بار غیر یکنواخت روتور توربین
- تغییر شکل موتور پمپ هنگامی که بر اثر دمای بالا پمپ ها متوقف می شوند (به دلیل توزیع

غیر یکنواخت دما)

به کار گیری یاتاقان های شعاعی کربنی و موتورهای باریک باعث حل مشکلات اشاره شده در بالا می شود .

سیکل سیستم سردساز همراه با سیستم افشانه ، شیرهای اطمینان ، سیرهای نجات ، سیستم دفع گرمای باقی مانده و حجم کنترل اجزای نام برده شده در شکل ۴ نشان داده شده است . لوله های اصلی متصل شده به مخزن تحت فشار قطر کمی داشته و بزرگ ترین آنها با قطر ۵۰ mm برای شیرهای اطمینان و سیستم دفع حرارت اضطراری می باشد .

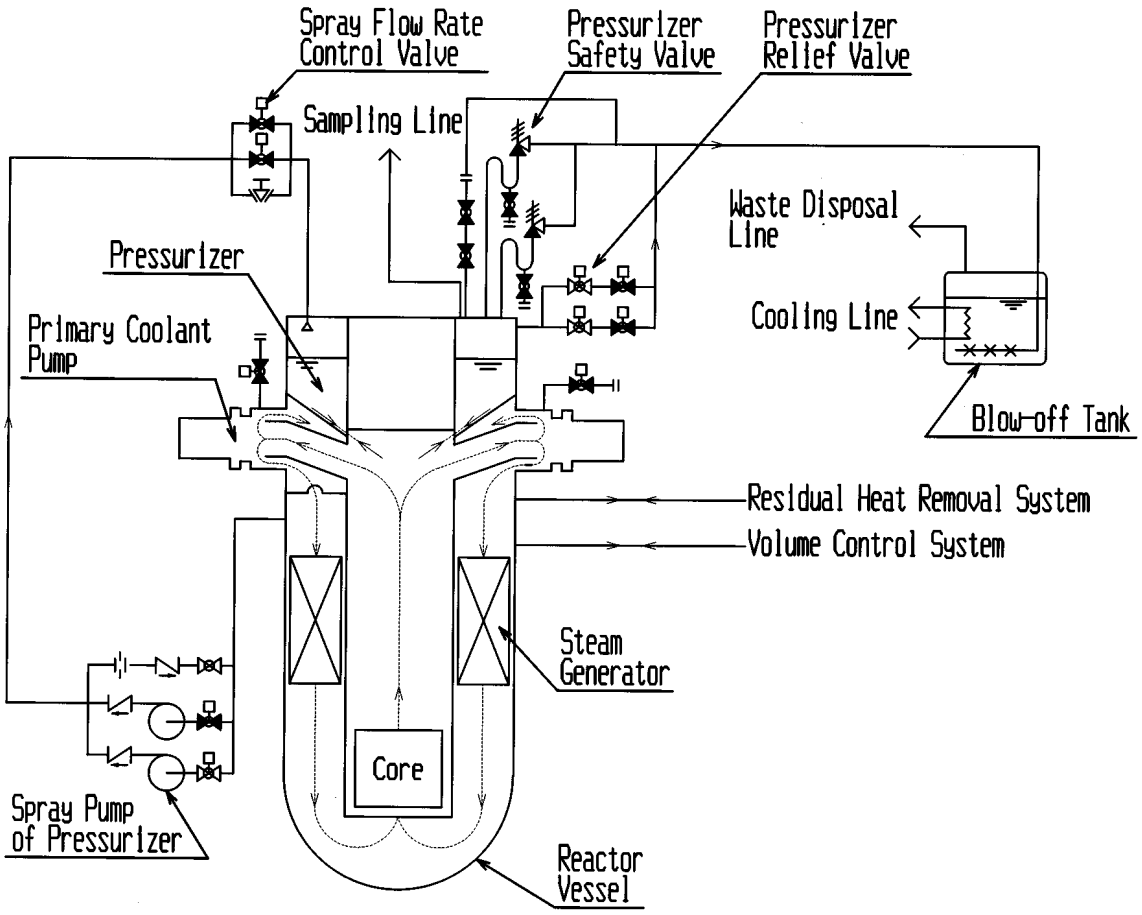

Fig. 4. The primary cooling system.

۳-۲) هسته راکتور

۳-۲-۱) مشخصات هسته ای

مشخصات اصلی هسته MRX در جدول ۲ نشان داده شده است .

Table 2
Major parameters of the MRX core

Parameters		Design condition	
Reactor physics parameters			
k-eff			
BOC (cold shutdown, all control rod clusters are inserted)		0.82962	
EOC (hot and full power, all control rod clusters are withdrawn)		1.02041	≥ 1.02
Reactivity coefficient			
BOC	Doppler coefficient	_2.2_10_5 Δ kk_1:°C	
	Void coefficient	_2.5_10_3 Δ kk_1:% void	
	Moderator density coefficient	3.0_10_1 Δ kk_1:(g cm_3)	
EOC	Doppler coefficient	_2.3_10_5 Δ kk_1:°C	
	Void coefficient	_2.6_10_3 Δ kk_1:% void	
	Moderator density coefficient	3.2_10_1 Δ kk_1:(g cm_3)	
Reactivity shutdown margin		2.17% Δ kk_1	≥ 1.0%
Thermal hydraulic parameters			
Heat flux		1.427 kW m_2	B41 kW m_1
Maximum linear heat rate		30.4 kW m_1	
Fuel center temperature (full power, 1,200 MWD/t)		1785°C	
Minimum DNB (100% *power*)		2.25	≥ 1.73

هسته شامل ۱۹ سلول سوخت است که در شکل ۵ نشان داده شده است . غلاف های سوخت شامل میله های معمولی سوخت ، میله های سوخت با Gd2O3 ، میله های شیشه ای سیلسکات - بور و میله های کنترل می باشد . اسمبل کردن میله های سوخت به سه صورت می باشد نوع A (۷ سلول) اسمبل شده میله های سوخت و کنترل جهت خاموش کردن راکتور می باشد . نوع B (۶ سلول) شامل میله های کنترل می باشد . نوعC (۶ سلول) میله های سیلیکات – بور بوده که برای خاموش کردن راکتور است . غنی سازی میله های معمولی سوخت ٪ ۳/۴ و برای میله های سوخت حاوی Gd2O3 ، ٪ ۵./۲ است . روکش میله های سوخت Zircaloy-4 بوده و B4C به عنوان جاذب در میله های کنترل استفاده می شود .

فیزیک راکتور در اول به وسیله یک تعدیل کننده منفی چگالی مشخصه بندی می گردد (α_m) که مقدار بزرگ α_m تاثیر زیادی بر روی خود تنظیمی قدرت راکتور دارد . بنابراین قدرت بدون استفاده از میله های کنترل به نرمی به تغییرات بار پاسخ می دهد .

دوم ، به هر حال پروفیل قدرت یک MRX همانند یک راکتور شیمیایی ، یکنواخت نیست . مشخصات هسته ای به وسیله آنالیز هسته با سیستم کد SRAC , Monte , MVP ارزیابی می گردد .حداکثر شدت حرارت خطی Kw/m ۳۰/۴ است که محدود شده است برای میله های سوخت با قدرت حرارت خطی Kw/m ۴۱ .

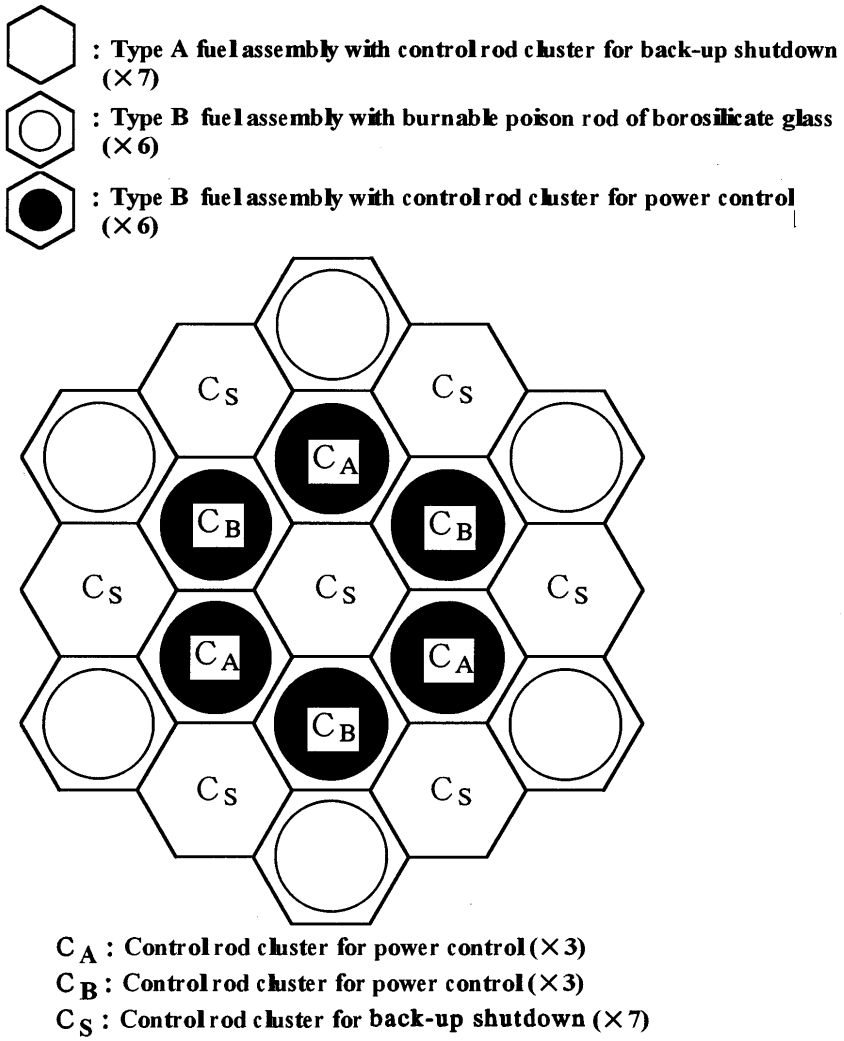

Fig. 5. Arrangement of fuel assemblies and control rod clusters.

از این گذشته هر میله واکنش پذیری منفی دارد که در مواقع حادثه پس زنی میله مضر می باشد(REA) . فرض اینکه REA اتفاق نمی افتد طبیعی است ، اگر بر روی همه میله های کنترل CRDM نصب شده باشد. ساختمان CRDM در شکل ۶ نشان داده شده است . یک CRDM شامل موتور رانش ،آهنربای قفلی ، جداساز ساچمه ها ، شفت رانش ، آشکار ساز موقعیت میله ، فنر و

دیگر اجزا است . CRDM ها در حلقه اصلی آب جایی که شرایط خیلی سخت است کار می کنند . (دما ۵۳۸ کلوین ، فشار ۱۲ مگا پاسکال)

برای بدست آوردن واکنش هسته ای زیاد و متوقف کردن واکنش ها در ابتدای سیکل هسته مخلوطی از سوخت دوگانه همراه با Gd2O3 که در بالا ذکر شد استفاده می شود . سوخت گیری باید در هر ۴ سال در داک خشک ویا هر مکان دیگری با همان زمان قابل اجرا باشد .

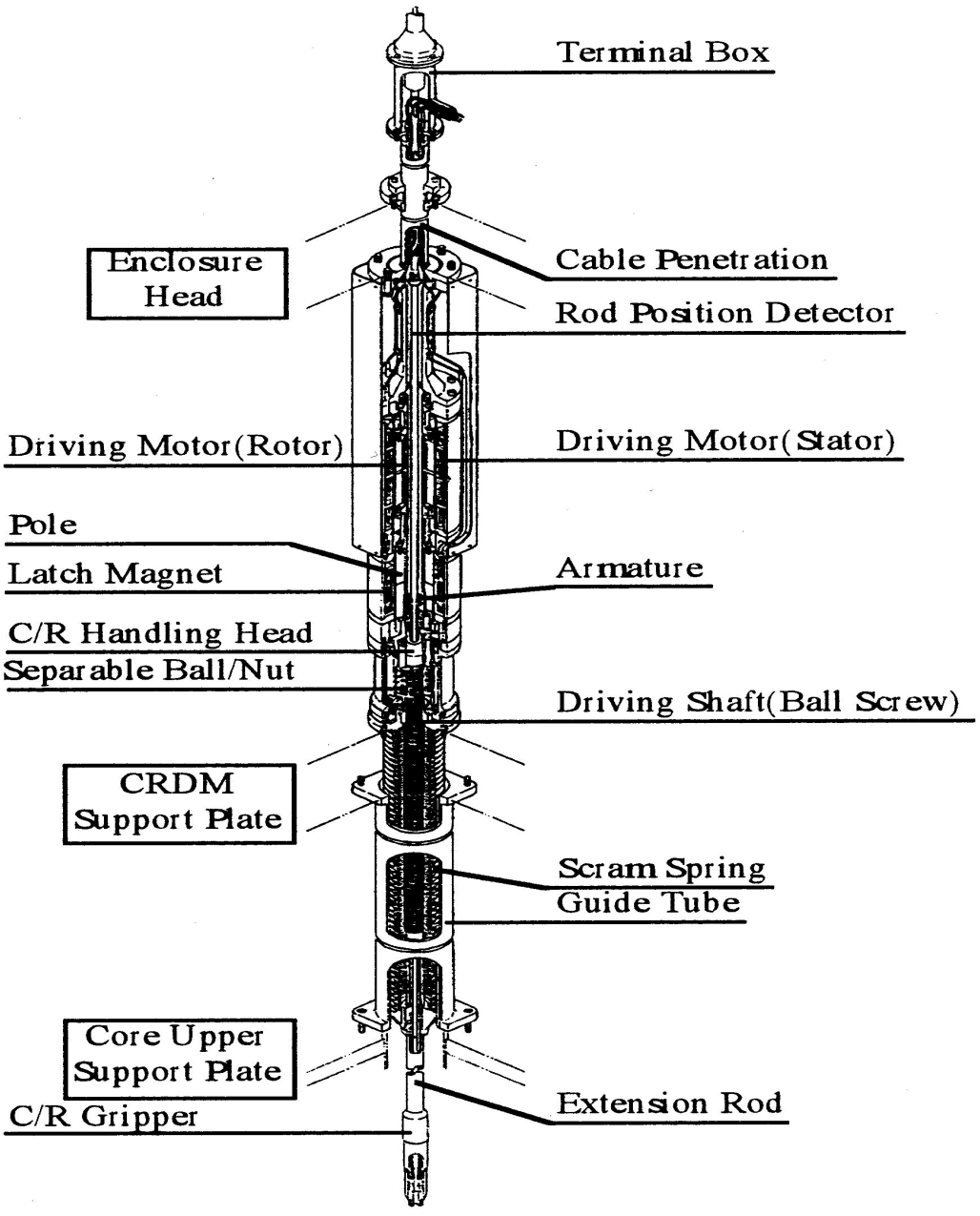

Fig. 6. Structure of the in- vessel type CRDM

۳-۲-۲) مشخصات هیدرولیکی گرما

برای پارامترهای هیدرولیکی گرما حداقل DNBR به ویسله شمارش اثرات حرکت کشتی ارزیابی می شود تا شرایط طراحی ۴ را ارضا کند . شار حرارت بحرانی تحت شرایط Heave و Inclination به وسیله آزمایشات بدست می آید . اثرات Inclination بسیار کمتر از Heave می باشد .

۳-۳) آب درون مخزن راکتور

مقطع عرضی سیستم آب درون مخزن راکتور در شکل ۳ نشان داده شده است . گاز نیتروژن در بالا و آب در زیر قرار دارد . مخزن تحت فشار راکتور ، لوله کشیهای اصلی ، سیستم تنظیم فشار ، سیستم دفع گرمای اضطراری ، سیستم ایمنی مهندسی شده و ... در زیر این آب قرار دارند .

سیستم آب سرد ساز اضطراری مخزن سیستم ایمنی در شرایط عادی به طور کامل در زیر این آب قرار ندارد و فقط در شرایط خاص (LOCA) به طور کامل زیر آب قرار می گیرد . میزان آب تابعی است از ایمنی سیستم و وظیفه آن جلوگیری از تابش مواد رادیواکتیو به محیط است . این آب همچنین نقش حفاظ تابشی را به جای حفاظ تابشی بتونی بازی می کند . این کار باعث سادگی سیستم ایمنی MRX شده و کمی وزن آن را در پی دارد .

یک حفاظ حرارتی جهت جلوگیری ورود گرما از اجزای راکتور به آب لازم است . این عایق حرارتی به غیر از سیستم دفع گرمای اضطراری و سیستم آب سرد ساز اضطراری مخزن می باشد . مخزن تحت فشار راکتور با یک ورق ضد زنگ فولادی با ضخامت mm ۴۵ پوشانده شده است .بین مخزن تحت فشار راکتور و پوسته ضد آب عایق ضد زنگ نمدین قرار داده شده است . گرمای از دست رفته از مخزن تحت فشار راکتور و پئسته ضد آب به وسیله آشکارساز رطوبت قابل تشخیص است .

۳-۴) سیستم ایمنی

سیستم ایمنی MRX و سیستم غیر فعال ایمنی شامل آب مخزن ، سیستم دفع حرارت اضطراری و سیستم اضطرلری آب سرد مخزن است . (شکل ۷) توابع اصلی سیستم ایمنی شامل جریان شدید هسته ها در هنگام حوادث و دفع گرمای زائد هسته ها است .جریان شدید هسته ها به وسیله بالانس فشار و حخزن تحت فشار راکتور در هنگام حوادث می توانند کاهش یابند که همراه با کمک سیستم دفع گرمای اضطراری و سیستم آب خنک کننده اضطراری مخزن است . بنابراین جریان هسته ها بدون استفاده از پمپ های EEC می تواندمتوقف گردد . جزئیات در بخش بعدی توضیح داده شده است .

افزایش فشار و سطح آب در یک حادثه بستگی به سطح اولیه آب و حجم اولیه گاز دارد . آزمایشاتی بر روی رفتار هیدرولیکی گرمایی آب درون مخزن و رابطه بین سطح اولیه آب و فشار بالانس بدست آمده است . اگر در مولد های بخار از روش های عادی استفاده شده باشد گرمای اضافی به وسیله نیروی گردشی سیستم دفع گرمای اضطراری و سیستم آب سرد اضطراری مخزن می تواند دفع شود .

در هنگام حوادث گرمای اضافی به آب مبدل های حرارتی سیستم دفع گرمای اضطراری منتقل شده و از آب به اتمسفر توسط سیستم آب سرد اضطراری مخزن منتقل می شود . با باز کردن شیرها ، سیستم دفع گرمای اضطراری گرما را منتقل می کند ولی سیستم آب سرد اضطراری مخزن همیشه گرما را به اتمسفر منتقل می کند زیرا هیچ شیر ی ندارد .

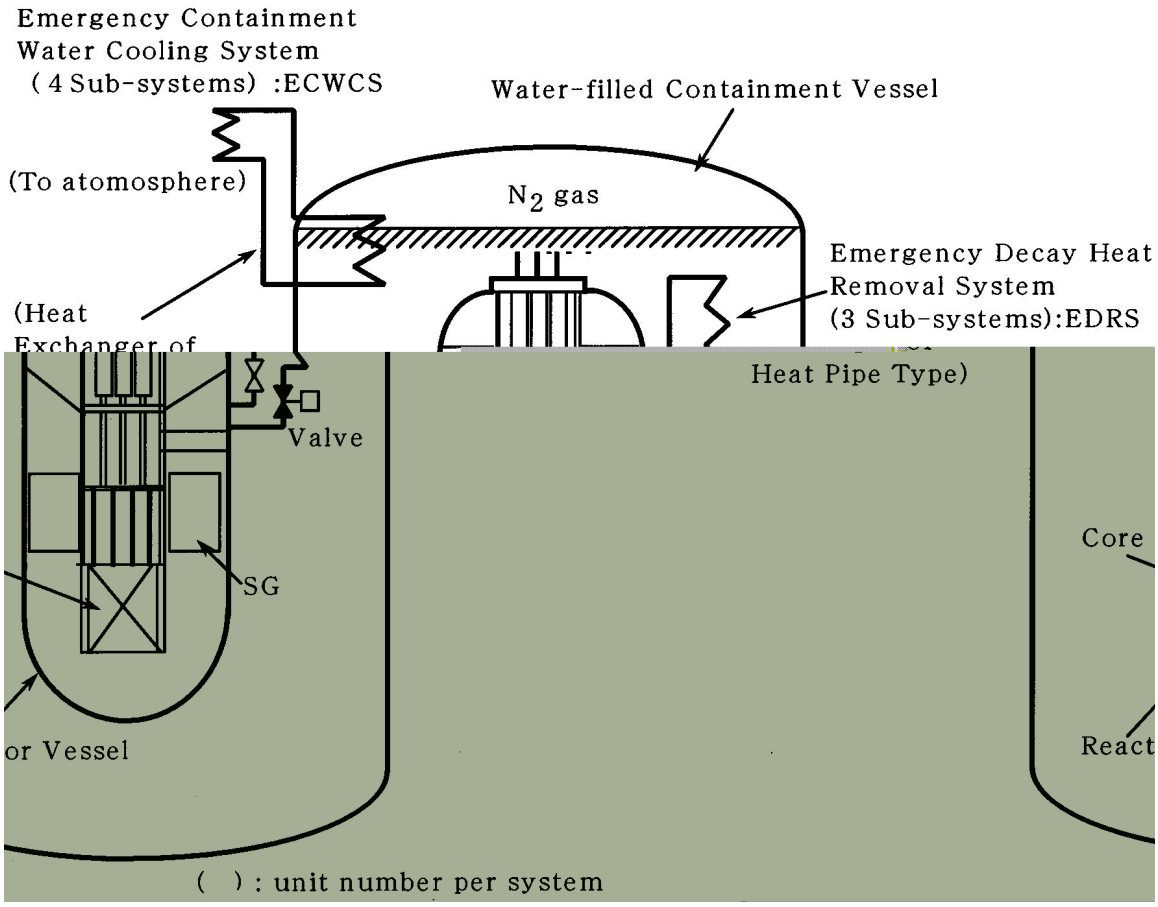

Fig. 7. Flow diagram of the engineered safety system.

۳-۵) حفاظ در برابر تابش

تابش ناشی از هسته به طور عمره توسط یک توپی نیمه کروی آهنی به ضخامت ۴۵ cm که در اطراف مخزن راکتور قرار دارد جذب می گردد . پوسته نصب شده حاوی آب و تجهیزات داخلی می باشد . عملکرد حفاظ تابش توسط یک سری کدها در جهات مختلف ارزیابی می گردد . حاسبات انجام شده دارای شدت یکسانی در راستای شعاعی می باشند (شکل ۸) . ضوابط طراحی برای حفاظ تابش MRX و نتایج آن به طور خلاصه در جدول ۳ آورده شده است . ضوابط طراحی بر مبنای مقررات و

کمیسیون ها ایمنی هسته ای ژاپن می باشد . آنالیزهای حفاظتی همچنین برای خاموش کردن راکتور و حوادث احتمالی نیز انجام می شود .

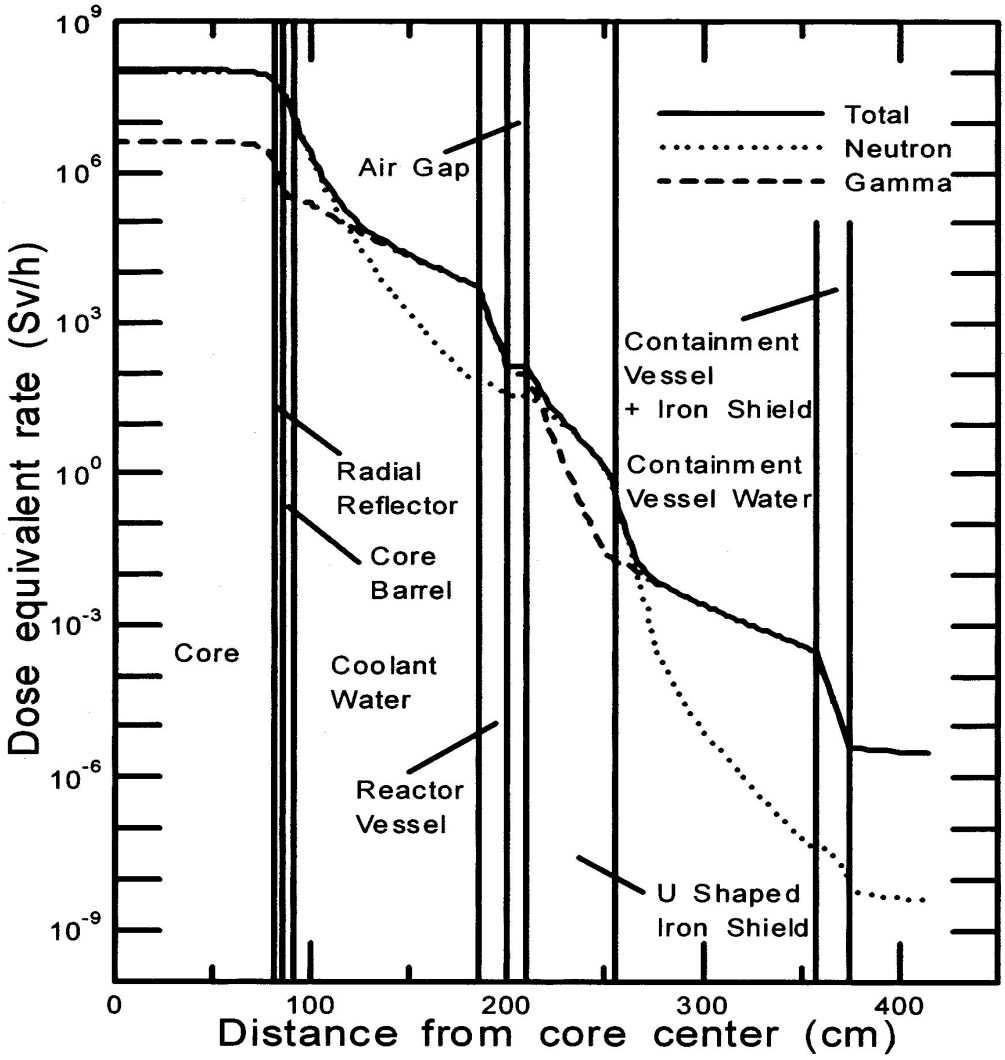

Fig. 8. Result of shielding calculation along with the radial direction by ANISN.

۳-۶) یک قطعه ای بودن قسمت برداشتنی سیستم جهت تعمیر

تعمیر و دوباره سوخت گیری راکتور به وسیله برداشتن یک قطعه از زاکتور انجام می شود که این روش در شکل ۹ نشان داده شده است .محفظه و لوازم داخلی مخزن نحت فشار راکتور و هسته از کشتی برداشته شده که این کار فقط برای تعمیر و سوخت گیری می باشد . بعد از برداشتن قسمت مربوطه یک سیستم که از قبل کامل شده جایگزین می گردد .

Table 3
Criteria of dose equivalent rate for shielding design and results of shielding calculations

Area	Remarks of area	Design criteria	Result of shielding calculation
Reactor room	48 h/week	≤ 10 μSv h^{-1}	3.9 μSv h^{-1}
Inside double bottom	1 h/week	≤ 500 μSv h^{-1}	4.3×10^{2} μSv h^{-1}
Between below containment vessel and double bottom shell	Not necessary to access in ordinary conditions	≤ 5 mSv h^{-1}	$< 5.0 \times 10^{-1}$ mSv h^{-1}
Engine room	Surveillance area	≤ 6 μSv h^{-1}	1.9 μSv h^{-1}
Accommodation area	Outside surveillance area boundary, $\leqq 50$ μSv/year	≤ 0.0057 μSv h^{-1}	< 0.001 μSv h^{-1}
Outside ship side	Above waterline. Outside surveillance area boundary	≤ 0.11 μSv h^{-1}	< 0.01 μSv h^{-1}

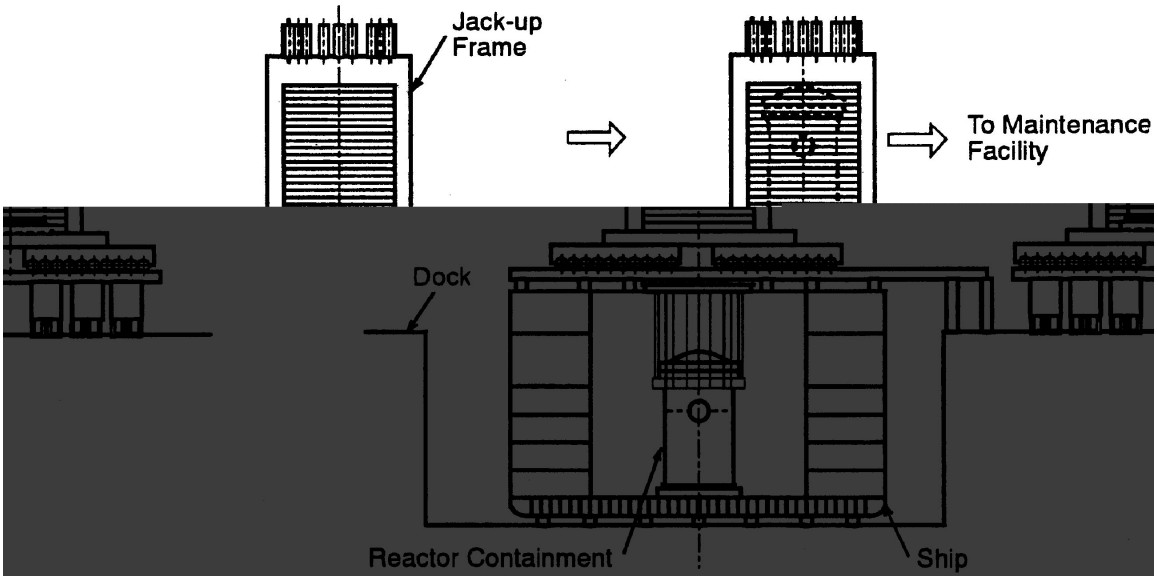

Fig. 9. Concept of one-piece removal system.

۴) آنالیز ایمنی

۴-۱) آنالیز حالت عمل کرد عادی

در شرایط طراحی راکتور MRX باید تحت شرایط سخت تغییر بار قرار گیرد . سیستم کنترل MRX جهت تغییر بار در شکل ۱۰ نشان داده شده است .قدرت راکتور توسط میله های کنترل تحت کنترل قرار دارد . فشار توسط گرمایش , اسپری کردن و آب درون سیستم کنترل می گردد . فشار در خروجی به طور مستقل از جریان بخار به وسیله سیستم آب تغذیه مولد های بخار کنترل می شود . بر مبنای شدت بار برای هر بار خاص شدت بخار قابل کنترل می باشد . برای کنترل فشار بخار سیگنال های فشار بخار و تفاوت بین شدت جریان بخار و آب تغذیه و موقعیت شیرهای آب تغذیه به سیستم کنترل آب تغذیه فرستاده می شود . از این گذشته یک سیستم کنترلی برای مواقعی که کشتی در آب های منجمد حرکت می کند و شدت تغییر بار بسیار زیاد وآنی است وجود دارد .رفتار گذرای MRX در شرایط بار متغیر در شکل ۱۱ نشان داده شده است . این شبیه سازی در موقع حرکت در اقیانوس بدون استفاده از سیستم های کنترلی ویژه بالا انجام شده است . شدت کاهش جریان بخار از ٪۱۰۰ تا ٪۱۵ در یک ثانیه انجام شده است .

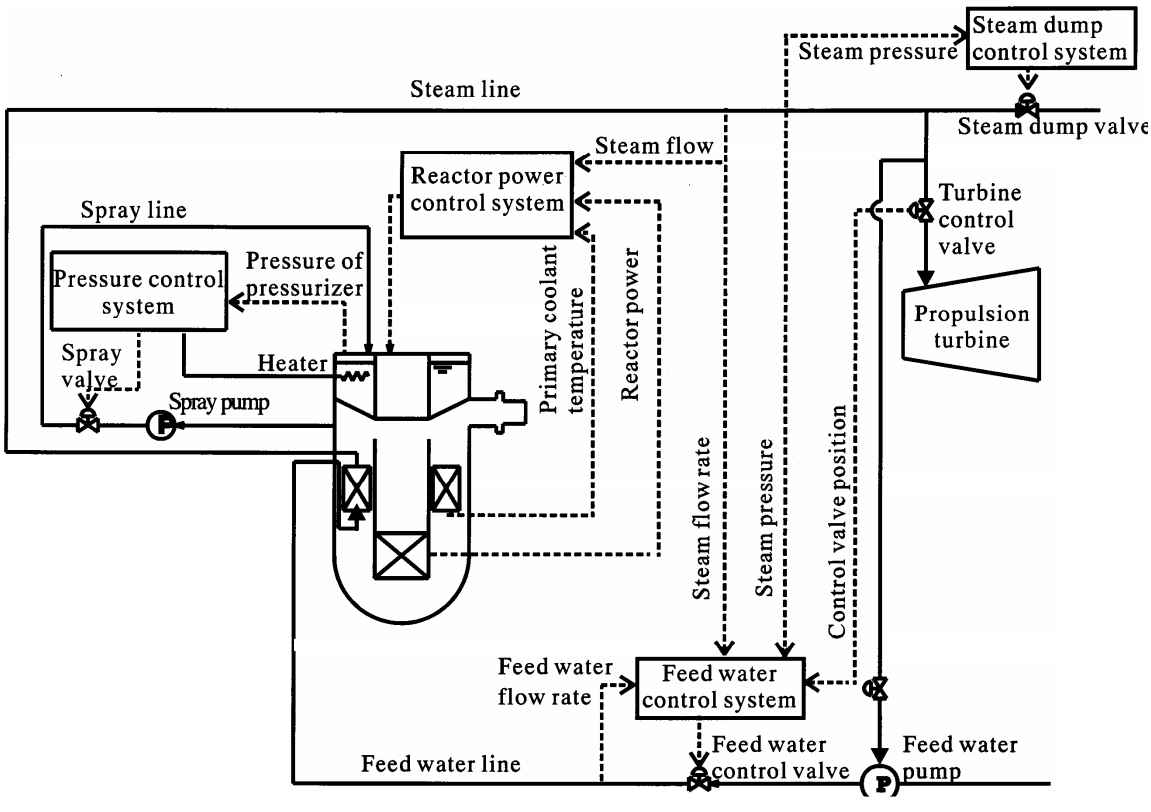

Fig. 10. Control system of MRX.

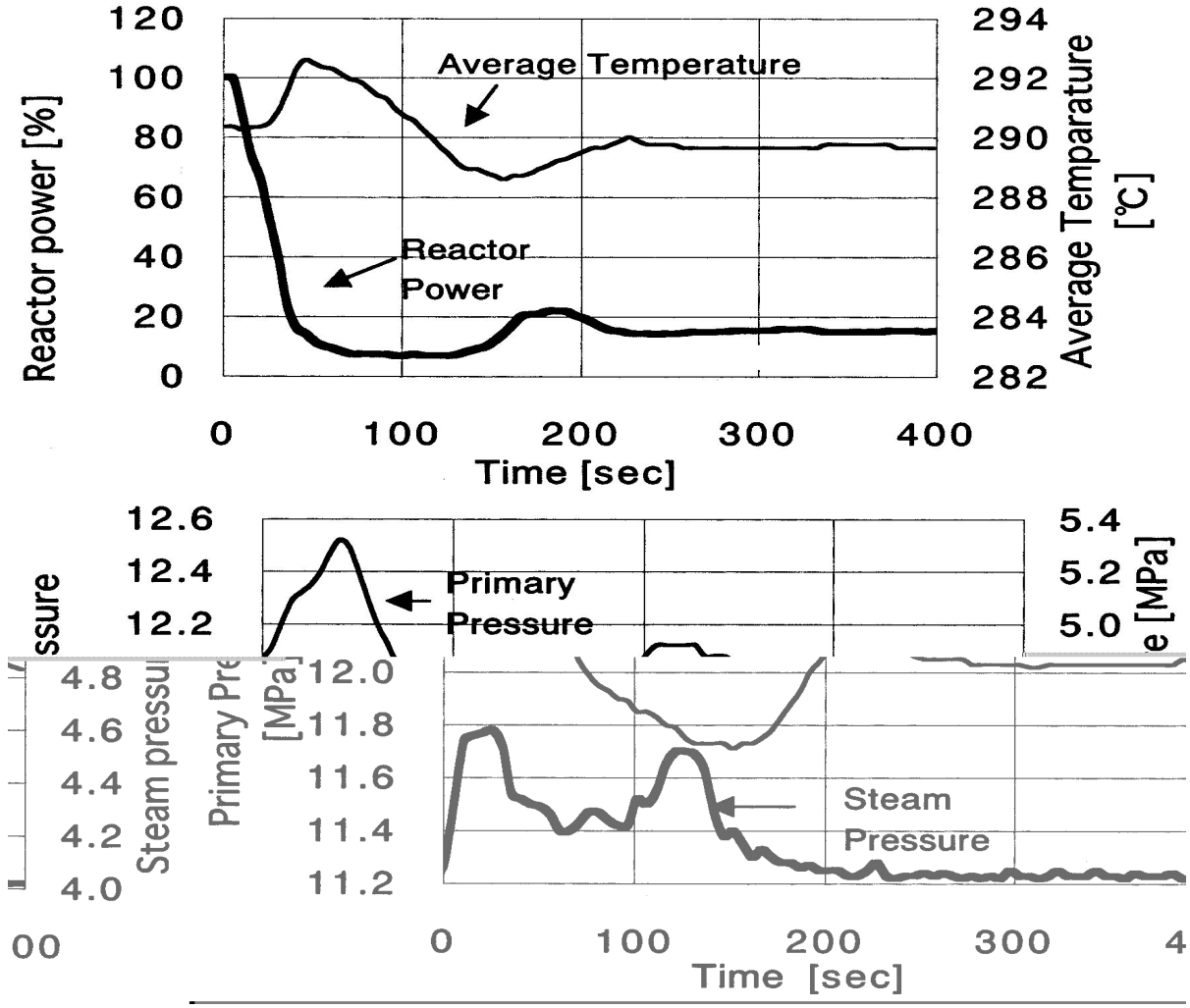

Fig. 11. Analysis of a transient behavior of MRX by RELAP5 (Rapid load decrease).

۴-۲) آنالیز ایمنی

MRX به کمک سیستم ایمنی مهندسی شده در هنگام حادثه بر مشکلات فائق می آید . یک مدل آنالیز شده در شکل ۱۲ نشان داده شده است . مدل شامل سیستم های اصلی و فرعی , آب تغذیه , سیستم دفع حرارت اضطراری و سیستم آب سرد اضطراری مخزن می باشد . فشار و جریا ن آب تغذیه به شرایط مرزی توربین بستگی دارد . حالت گذرا در شکل ۱۳ نشان داده شده است . فشار راکتور سریعا بعد از نقطه انقطاع سیستم های ایمنی پایین می آید . سیکل راکتور با سیگنال های فشار پایین در طی ۱۰۰ ثانیه شروع به کار خواهد کرد . سیستم دفع حرارت اضطراری نیز بعد از ۳۰۰ ثانیه شروع به کار می کند . فشار در نتیجه جریان ورودی به لوله های ورودی بالا می رود . فشار راکتور و محفظه بعد از ۵۲۰ ثانیه به مقدار ثابتی خواهد ریسد . سطح آب مخزن در نتیجه خروج آب سیستم سردساز

اصلی پایین می آید . سطح آب ۲ متر بالای هسته خواهد بود که حتی تا ۳۰ درجه زاویه کج شدگی کشتی هسته به طور کامل در آب خواهد بود .

حرارت اضافی بعد از باز شدن شیرهای سیستم دفع حرارت اضطراری دفع خواهد شد . در این زمان قسمت بالایی محفظه تحت فشار از بخار آب پر شده است . این بخار به درون سیستم دفع حرارت اضطراری وارد شده و سرد می شود و به آب تبدیل می گردد و گرمای آن از طریق مبدل های حرارتی منتقت می گردد . آب دوباره به مخزن تحت فشار راکتور باز می گردد . بنابراین یک چرخش طبیعی آب به کمک سیستم دفع حرارت اضطراری شکل می گیرد . گرمای آب مخزن در یک گردش طبیعی تک فازه از سیستم دفع حرارت اضطراری به سیستم سرد کننده اضطراری مخزن منتقل می شود . سیستم سرد کننده اضطراری مخزن این گرما را به اتمسفر منتقل می کند .بعد از ۶۰۰ ثانیه دمای آب مخزن ثابت خواهد ماند .

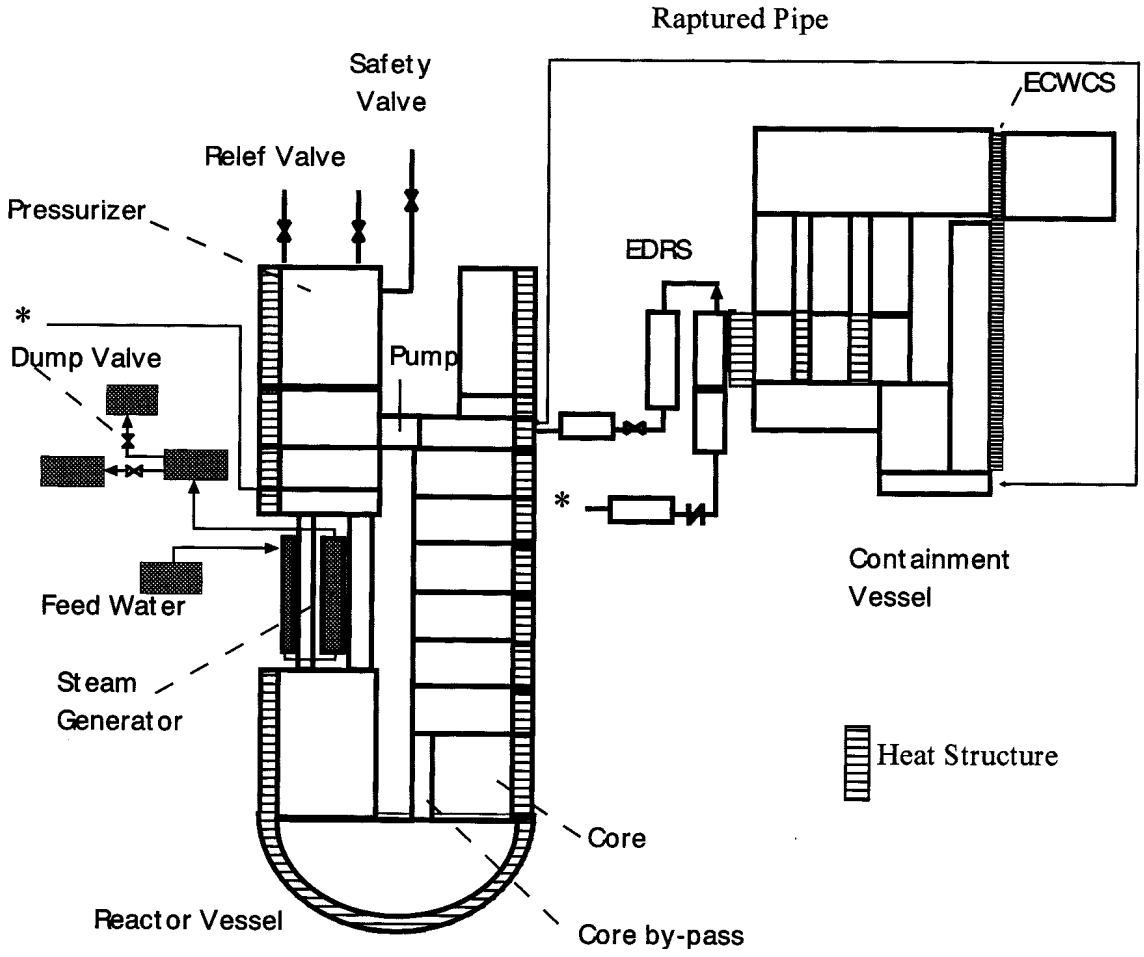

Fig. 12. Analytical model for LOCA by RELAP5:mod2.

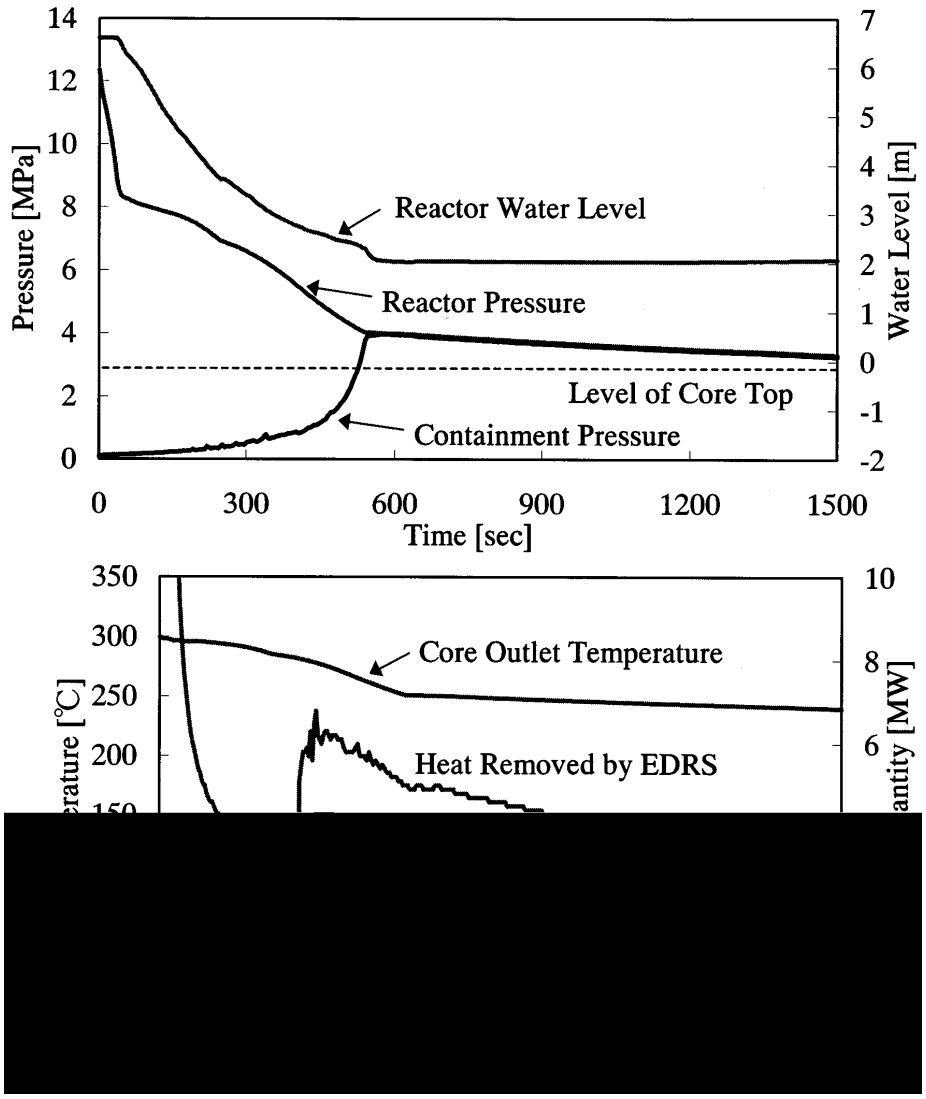

Fig. 13. LOCA analysis result of 50 mm diameter pipe rupture.

۵) بحث در موفقیت اهداف طراحی

۵-۱) وزن کم و تراکم بالا

میزان کاهش وزن اجزای راکتور در جدول ۴ نشان داده شده است . وزن و حجم کل MRX به ترتیب تقریبا ۱۶۰۰ تن و ۱۲۱۰ متر مکعب است . جرم کلشامل همه سازه ها ، آب تغذیه و همه محتویات مخزن می باشد . ووزن و حجم از وزن و حجم طراحی کمتر هستند و به تراکم بیشتری دست یافته شده است . MRX وزنی در حدود نصف وزن راکتور Mutsu و قدرتی در حدود سه برابر آن دارد و حجمی معادل نصف حجم آن دارد .

Table 4
Breakdown of weight of MRX reactor plant component

Component	Weight (ton)
Reactor vessel	280
SG	57
Support structure	7
Pressurizer	7
Primary coolant pump	11.4
Containment	550
Emergency decay heat removable system	3.6
Containment water cooling system	10.3
Reactor core internal structure	
Upper core structure (Inner tank, CRDM support plate, etc.)	18.6
Lower core structure (Core tank, neutron reflector, lower core plate, etc.)	21.3
CRDM (13 drives, control rods, drive axes, acceleration mechanism, guide tubes, etc.)	7
Fuel assemblies	9.9
Primary coolant	45
Containment water	238.6
Valves	0.5
Shields	235
Auxiliary system and tubes	50
Total	1552.1

۵-۲) ساده سازی سیستم

سیستم MRX در حالت عملکرد عادی تقریبا شبیه سایر نیروگاه های قدرت موجود به جز فرایند های شیمیایی مربوطه است . به هر حال حذف فرایند های شیمیایی این راکتور را ساده تر کرده است . به عبارت دیگر سیستم ایمنی مهندسی شده MRX به قدر زیادی ساده شده است . مقایسه بین سیستم ایمنی مهندسی شده راکتورهای MRX و Mutsu و نیروگاه های قدرت موجود و تولیدات بعدی راکتورهای AP600 در جدول ۵ نشان داده شده است .

جهت نگهداشتن هسته زیر آب در مواقع حادثه ، MRX و Mutsu و نیروگاه های موجود ، سیستم پاشش و یا انباره دارند که به وسیله اجزای فعالی از قبیل پمپ و شیرها راه اندازی می شود

. به عبارت دیگر فقط در مخزن MRX فقط آب وجود دارد . برای دفع حرارت واپاشی در مواقع حوادث ، Mutsu و دیگر نیروگاه ها سیستم سرد ساز شامل مبدل های حرارتی و پمپ دارند در حالی که AP600 مبدل های حرارتی و چرخه غیر فعال دارد . در MRX و AP600 سیستم غیر فعال استفاده می شود چراکه به قدرت اندکی برای آنها نیاز است .

Table 5 Comparison of engineered safety systema

	PWR (two loop)	Mutsu PWR (two loop)	AP600	MRX
Core make-up and keep core flooding	High pressure coolant injection system (2), Low pressure coolant injection system, (2) Accumulator tank (2)	High pressure coolant injection system, (2) Low pressure coolant injection system (2)	Refueling tank (1), Core maketip water tank, (2) Automatic depressurization system (2), Accumulator tank (2)	Containment vessel water (Water-filled containment vessel)
Long term coolant	Low pressure coolant injection system (2)	Re-circulation coolant system (1)	Static residual heat removal system (2) (Natural circulates)	Emergency decay heat removal system (3) (Natural circulates)
Containment vessel coolant	Containment vessel spray system (2)	Containment vessel spray system (1)	Static containment vessel coolant system (1)	Containment vessel water coolant system (4)
Emergency power	DC power (1), Emergency generator (2)	DC power (1), Aux. generator for Emergency (2), Emergency generator (1)	DC power	DC power (2)

[a] (): No. of systems.

تعداد اجزای لازم برای سیستم ایمنی مهندسی شده در جدول ۶ نشان داده شده است . جهت مغروق بودن هسته ، Mutsu و نیروگاه های قدرت موجود به ۹۵ قطعه و AP600 به ۴۵ قطعه نیاز دارد . MRX به هیچ گونه وسیله ای جهت مغروق بودن هسته نیاز ندارد . برای سیستم دفع حرارت واپاشی AP600 و MRX به تعداد کمی تجهیزات در حالی که Mutsu و دیگر نیروگاه های موجود به تعداد بسیاری قطعه و تجهیزات نیاز دارند . در میان این طرح ها MRX کمترین تعداد قطعات را دارد . ساده سازی سیستم باعث بهبود قابلیت های اقتصادی و اطمینان ، کاهش اجزا جهت ساخت ، کاهش قیمت نگهداری و تعمیر ، خطای کمتر انسانی در هنگام تعمیر و نگهداری و احتمال کمتر تخریب اجزا می شود .

۵-۳) بهبود ایمنی و قابلیت اطمینان

ثبات عملکرد MRX در آزمایشاتی با آنالیز جهت تغییرات بزرگ بار اثبات شده که با کمک سیستم های منترل خود منظم ساز مشخصات راکتور انجام می شود.

توابع سیستم ایمنی مهندسی شده MRX که به مقدار قابل توجهی ساده شده اند توسط آنالیزهایی ارزیابی می گردد. نتایج آزمایشات و حداکثر فشار راکتور در جدول ۷ نشان داده شده است . نتایج نشان می دهند که محدودیت ها رعایت شده اند .

ایزولاسون مولد های بخار یک تابع بحرانی است برای جریان خروجی از سردکننده های اصلی که از میان آنها عبور می کنند . اگر مولد های بخار ایزوله شده باشند نیز گرمای واپاشی توسط سیستم دفع گرمای اضطراری قابل دفع است . بنابراین قابلیت اطمینان بالا خواهد رفت . قابلیت اطمینان سیستم راکتور توسط آزمایشات متعدد ارزیابی می شود . (جدول ۸) حداکثر تعداد خرابی های هسته به طور متوسط 3.7×10^{-8} خرابی در سال است .

Table 6 Comparison of equipment used for accidents

Component	PWR* (two loop plant)	Mutsu PWR (two loop plant)	AP600*	MRX
Safety injection system				
Pump	4	7	0	0
Tank	45	2	5	0
Heat exchanger	0	1	0	0
Remote operation valve	45	85	40	0
Residual heat removal system				
Pump	5	5	0	0
Heat exchanger	2	2	2	3
Tank	1	2	0	0
Remote operation valve	19	15	4	3
Safety heat sink system				
Pump	6	4	0	0
Tank	2	1	1	0
Mechanical draft cooling tower	4	2	0	0
Heat pipe type heat exchanger	0	0	0	4
Remote valve	34	18	4	0
Containment spray system				
Pump	2	2	0	0
Tank	1	0	0	0
Remote operation valve	8	2	0	0

* Data for PWR and AP600 were taken from IAEA-TECHDOC-861 (IAEA, 1994).

Table 7 Results of safety evaluation analyses of MRX on accidents

Matter	Scram signal	Reactor pressure (MPa)	Minimum DNBR
LOCA	Reactor pressure low	12.2	2.29
Loss of primary coolant flow accident	Power range neutron flux high	13.8	2.07
Main feed water line break accident	Reactor pressure high	13.8	2.15
Main stem line break accident	Power range neutron flux high	13.8	2.31
SG heat transfer pipe rupture accident	Reactor pressure low	12.2	2.09

[a] Where, maximum allowable reactor pressure = 16.4 MPa, minimum allowable DNBR = 1.73.

Table 8
Core damage frequency for major initiating events[a]

Initiating events (occurrence freq.: 1/RY)	Accidents sequence of the worst scenario (occurrence freq.: 1/RY)	Remarks
1. SGTR (10^{-2*})	Failures of (1) closing the SG isolation valve of air driven type ($3\times10^{-3*}$), (2) closing the one of motor driven type ($3\times10^{-3*}$) and (3) closing three stop valve ($9\times10^{-3*}$, or $\beta=0.05$). (Core damage frequency $=40.5\times10^{-9}$)	*Data are based on Surry-1
2. Steam line tube break (SLB) ($1.25\times10^{-4*}$)	Loss of EDRS function (1.2×10^{-5}). (Core damage frequency $=1.5\times10^{-9}$)	*Based on Surry-1
3. Rupture of pipe in the volume control line (VC) (2×10^{-5})	Failure of (1) closing the isolation valves except the one of VC ($6\times10^{-4*}$), and (2) repairing manually (0.1^{*}). (Core damage frequency $=1.2\times10^{-9}$)	*Based on Surry-1
4. Abnormal transients causing the pressurizer safety valve open (7.3^{*})	Failures of (1) re-closing the safety (10^{-2}), (2) reactor shut-down by automatic scram (6×10^{-5}), (3) reactor shut-down by manual scram ($1.7\times10^{-1*}$), and (4) filling boron-liquid into the core (4.5×10^{-3}). (Core damage frequency $=3.3\times10^{-9}$)	*Based on Surry-1
5. Loss of main power	Two main generators tripped (5.2×10^{-4} $h^{-1*}\times24\times365\times\beta$, $\beta=0.05^{**}$), failures of (1) reactor shut-down by automatic scrum ($6\times10^{-5***}$), (2) reactor shut-down by manual scram ($1.7\times10^{-1***}$), and (3) filling boron-liquid into the core ($4.5\times10^{-3***}$). (Core damage frequency $=1.0\times10^{-8}$)	*Based on IEEE-1984 **Based on EPRI NP-5613***Based on Surry-1
6. Pipe rupture of sampling line inside the containment ($2.5\times10^{-5*}\times2$, for two lines)	Failures of (1) closing two valves ($3\times10^{-3**}\times\beta$; $\beta=0.05$) and (2) closing valve manually (0.1^{***}). (Core damage frequency $=7.5\times10^{-10}$)	*Surry-1 data (10^{-3}) is multiplied by ratio of pipe length inside the containment to total length. **Based on Surry-1 ***Ten times of Surry-1 data for repair (10^{-2}) is used.
7. Two valves failure-open of the residual heat removal line ($8.8\times10^{-4*}\times\beta$, $\beta=0.08^{**}$)	Failure of re-closing two isolation valves ($3\times10^{-3***}\times\beta$, $\beta=0.08^{**}$). (Core damage frequency $=1.7\times10^{-8}$) Total core damage frequency $=3.7\times10^{-8}$	*Based on Zion **Based on EPRI NP-5613 ***Based on Surry-1

[a] The boron-liquid is used only for emergent shut-down in the case of the control rod being unavailable. The values in the table are revised ones from the previous analysis (Matsuoka et al., 1998). The value of '6. Pipe rupture of sampling line inside the containment' is greatly lowered by reevaluating pipe rupture frequency taking account of the pipe length inside the containment.

QL1 !Q ex j

k + (J ;5 . ;Q3 A " $; ' R # (K

) "1 { Z .

' % & FG ' R [

<(.& # * J& (1 # ' % FG ' R

)) & ; . A 4 @ ;(+ | (! 2 G <(.& H - (. (< >2

) $ Y 1

k.) $ cz S ;+ Y = „ 1 (' (2 K $ R X (.= (

2&ce[& 2& cjS H . # R< 2&

e & 1 $ * &= { # . & -(" y + & ;.

;+ A ; . <(.& Z. # 2& k.) " (J ;5 . # .

);. !. U 2 1 L"K 2& &

;Q3 "(1) $ ^ E 7< k. "(1 # ;(+ |

) "(1 z\\\ e tc E (+ | & 1 cj Sj /(. ;. * $ * Z .

);. * $ * ' 1 t & 3 & KH "(1 @ 8 5 G

متوسط قیمت سوخت هسته ای در ۲۰ سال ۳ میلیون دلار برای هر تن تخمین زده می شود .

۶-۴) هزینه های بندر

هزینه های بندر ۳/۸ دلار به ازای هر تن از وزن کل کشتی و تعداد روزهایی که در بندر است محاسبه می شود .

۶-۵) آلودگی هوا

خسارت ناشی از گاز CO_2 ناشی از کشتی های دیزل برابر است با :

$$\text{Cost for } CO_2 \text{ gas} = 2.3 \times SHP \times 10^{-3} \quad \text{(million of dollar / year)}$$

مراجع :

Croff, A.G., 1980. A user's manual for the ORIGEN2 computer code, Oak Ridge National Laboratory, ORNL:TM-7175, July 1980.

Dimenna, R.A., Larson, J.R., Johnson, R.W., et al., 1988. RELAP5:MOD2 models and correlations, Nuclear Regulatory Commission and EG and G Idaho, Inc., NUREG: CR-5194 EGG-2531, August 1988.

Engle Jr., W.W., 1967. A user's manual for ANISN, a one-dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering, Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, K-1693, March 1967.

Ishizaka, Y, Iida, H., Yamaji, A., et al., 1992. Development of a built-in type control rod drive mechanism (CRDM) for advanced marine reactor X (MRX). In: Proceedings of ANP'92: International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, pp. 461–467.

IAEA, 1994. Review of design approches of advanced pressurized LWRs, IAEA. IAEA-TECHDOC-861, January 1994.

Isshiki, N., 1966. Effect of heaving and listing upon thermohydraulic performance and critical heat flux of watercooled marine reactors. Nucl. Eng. Des. 4, 138–162.

Kusunoki, T., Yoritsune, T., Ishida, T., 1998. Basic experiment on pressure behavior in a water-filled containment vessel during a loss of coolant accident. Nippon Genshiryoku Gakkai-Shi (in Japanese) 40, 135–143.