وضعیت تکنولوژی انرژی هسته‌ای در پایان قرن حاضر و روند تحول آن

محمدباقر غفرانی
استادیار دانشکده مکانیک
بخش مهندسی هسته‌ای
دانشگاه صنعتی شریف

درآمد

تکنولوژی انرژی هسته‌ای، پس از چند دهه تحول سریع، مراحل بلوغ تکنولوژیک خود را پشت سر گذاشته و علی‌رغم رکود نسبی حاکم بر آن در حال حاضر، یک تکنولوژی آزموده و مطمئن محسوب می‌شود. تنها حدود ۵۰ سال از کشف نوترون و پدیده شکافت هسته (Fission) و گذشت حدود ۳۰ سال از استفادهٔ تجارتی از نیروگاههای اتمی قدرت، امروزه این نیروگاهها درصد قابل ملاحظه‌ای (حدود ۱۷ درصد) از انرژی الکتریکی مورد نیاز را در سطح جهان تامین می‌کند. تکنولوژی ساخت نیروگاههای اتمی - که طیف گسترده‌ای از انواع نیروگاههای با نوترون حرارتی تا نیروگاههای زایندهٔ سریع و راکتورهای خاص را دربر می‌گیرد -، همچنین تکنولوژی صنایع چرخهٔ سوخت هسته‌ای، در تمامی مراحل پیش چرخه (از معدن تا راکتور شامل: تبدیل، غنی‌سازی و ساخت سوخت) و پس چرخه (از راکتور تا باز فرابری و پسماندداری)، تکنولوژی شناخته شده و تائید شده‌ای است. رشد تکنولوژی انرژی هسته‌ای، بعد از کشف منابع نفتی اعماق دریاها و استفاده از منابع گاز طبیعی، سریع‌تر از رشد صنعت نفت در نیمهٔ اول قرن حاضر بوده و بسیاری، آن را از حوادث مهم توسعهٔ تکنولوژی در این قرن می‌دانند.

علی‌رغم آنکه بالغ بر ۹۰ درصد ظرفیت نصب شدهٔ نیروگاههای اتمی به ده کشور پیشرفتهٔ صنعتی محدود می‌شود و سهم کشورهای دنیای سوم در این تکنولوژی بسیار محدود است، بااین‌حال، تعدادی از کشورهای در حال رشد از قبیل آرژانتین، برزیل، کشورهای اروپای شرقی و در راس همه کرهٔ‌جنوبی و هند، مراحل بسیار پیشرفته‌ای را، در دستیابی و تسلط بر این تکنولوژی، با موفقیت پشت سر گذاشته‌اند. استفاده از انرژی هسته‌ای در ایران نیز، از قبل از انقلاب تاکنون همواره مطرح بوده و علی‌رغم محدودیتهای سیاسی بین‌المللی در دوران جنگ تحمیلی و پس از آن، خرید نیروگاههای اتمی جدید از چین و شوروی همراه با تکمیل نیروگاه اتمی بوشهر، جزء برنامهٔ هسته‌ای ایران اعلام شده است.

بنابه دلایل فوق، مروری بر آخرین وضعیت این تکنولوژی در سطح بین‌المللی در دههٔ پایانی قرن بیستم و دورنمای تحول آن در قرن آینده، در این ویژه‌نامه، مفید به نظر رسید. این موضوع، در دو بخش ارائه می‌شود. بخش اول (مقالهٔ حاضر) به تکنولوژی نیروگاههای اتمی قدرت تجارتی و بخش دوم، به چرخه‌های سوخت هسته‌ای و مسائل فنی - اقتصادی مربوط به برنامه‌ریزی انرژی هسته‌ای اختصاص خواهد یافت.

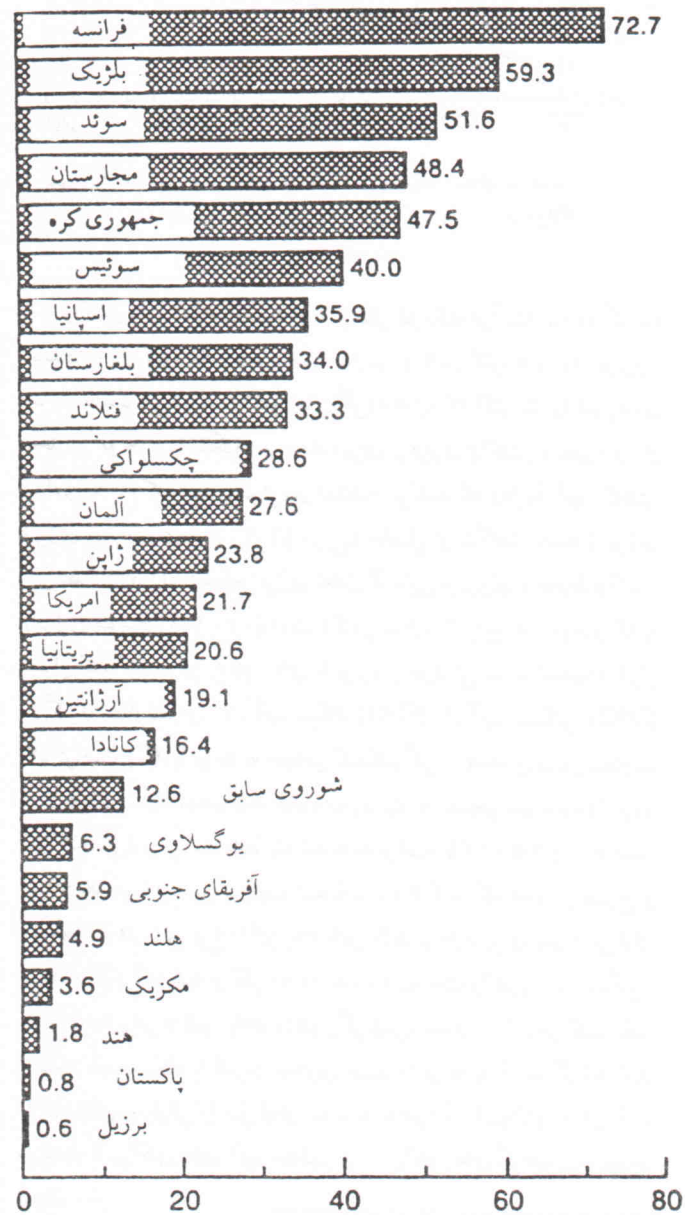
۱ - آمار استفاده از انرژی هسته‌ای در سطح بین‌المللی و روند رشد آن

آمار استفاده از انرژی هسته‌ای، در مقایسه با سایر انواع انرژی، در مقالهٔ دیگری در این مجموعه به تفصیل آمده است[۱]. در این نوشتار، به مروری اجمالی بر این داده‌ها اکتفا می‌شود.

طبق آخرین آمار آژانس بین‌المللی انرژی اتمی (IAEA) ، در

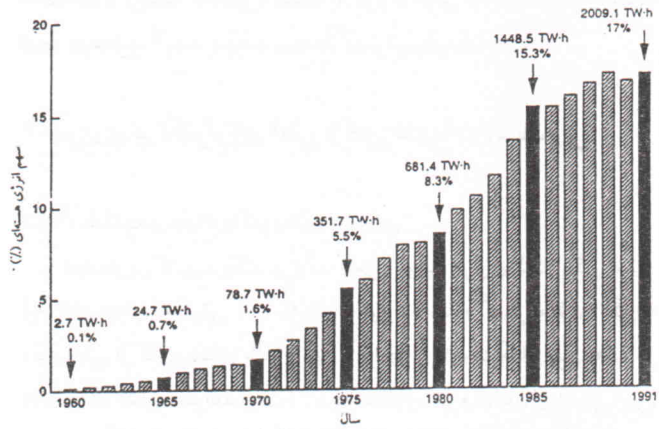
۱- مقالهٔ «اهمیت دستیابی به تکنولوژی نوین در زمینهٔ انرژی»، دکتر حاجی‌سعید

ابتدای سال ۱۹۹۲، تعداد ۴۲۰ نیروگاه اتمی قدرت با ظرفیت کل GWe ۳۲۱/۶، به شبکه‌های تولید برق در سطح بین‌المللی اتصال داشته است. در همین سال، تعداد ۷۶ نیروگاه در حال ساخت نیز، با ظرفیت کل GWe ۶۲، گزارش شده است. انرژی الکتریکی تولید شده از نیروگاههای اتمی، در ابتدای دهۀ ۹۰، حدود ۱۷ درصد کل الکتریسیتۀ تولید شده در جهان را تشکیل می‌داد. سهم انرژی هسته‌ای در تولید انرژی الکتریکی در کشورهای مختلف، در نمودار ۱ نشان داده شده است. چنانکه مشاهده می‌شود این سهم در ده کشور صنعتی، بالاتر



نمودار ۱: سهم انرژی هسته‌ای در تولید انرژی الکتریکی (٪)

از ۳۰ درصد - با حداکثر ۷۳ درصد در فرانسه - است. نمودار ۲، تولید برق هسته‌ای در جهان را از ابتدای راه‌اندازی اولین راکتورهای تجارتی قدرت (اوائل دهۀ ۱۹۶۰) تاکنون نشان می‌دهد. این نمودار،



نمودار ۲: سهم انرژی هسته‌ای در تولید انرژی الکتریکی از دهه ۱۹۶۰ تاکنون

بیانگر کاهش نرخ رشد استفاده از انرژی هسته‌ای از اواسط دهۀ ۱۹۸۰ (رشد سالیانه حدود ۱۱ درصد) و رکود نسبی آن در اوائل دهۀ ۹۰، پس از طی یک دورۀ رشد سریع در دهۀ ۷۰ و اوائل دهۀ ۸۰ (با رشد سالیانه حدود ۲۴ درصد) است. پیش‌بینی‌های موجود نشان می‌دهد که رکود موجود، حداقل تا پایان قرن حاضر ادامه یافته و رشد سالانه‌ای بیش از ۱/۸ - ۱/۵ درصد برای آن - که عمدتاً به اتمام پروژه‌های از قبل تصمیم‌گیری شده مربوط است - پیش بینی نمی‌شود. علی‌رغم دشوار بودن پیش‌بینی رشد آیندۀ استفاده از انرژی هسته‌ای در قرن آینده، آژانس بین‌المللی انرژی اتمی دو سناریوی حد پایین (۱ درصد) و حد بالای رشد (۲/۸ درصد) را، تا سال ۲۰۱۰، پیش‌بینی کرده است (نمودار ۳) که در سناریوی دوم، رشد بیشتری نسبت به دهۀ ۹۰ مشاهده می‌شود. با این وجود به دلیل رشد کمتر توسعۀ تکنولوژی انرژی هسته‌ای در مقایسه با انرژی الکتریکی در این فاصله، پیش‌بینی می‌شود درصد انرژی الکتریکی تولیدی از نیروگاههای هسته‌ای نسبت به کل تولید برق، از ۱۷ درصد در اوائل دهۀ ۹۰ به ۱۳ درصد تا سال ۲۰۱۰ کاهش یابد [۱]. رکود نسبی صنعت هسته‌ای در حال حاضر، به عوامل ماهیتاً متفاوتی از قبیل، پایین‌تر بودن رشد تقاضای انرژی نسبت به پیش‌بینی‌های قبلی و پایین ماندن قیمت نفت در سطح بین‌المللی از یک طرف و عدم پذیرش عمومی (Public acceptance) نسبت به نیروگاههای هسته‌ای، ناشی از نگرانیهای به وجود آمده نسبت به مخاطرات هسته‌ای، پس از حوادث «TMI» و بویژه چرنوبیل، از طرف دیگر، نسبت داده می‌شود. در مقابل، عوامل متعدد دیگری، از قبیل کاهش تدریجی ذخایر نفتی و رشد فزایندۀ مصرف انرژی در دهه‌های

اول قرن آینده و بویژه، ملاحظات و محدودیتهای روز به روز جدی‌تر زیست محیطی در مورد توسعهٔ نیروگاههای فسیلی (تولید CO^2 و اثر گلخانه‌ای، تولید Nox و بارانهای اسیدی و ...) مؤید این دیدگاه است که استفاده از انرژی هسته‌ای، به دلیل قابلیت رقابت غیرقابل انکار آن از نظر اقتصادی و زیست محیطی، نسبت به نیروگاههای فسیلی، در دراز مدت (دهه دوم قرن آینده به بعد) مجدداً گسترش خواهد یافت.

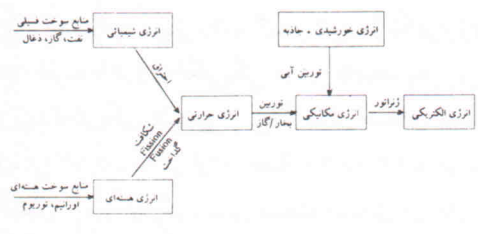
۲- مروری بر تکنولوژی فعلی راکتورهای قدرت تجارتی

۱-۲- طبقه‌بندی انواع راکتورهای هسته‌ای

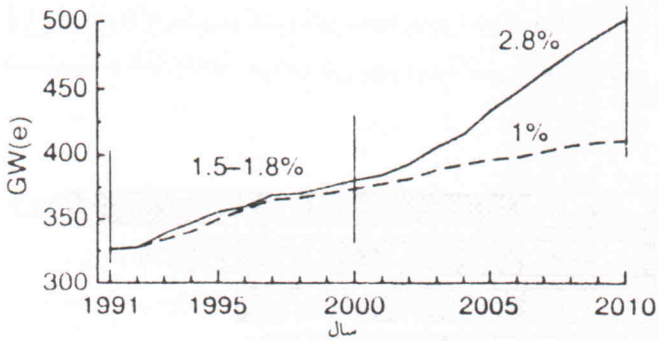
عمده‌ترین کاربرد یک نیروگاه اتمی، تولید انرژی الکتریکی است. (به کاربردهای حرارتی آن، که هنوز مورد استفاده گسترده قرار نگرفته ولی یکی از کاربردهای بالقوه مهم آنرا در آینده تشکیل می‌دهد، در ادامهٔ مقاله اشاره خواهد رفت). بدین منظور، نیروگاههای اتمی نیز، مشابه نیروگاههای فسیلی کلاسیک، از یک سیکل ترمودینامیکی آب - بخار یا سیکل گازی (توربین بخار / توربین گاز) استفاده کرده و تنها در تولید انرژی حرارتی فرآیند متفاوتی را، نسبت به نیروگاههای فسیلی، طی می‌کنند (کادر شمارهٔ ۱). وظیفهٔ اصلی قسمت هسته‌ای نیروگاه

کادر شماره یک: **تبدیل انرژی در یک نیروگاه اتمی**

انرژی الکتریکی، یکی از فرمهای واسطه‌ای انرژی است. بسیاری از سایر انواع انرژی (حرارتی، مکانیکی، الکترومغناطیسی، شیمیایی و هسته‌ای) مستقیماً قابل تبدیل به انرژی الکتریکی‌اند ولی، تولید آن در مقیاس بزرگ (در نیروگاهها تولید برق)، تنها از طریق تبدیل انرژی مکانیکی به الکتریکی، در مولدهای برق (ژنراتور)، میسر است. انرژی مکانیکی مورد نیاز به دو طریق قابل تولید است: ۱- استفاده از توربین آبی (تبدیل انرژی هیدرولیکی با منشاء خورشیدی و پتانسیل ثقلی، به مکانیکی) و ۲- استفاده از ماشینهای حرارتی، نظیر توربین بخار، توربین گاز و دیزل، که در آن، انرژی حرارتی، با استفاده از یک سیکل ترمودینامیکی، به انرژی مکانیکی تبدیل می‌گردد. با توجه به محدود بودن پتانسیل‌های آبی، تولید انرژی الکتریکی امروزه، عمدتاً به طریق دوم صورت می‌گیرد و به همین دلیل به نیروگاههای مربوطه، نیروگاههای حرارتی گفته می‌شود. نیروگاههای هسته‌ای نیز از این نوع‌اند. با این تفاوت که، در نیروگاههای تولید برق کلاسیک، انرژی حرارتی مورد نیاز از تبدیل انرژی شیمیایی موجود در سوختهای فسیلی (نفت، گاز، ذغال) به دست می‌آید (از طریق فرایند احتراق)، ولی در نیروگاههای هسته‌ای، از طریق فرایندهای شکافت (Fission) یا گداخت (Fusion) هسته‌های اتم، در یک محیط واکنش به نام راکتور هسته‌ای. نمودار زیر فرایندهای تبدیل انرژی در نیروگاههای با سوخت فسیلی و هسته‌ای را نشان می‌دهد.



(Nuclear Island)، شامل راکتور و یک مدار خنک کننده برای برداشت حرارت، در واقع، تولید بخار - یا گاز - مورد نیاز سیکل ترمودینامیکی است (که بعضاً آن را مولد بخار هسته‌ای یا NSSS[1] می‌نامند). سایر قسمتهای نیروگاه، شامل سیستم توربین و ژنراتور، اجزاء سیکل ترمودینامیکی، سیستم خنک‌کننده و سایر سیستمهای کمکی مربوطه، کاملاً مشابه یک نیروگاه کلاسیک است. نمودار ۴، اجزاء اصلی یک نیروگاه اتمی قدرت از نوع با آب تحت فشار را نشان می‌دهد. طبقه‌بندی انواع نیروگاه اتمی، بنابراین، به طبقه‌بندی انواع راکتور یا محیط واکنش هسته‌ای و نحوهٔ برداشت حرارت از آن، برمی‌گردد.



نمودار ۳: پیش‌بینی فعلی روند رشد ظرفیت نیروگاههای هسته‌ای در جهان مرجع ۱۷

——— سناریوی رشد بالا

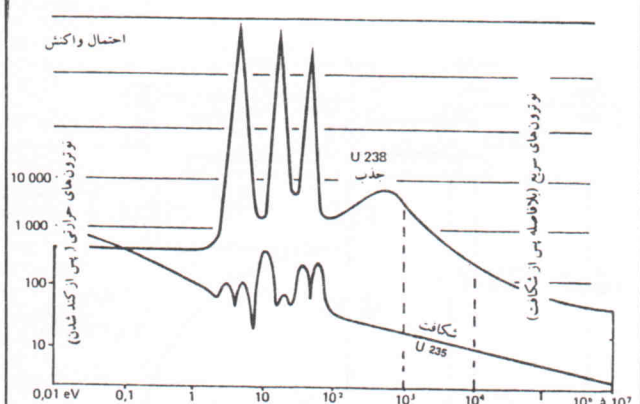
- - - - - سناریوی رشد پایین

راکتورهای شکافت هسته‌ای، از نظر فیزیک فرآیند به دو گروه عمدهٔ: ۱- راکتورهای با نوترون حرارتی و ۲- راکتورهای با نوترون سریع تقسیم می‌شوند. راکتورهای گروه اول، که اکثریت راکتورهای تجارتی موجود را تشکیل می‌دهند، برای برقراری واکنش زنجیره‌ای، از موادی به نام کند کنندهٔ نوترون استفاده می‌کنند که وظیفهٔ آنها، کاهش انرژی نوترونهای پرانرژی (یا سریع) حاصل از شکافت هسته (انرژی متوسط ۲Mev)، تا سطح انرژی تعادل گرمایی نوترونها با محیط واکنش (انرژی متوسط ۰/۰۲ev) است (کادر شماره ۲ را ببینید). موادی که به عنوان کند کننده در راکتورهای با نوترون حرارتی مورد استفاده قرار می‌گیرند عبارتند از: ۱- آب سبک (H^2O) ۲- آب سنگین (D^2O) ۳- گرافیت (C). با توجه به خواص کندکنندگی و هسته‌ای بسیار متفاوت مواد فوق، نسبت حجم کند کننده مورد نیاز به حجم سوخت (نسبت کندکنندگی) برای سه مادهٔ یاد شده، به ترتیب ۲/۵، ۲۵ و ۵۰ است (ارقام تقریبی). بدین ترتیب انتخاب نوع کند کننده، در طرح و مشخصات فنی این نوع راکتورها، نقش کلیدی دارد. برای نمونه می‌توان مشاهده کرد که، تنها از نظر ابعاد، حجم قلب یک راکتور آب سنگین، حدود ۱۰ برابر و قلب یک راکتور گرافیتی، حدود ۲۰ برابر قلب یک راکتور آب سبک با قدرت مساوی است. با توجه به آنچه گفته شد راکتورهای حرارتی را می‌توان به سه خانوادهٔ: ۱- راکتورهای آب سبک، ۲- راکتورهای آب سنگین و ۳- راکتورهای گرافیتی، تقسیم نمود.

1- Nuclear Steam Supply System

کادر شماره دو: راکتورهای با نوترون حرارتی و نوترون سریع

در فرایند شکافت (Fission)، در اثر واکنش نوترون با هسته عناصر سنگین نظیر اورانیوم ۲۳۵، بطور متوسط دو هسته کوچکتر (پاره‌های شکافت)، حدود ۲۰۰ Mev انرژی، پرتوهای گاما و بویژه ۳-۲ نوترون اضافی بدست می آید. برقراری واکنش زنجیره‌ای، تنها بکمک این نوترونهای اضافی میسر است. نوترون‌های حاصل از شکافت، پر انرژی یا سریع (با انرژی متوسط ۲Mev)اند. احتمال یا میل واکنش هسته‌های مختلف با نوترون‌ها در این طیف انرژی، عموماً بسیار کم است (نمودار زیر). از میان حدود ۵۰ هسته شکافت‌پذیر، تنها سه عنصر اورانیوم ۲۳۵، پلوتونیوم ۲۳۹ و اورانیوم ۲۳۳ قادرند با نوترون‌های کم انرژی واکنش قابل ملاحظه انجام دهند و از این میان تنها اورانیوم ۲۳۵ بصورت طبیعی (در مخلوطی با اورانیوم ۲۳۸ با غنای بسیار ضعیف ۰/۷۱ درصد) یافت می‌شود. با توجه به اینکه اورانیوم ۲۳۸ خود جاذب نوترون است و با توجه به نسبت ایزوتوپی آن در ترکیب طبیعی (حدود ۱۴۰ برابر)، برقرار واکنش زنجیره‌ای در مخلوط اورانیوم طبیعی، با نوترون‌های سریع حاصل از شکافت، عملاً مقدور نیست ولی، چنانکه در نمودار زیر مشاهده می‌شود، احتمال واکنش شکافت با نوترون‌های کم انرژی، نسبت به جذب در اورانیم ۲۳۸، کمی بیشتر است و تنها همین امر، امکان برقراری واکنش زنجیره‌ای با اورانیم طبیعی را در این ناحیه، فراهم می‌نماید.



احتمال شکافت اورانیوم ۲۳۵ و جذب اورانیوم ۲۳۸ در اورانیوم طبیعی

بطور خلاصه، برقراری واکنش زنجیره‌ای در راکتورهای هسته‌ای تنها به دو طریق ممکن است:

۱- افزایش درصد ایزوتوپی اورانیم ۲۳۵ در ترکیب طبیعی بمیزان ۲۰-۱۵ درصد (غنی سازی اورانیم) یا استفاده از دیگر ایزوتوپ‌های شکافت‌پذیر مثل پلوتونیم ۲۳۹ با درصد مشابه ۲- کاهش انرژی نوترون‌های سریع حاصل از شکافت تا سطح انرژی تعادل گرمائی با محیط واکنش (کند کردن نوترون‌ها). و بدین ترتیب، راکتورهای هسته‌ای، به دو خانواده راکتورهای با نوترون سریع و راکتورهای با نوترون حرارتی تقسیم میگردند.

معیار دیگری که در طبقه‌بندی راکتورها وارد می‌شود، انتخاب سیال خنک کننده است که، وظیفهٔ برداشت حرارت حاصل از شکافت از قلب راکتور (محیط واکنش) و انتقال آن به سیکل ترمودینامیکی (به صورت مستقیم یا غیر مستقیم) را، به عهده دارد. سیالاتی که امروزه در راکتورهای قدرت تجارتی متداول هستند عبارتند از: ۱- سیالات گازی شامل CO_2 و هلیوم ۲- آب سبک ۳- آب سنگین ۴- فلزات مذاب (سدیم و پتاسیم). چنانکه مشاهده می‌شود، آب سبک و سنگین در این میان، می‌توانند نقش دوگانهٔ کندکنندگی و خنک کنندگی را در راکتور تواماً ایفا کنند.

از ترکیب کندکننده‌های سه‌گانه و سیالات خنک کنندهٔ فوق، طرحهای متنوعی از راکتور به دست می‌آید که، نمونه‌های متداول امروزی، در جدول ۱ خلاصه شده‌اند. در این جدول همچنین نوع سوخت مورد استفاده در راکتورها از نظر فرم شیمیایی (اکسید، کربید، فلز) و غنای آن ذکر شده است.

جدول ۱: طبقه‌بندی انواع راکتور قدرت

	کندکننده	سیال خنک‌کننده	نوع سوخت	غنای سوخت %	نوع راکتور
راکتورهای با نوترون حرارتی	H_2O	H_2O	UO_2	۳/۵	PWR آب سبک تحت فشار
		H_2O	UO_2	۲/۵	BWR آب سبک جوشان
	D_2O	D_2O	UO_2	طبیعی	آب سنگین تحت فشار PHWR (CANDU)
		H_2O	UO_2	۱/۷-۲/۳	آب سنگین با خنک‌کننده آب سبک جوشان HWBWR
		CO_2	UO_2 Umetal	۱/۳	آب سنگین با خنک‌کننده گازی HWGCR
	Gr	CO_2	Umetal	طبیعی	گرافیت-گاز با اورانیوم طبیعی UnGG/Magnox
		CO_2	UO_2	۱/۷-۲/۲	گرافیت-گاز پیشرفته AGR
		He	UC-UC_2 UO_2-ThC_2	۷-۱۰	گرافیت-گاز با درجه حرارت بالا HTR
		H_2O	UO_2	۲/۴	گرافیت - آب سبک* LWGR (RBMK)
با نوترون سریع FBR	—	Na K	PuO_2/UO_2	۱۵-۲۰	زاینده سریع با فلز مذاب LMFBR
		He	PuO_2/UO_2	۱۵-۲۰	زاینده سریع گازی GCFBR

*راکتور چرنوبیل

۲-۲- راکتورهای آب سبک (Light Water Reactors، LWR)

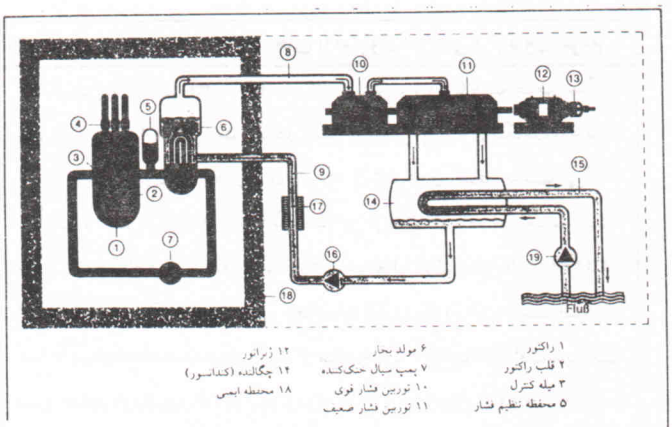
راکتورهای آب سبک، حدود ۷۵ درصد راکتورهای موجود در سطح بین‌المللی را تشکیل داده و دارای بیشترین تجربهٔ بهره‌برداری

هستند (بالغ بر ۴۵۰۰ راکتور - سال). مهم‌ترین مشخصهٔ عمومی این راکتورها، استفادهٔ توأم از آب سبک به عنوان کند کننده و سیال خنک کننده است. با توجه به قدرت کند کنندگی بالای آب سبک (کمترین نسبت کند کنندگی)، قلب این راکتورها، فشرده‌ترین راکتورهای حرارتی و یا با بالاترین قدرت ویژه ($\frac{MW}{m^3}$) است. به عبارت دیگر، برای تولید قدرت مساوی، این راکتورها در مقایسه با سایر خانواده‌های راکتور حرارتی، دارای ابعاد کوچکتری هستند که این امر، مستقیماً روی هزینهٔ سرمایه‌گذاری نیروگاه،مؤثر است. آب سبک، علاوه بر ارزان و فراوان بودن، یک سیال شناخته شدهٔ صنعتی با ظرفیت برداشت حرارت خوب و سهولت استفاده است. استفاده از آب سبک در این راکتورها، متقابلاً، دارای دو اشکال عمده است. اول، جذب نوترونی بالای آب سبک نسبت به سایر کند کننده‌ها (حدود ۱۰ برابر گرافیت و ۶۰۰ برابر آب سنگین) موجب می‌شود بازدهی نوترونیک در این راکتورها، پایین‌ترین مقدار را داشته و استفاده از اورانیم غنی شده (۴٪ - ۳) را الزامی نماید. دوم، آب (اعم از سبک یا سنگین) به دلیل داشتن نقطهٔ جوش بالا، از مشخصهٔ ترمودینامیکی مناسبی، در مقایسه با سیالات گازی، برخوردار نیست. بویژه، با توجه به اینکه نیروگاههای آبی اکثراً با بخار اشباع (سیکل رانکین) کار می‌کنند، بازدهی ترمودینامیکی این نیروگاهها بسیار پایین (حدود ۳۳ - ۳۲ درصد) است.

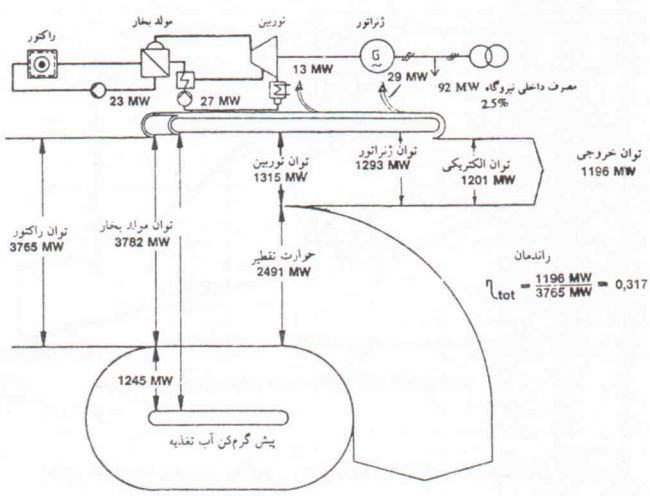
راکتورهای آب سبک در دو طرح مختلف، با آب تحت فشار و با آب جوشان، توسعه یافته‌اند:

راکتورهای با آب تحت فشار
(Pressurized Water Reactors-PWR)

در این راکتورها که حدود ۸۵ درصد راکتورهای آب سبک را تشکیل می‌دهند، آب، به عنوان کند کننده و سیال خنک کننده، در یک مدار بسته و تحت فشار (حدود .at ۱۵۵)، به نام مدار اولیه یا مدار خنک کننده، گردش کرده و حرارت برداشت شده از راکتور را از طریق یک مبدل حرارتی (مولد بخار)، به سیکل ترمودینامیکی (مدار ثانویه) منتقل می‌کند (نمودار شماره ۴). مزیت عمدهٔ این طرح، حفظ چگالی فیزیکی و قدرت کندکنندگی آب است که همواره، در فاز زیر اشباع باقیمانده و موجب می‌شود که علاوه بر برداشت مناسب حرارت از قلب، این راکتور، دارای بالاترین قدرت ویژه ($\frac{MW}{m^3}$ ۱۰۰ـ۱۵۰) در میان راکتورهای حرارتی، باشد. بعلاوه، مدار اولیهٔ بسته در این راکتور، خود به عنوان یک حصار ایمنی اضافی، در مقابل نشت مواد رادیواکتیو به محیط، عمل کرده و مزایای دیگری از قبیل کنترل بهتر راکتور و کنترل مستقل شیمی آب را نیز داراست. این راکتورها همچنین، به‌دلیل استفاده از آب زیر اشباع و منفی بودن کلیهٔ عکس‌العملهای حرارتی، از پایداری (ایمنی) ذاتی خوبی برخوردارند. راکتورهای PWR تا امروز، در اندازه‌های مختلف از 300 MWe تا 1400 MWe ساخته شده‌اند. سوخت‌گیری این راکتورها، در حال توقف و به میزان سالیانه حدود $\frac{1}{3}$ سوخت اولیه صورت می‌گیرد. شکل ۴ـ الف جریان انرژی و بازدهی حرارتی یک نیروگاه PWR را نشان می‌دهد.



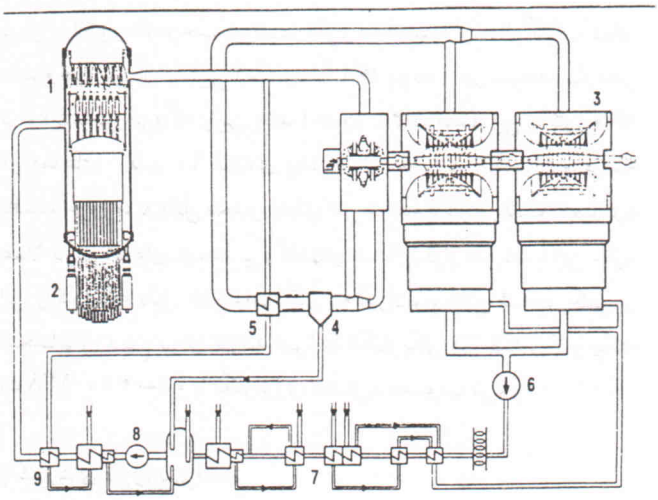
نمودار ۴: اجزاء متشکله یک نیروگاه اتمی از نوع با آب تحت فشار PWR



نمودار ۴ - الف: جریان انرژی در یک نیروگاه هسته‌ای از نوع PWR

راکتورهای با آب جوشان
(Boiling Water Reactors-BWR)

در این طرح، با توجه به یکسان بودن سیال خنک کنندهٔ راکتور و سیال سیکل ترمودینامیکی (آب سبک)، مدار اولیه و ثانویه با یکدیگر



۱ دیگ تحت فشار
۲ پمپ بازگردش
۳ توربین و چگالنده (کندانسور)
۴ رطوبت گیر
۵ سوپر هیتر
۶ پمپ چگالنده

نمودار ۵: نیروگاه اتمی با راکتور از نوع آب جوشان (با سیکل مستقیم)

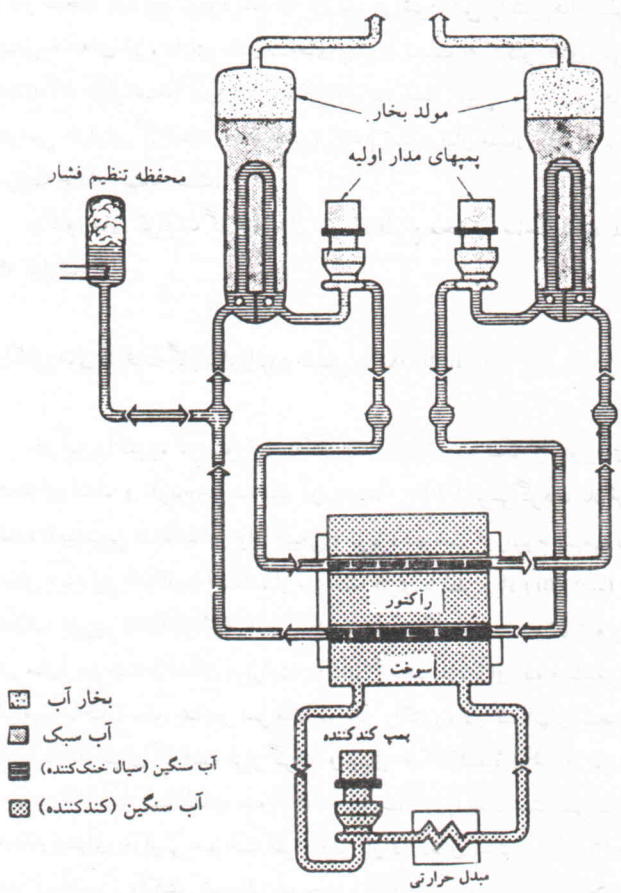
تلفیق شده و بخار اشباع تولید شده در راکتور، مستقیماً وارد توربین می‌شود (نمودار ۵). حذف اجزاء مدار اولیه دراین راکتور، در مقایسه با راکتورهای PWR، موجب سادگی استثنایی طرح راکتور و همچنین، ساختمان نیروگاه می‌شود. در مقابل این مزیت، ورود بخار کمی رادیواکتیو به توربین و سیکل ترمودینامیکی، اعمال ملاحظات حفاظت در برابر اشعهٔ شدیدتری را در بخش کلاسیک نیروگاه - که در سایر نیروگاههای اتمی عاری از مواد پرتوزا است - ایجاب می‌کند.

این راکتورها، اگرچه ابتدائاً در امریکا توسعه یافتند، ولی متعاقباً در سایر کشورهای اروپایی بویژه سوئد و همچنین ژاپن، گسترش پیدا کرده و از نظر تکنولوژیک نیز تکامل بیشتری یافتند.

۳-۲- راکتورهای آب سنگین (Heavy Water Reactors-HWR)

راکتورهای آب سنگین، پس از راکتورهای آب سبک، دومین خانوادهٔ راکتورهای با نوترون حرارتی هستند که تکنولوژی آزموده و مطمئن و تجربهٔ بهره‌برداری زیادی دارد. در حال حاضر، حدود ۷ درصد نیروگاههای هسته‌ای موجود از این نوع راکتورها هستند. این راکتورها، عمدتاً در کانادا و پس از آن در آلمان، هند و آرژانتین بیشترین توسعه را یافته‌اند.

مشخصهٔ استثنایی این راکتور - که از انتخاب آب سنگین به عنوان کند کننده و همچنین سیال خنک کننده (در اغلب طرح‌ها) ناشی می‌شود - اقتصاد نوترونی عالی، به دلیل جذب نوترونی بسیار کم آب سنگین، است. این مشخصه اجازه می‌دهد که در این راکتورها، بهترین استفاده را از سوخت اورانیوم طبیعی، در یک چرخهٔ سوخت یکبار گذر، به عمل آورد (بدون نیاز به عملیات باز فرابری سوخت مصرف شده بعد از راکتور). این ویژگی همچنین اجازه می‌دهد که این راکتور، علاوه بر چرخهٔ سوخت اورانیوم طبیعی، قابلیت انعطاف منحصر به فردی در استفاده از انواع چرخهٔ سوخت هسته‌ای (استفاده از اورانیوم کمی غنی شده یا اورانیوم مصرف شدهٔ سایر نیروگاهها، چرخهٔ U/Pu با بازگردانی Pu در راکتور و بویژه چرخهٔ توریوم زاینده) داشته باشد. سوخت‌گیری در حال کار (On-load refueling) در این راکتور موجب می‌شود که، علاوه بر کنترل بهتر توزیع قدرت در راکتور و امکان تعویض سوختهای معیوب (ایمنی بهتر در بهره‌برداری)، این راکتور از ضریب ظرفیت (Capacity Factor) بسیار بالا (بیشتر از ۹۰ درصد)، در مقایسه با سایر نیروگاهها، برخوردار باشد. در طرح این راکتورها، دو تکنولوژی متفاوت، راکتورهای با لوله‌های تحت فشار (Pressure Tube) در کانادا و هند و با دیگ تحت فشار (Pressure Vessel) در آلمان و آرژانتین به کار گرفته شده‌اند. نمودار ۶ نمونه‌ای



نمودار ۶: راکتور آب سنگین با لوله‌های تحت فشار (CANDU)

از راکتورهای کانادایی (CANDU) را نشان می‌دهد. با توجه به نزدیک بودن مشخصه‌های ترمودینامیکی آب سبک و آب سنگین، بازدهی ترمودینامیکی این راکتورها نیز بسیار پایین (حدود ۳۰ درصد) است.

در برخی از کشورها، ضمن حفظ مزایای آب سنگین به عنوان کند کننده، سیالات خنک‌کنندهٔ دیگری از قبیل CO^2 (در فرانسه)، آب سبک (در ایتالیا و ژاپن) مورد استفاده قرار گرفته‌اند که، توسعهٔ گسترده‌ای نیافته‌اند.

۲.٤- راکتورهای گرافیت - گاز
(Gas Cooled Reactors-GCR)

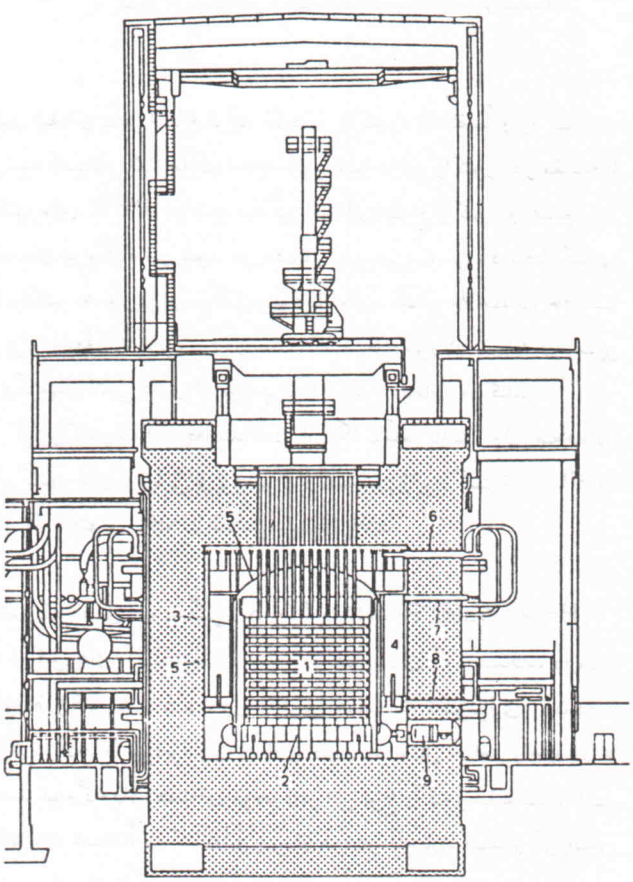
در این راکتورها، گرافیت به عنوان کندکننده و گاز (CO^2 یا هلیوم) به عنوان سیال خنک کننده، مورد استفاده قرار می‌گیرند. وجه مشترک این راکتورها، ابعاد بزرگ قلب راکتور و به عبارت دیگر، قدرت ویژهٔ بسیار کم در مقایسه با سایر راکتورهای حرارتی است، که از کاربرد گرافیت به عنوان کندکننده، ناشی می‌شود. استفاده از سیال خنک کنندهٔ گازی در این راکتورها، در مقایسه با راکتورهای آبی، منجر به ویژگی دوم این راکتورها، یعنی امکان رسیدن به دمای بالا با فشار نسبتاً کم سیال و در نتیجه، بازدهی ترمودینامیک بالاتر، می‌شود. این راکتورهااز نظر ایمنی هسته‌ای نیز، دارای مشخصه‌های بهتری نسبت به راکتورهای آبی هستند که دلیل عمدهٔ آن، در چگالی قدرت بسیار پایین این راکتورها، اینرسی حرارتی گرافیت، و همچنین، عدم تغییر فاز سیال گازی در شرایط حادثه، نهفته است.

راکتورهای گرافیت گاز تجارتی در سه طرح مختلف ساخته شده‌اند که عبارتند از:

راکتورهای گرافیت گاز با اورانیوم طبیعی یا (Magnox)

در این راکتور، که نسل اول راکتورهای گرافیتی و بلکه راکتورهای هسته‌ای است و تاریخچهٔ ساخت آن به دههٔ ۱۹۴۰ برمی‌گردد، تلاش شده تا بیشترین استفاده از مواد طبیعی و بویژه سوخت اورانیوم طبیعی به عمل آید. این انتخاب، استفاده از سوخت فلزی با قطر زیاد (۳cm سـ) با غلاف منیزیم (Magnox) را، به منظور محدود کردن جذب نوترونی در سازهٔ سوخت و امکان برقراری واکنش زنجیره‌ای با اورانیوم طبیعی، الزامی ساخته است. عناصر سوخت در این راکتور، در کانالهای تعبیه شده در بلوکهای گرافیت قرار گرفته و سیال خنک‌کنندهٔ (CO^2) نیز با عبور از این کانالهای سوخت، حرارت آن را برداشت می‌کند. محدودیتهای حرارتی سوخت فلز (تغییر فاز در دمای بیشتر از ۶۶۰°c) و مسائل ناشی از واکنش شیمیائی سوخت با CO^2 در صورت ترک غلاف در این راکتورها، موجب می‌شود، علی‌رغم استفاده از سیال گازی، دمای خروجی سیال پایین (حدود ۴۱۰°c) بوده و در نتیجه، بازدهی ترمودینامیکی نیروگاه پایین باشد (حدود ۳۱ درصد). این راکتورها که در دهه‌های ۵۰ و ۶۰ میلادی بیشترین توسعه را در انگلستان و فرانسه یافتند، امروزه، به دلیل محدودیتهای فنی و عدم قابلیت رقابت اقتصادی، عملاً در برنامه‌های توسعهٔ نیروگاههای هسته‌ای قرار ندارند. با این حال، این راکتور، به دلیل عدم وابستگی به اورانیوم غنی شده، یکی از انتخابهای مهم برای تولید انرژی الکتریکی در مقیاس کوچک (۳۰۰ MWe سـ) و با تکنولوژی مطمئن، محسوب می‌شود.

راکتورهای گازی پیشرفته
(Advanced Gas Cooled Reactors-AGR)



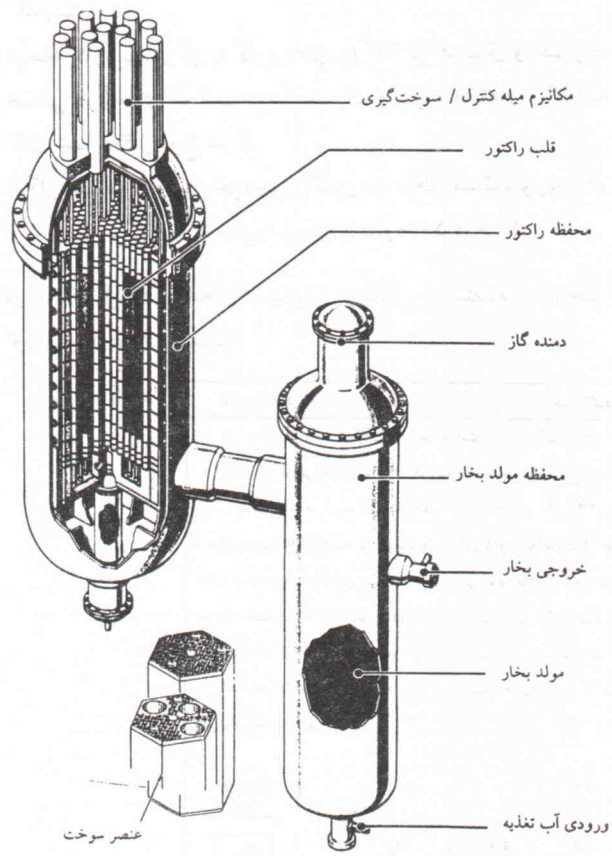
۱ قلب
۲ سازه نگهدارنده
۴ مولد بخار
۵ عایق حرارتی
۹ دمنده گاز

نمودار ۷: راکتور گرافیت - گاز پیشرفته (AGR)

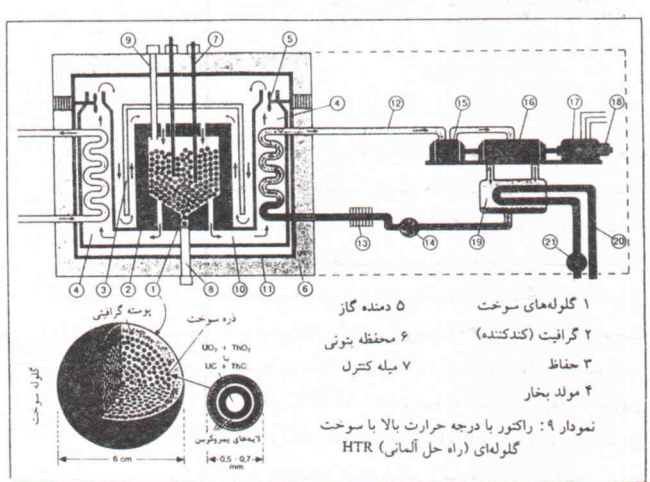
این راکتورها، نسل بعدی و تکامل یافتهٔ راکتورهای ماگنوکس محسوب گردیده و بیشترین توسعه را در انگلستان یافت (در گام ظرفیت ٦٦٠ MWe). در طرح این راکتور، سعی شده است که محدودیتهای حرارتی راکتور ماگنوکس - که عمدتاً از به کارگیری سوخت فلزی ناشی می‌شود - با انتخاب سوخت سرامیک (اکسید اورانیوم UO^2) با قطر کمتر و غلاف فولادی (SS)، برطرف شده وبدین ترتیب، دمای خروجی سیال تا ۷۰۰ درجه افزایش یابد. دستیابی به این دمای بالا، امکان تولید بخار داغ (سوپر هیت) با دمای تا $5٦^{\circ}c$ را فراهم می‌آورد که در نتیجه، سیکل ترمودینامیکی این نیروگاه با بازدهی بالا (بیشتر از ۴۰ درصد) با بهترین نیروگاههای کلاسیک برابری می‌کند. این مزیت، علاوه بر سایر مزایای این راکتور از قبیل ایمنی و قابلیت اعتماد بالا و سوخت‌گیری در حال کار (قابلیت دسترسی بالا)، موجب شده است که این راکتور، از کارآمدترین راکتورهای هسته‌ای قدرت باشد. البته، استفاده از سوخت اکسید و غلاف SS در این راکتور، مستلزم استفاده از اورانیوم کمی غنی شده (۲/۲ درصد) و از دست دادن مزیت اصلی راکتور ماگنوکس است. علی‌رغم اینکه ساخت این راکتورها تا دههٔ ۸۰ نیز ادامه داشته و آخرین نیروگاه از این نوع، در سال ۱۹۸۸ در انگلستان وارد شبکه شده است ولی در حال حاضر، برنامهٔ توسعه‌ای برای آن پیش‌بینی نمی‌شود. نمودار ۷ ساختمان این نوع، راکتور را نشان می‌دهد.

راکتورهای با درجهٔ حرارت بالا
(High Temperature Reactors-HTR)

راکتورهای «HTR»، حد بالای پیشرفت در تکنولوژی راکتورهای گرافیت گاز است. در طرح این راکتور، سعی شده است تا با استفاده از سوخت ذره‌ای تمام سرامیک، کلیهٔ محدودیتهای حرارتی راکتورهای «Magnox» و «AGR»، به کنار گذاشته شده و حداکثر استفادهٔ مهندسی از مزایای راکتورهای گرافیت - گاز به عمل آید. در این راستا، استفاده از هلیوم به عنوان سیال خنک‌کننده در این راکتور، اجازه می‌دهد که مشکلات ناشی از خوردگی فلزات و گرافیت توسط CO^2 حذف شده و امکان دستیابی به دماهای بسیار بالا (تا $1۰۰^{\circ}c$) و همچنین، شار نوترونی و چگالی قدرت بیشتر، فراهم آید. عنصر سوخت در این راکتورها، به صورت ذرات اکسید یا کربید اورانیوم یا توریوم، با چند لایهٔ محافظ از پیروکربن و سیلیسیوم است که ابعاد آن ۰/۳-۰/vmm بوده و این ذرات، با پخش شدن در یک ماتریس گرافیتی، یک ترکیب هموژن با کندکننده را می‌سازند. غنای مورد نیاز سوخت برای برقراری واکنش زنجیره‌ای در این ترکیب، ۱۰-۷ درصد است. دو طرح مختلف برای عنصر سوخت و ساختمان قلب راکتور، در سطح بین‌المللی توسعه یافته‌اند. در نوع امریکایی - انگلیسی، عناصر سوخت به صورت بلوکهای گرافیتی منشوری (Prismatic) و در طرح آلمانی، به صورت گلوله‌هایی به قطر ٦۰ mm هستند که در یک محفظهٔ فلزی روی هم انباشته شده و گاز هلیوم از بین آنها عبور می‌کند. نمودارهای ۸ و ۹



نمودار ۸: راکتور با درجه حرارت بالا با سوخت منشوری (راه حل آمریکایی- انگلیسی) (نوع مدولار)



نمودار ۹: راکتور با درجه حرارت بالا با سوخت گلوله‌ای (راه حل آلمانی) HTR

شکل عنصر سوخت و ساختمان قلب این دو نوع راکتور را نشان می‌دهد.

این راکتورها، در مقایسه با سایر راکتورهای گرافیت گاز و در حالت کلی‌تر در میان سایر راکتورهای هسته‌ای، دارای مزایای استثنایی هستند که عبارتند از:

الف) بازدهی ترمودینامیکی بسیار بالا (بیشتر از ۴۰ درصد) در تولید قدرت.

ب) توسعهٔ کاربردهای آن به کاربردهای دوگانهٔ تولید برق و حرارت صنعتی درگامهای مختلف درجهٔ حرارت و بویژه دماهای بالا (به کادر شماره ۴ رجوع شود).

ج) امکان استفاده از هلیوم خروجی راکتور در سیکل مستقیم توربین گاز و یا سیکل ترکیبی با بازدهی بسیار بالا(حدود ۵۰ درصد).

د) ضریب تبدیل بالا و امکان دستیابی به زایندگی با استفاده از سوخت توریوم (کادر ۳ را ببینید).

هـ) امکان استفاده از ترکیبهای مختلف سوخت در چرخه‌های مختلف و بویژه چرخهٔ توریوم، بدون نیاز به تغییر در طرح راکتور.

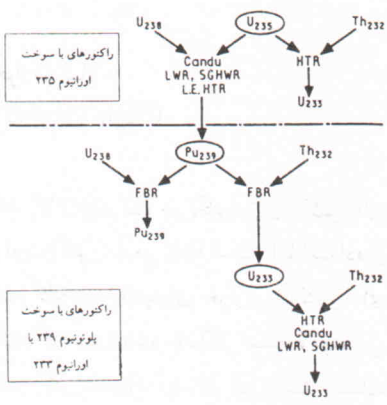
و) چگالی قدرت بیشتر نسبت به سایر راکتورهای گرافیتی.

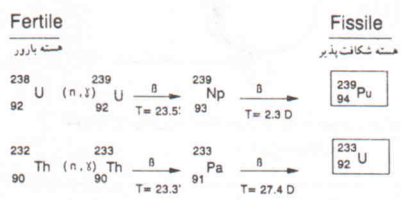
ز) ایمنی ذاتی استثنایی به دلایل پایین بودن چگالی قدرت سوخت، اینرسی حرارتی و هدایت خوب گرافیت، منفی بودن عکس‌العملهای حرارتی و عدم تغییر فاز هلیوم بر اثر افت فشار در شرایط حادثه.

اگر چه این راکتور، علی‌رغم مشخص بودن مزایای نسبی آن از دههٔ ۱۹۵۰ و تکامل تکنولوژیک، در حال حاضر گسترش تجاری چشمگیری پیدا نکرده و در حد چند نمونهٔ نیمه صنعتی (Prototype) باقی‌مانده است، ولی به دلیل مزایای استثنایی آن (عمدتاً دمای بالا و کاربردهای دوگانهٔ، زایندگی و ایمنی ذاتی بالا)، در ردیف راکتورهای پیشرو در قرن آینده خواهد بود که کارآیی آن، تنها با راکتورهای زایندهٔ سریع، قابل مقایسه است.

کادر شماره سه: زایندگی در راکتورهای هسته‌ای

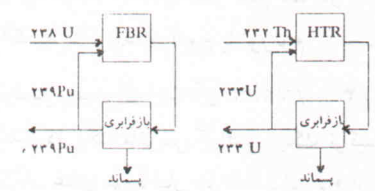
از میان سه هسته شکافت‌پذیر مورد استفاده در راکتورهای اتمی، یعنی اورانیوم ۲۳۵، پلوتونیوم ۲۳۹ و اورانیوم ۲۳۳، تنها اورانیوم ۲۳۵، در مخلوطی با اورانیوم ۲۳۸، بصورت طبیعی یافت می‌شود. دو هسته دیگر رادیوایزوتوپ‌هائی هستند که در اثر واکنش‌های هسته‌ای زیر در راکتور تولید می‌شوند (نمودار الف). به هسته‌های U^{238} و Th^{232}، که قادرند در اثر جذب نوترونی، پس از مدتی، به هسته‌های شکافت‌پذیر (Fissile) تبدیل شوند، هسته‌های بارور (یا Fertile) گفته می‌شود. سوخت راکتورها نیز معمولاً، از ترکیب یک هسته شکافت‌پذیر و یک هسته بارور، باغنای مناسب، تشکیل می‌شود. ماده شکافت‌پذیر تولید شده در راکتور می‌تواند، پس از بازفرایری (Reprocessing) سوخت مصرف شده، مجدداً در همان راکتور یا راکتورهای دیگر بازگردانده (Recycl) شود. نمودار زیر ترکیب‌های ممکن هسته‌های شکافت‌پذیر و بارور و استفاده آن در راکتورهای مختلف را نشان می‌دهد (نمودار ب).





(الف)

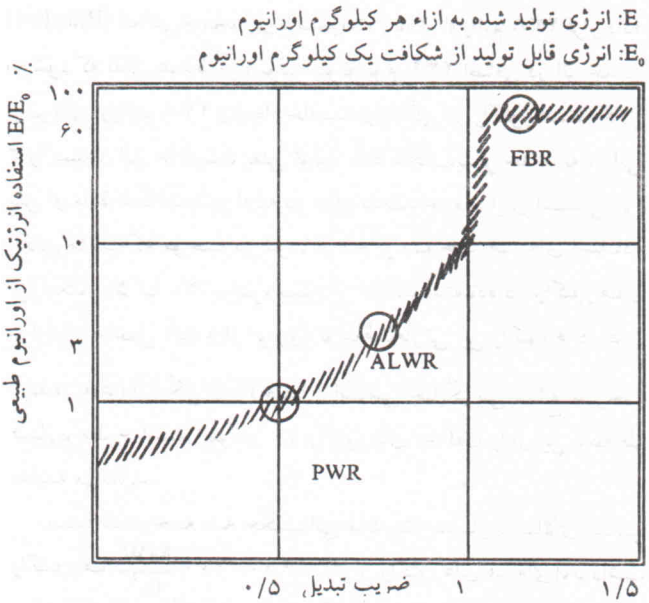
نسبت تعداد هسته‌های شکافت‌پذیر تولید شده در راکتور به هسته‌های شکافت‌پذیر مصرف شده، ضریب تبدیل (Conversion Factor) نامیده می‌شود و یکی از مشخصه‌های مهم راکتورهای هسته‌ای است. این ضریب در راکتورهای حرارتی عموماً کوچکتر از واحد است ولی در مواردی، می‌تواند بیشتر از یک شود که در اینصورت بآن ضریب زایندگی (Breeding) گفته می‌شود. در یک راکتور زاینده (Breeder)، مقدار هسته‌های شکافت‌پذیر تولید شده، در دراز مدت، بیش از هسته‌های شکافت‌پذیر اولیه می‌باشد و بعبارت دیگر راکتور، پس از مدت زمانی که پریود نامیده می‌شود (۳۰-۱۰ سال)، از نظر سوخت شکافت‌پذیر، «خودگردان» شده و می‌تواند مازاد تولید نیز داشته باشد. راکتورهای HTR با چرخهٔ توریوم، در میان راکتورهای با نوترون حرارتی و راکتورهای زاینده سریع (FBR)، از این نوع‌اند. نمودار (ح) چرخه زایندهٔ سوخت در این راکتورها را نشان می‌دهد.



(ح)

۲-۵- راکتورهای زاینده سریع (Fast Breeder Reactors-FBR)

در این راکتورها، واکنش زنجیره‌ای در طیف نوترونهای سریع حاصل از شکافت، برقرار می‌شود. این امر، اگرچه به دلیل پایین بودن احتمال واکنش شکافت در این ناحیه، مستلزم به کارگیری سوخت با غنای ۲۰ - ۱۵ درصد است ولی، دارای مزایای مهمی نسبت به راکتورهای با نوترون حرارتی است که عمدتاً عبارتند از: عدم نیاز به مادهٔ کندکننده نوترون و در نتیجه، کاهش حجم قابل ملاحظه راکتور (افزایش قدرت ویژه)، افزایش بازدهی نوترونیک و ضریب تبدیل - به دلیل عدم جذب نوترونها در کند کننده - و شکاف پذیر بودن تعداد بیشتری از هسته‌ها در ناحیهٔ سریع. سوخت ایده‌آل مورد استفاده در این راکتور، پلوتونیم ۲۳۹ است (به دلیل دارا بودن بیشترین بازدهی شکافت در ناحیه نوترونهای سریع) که با ترکیبی از اورانیوم ۲۳۸، قلب راکتور را تشکیل می‌دهد. بعلاوه، در اطراف قلب راکتور، نواحی پوششی



نمودار ۱۰: استفاده انرژتیک از اورانیوم طبیعی برحسب ضریب تبدیل

کادر شماره چهار:

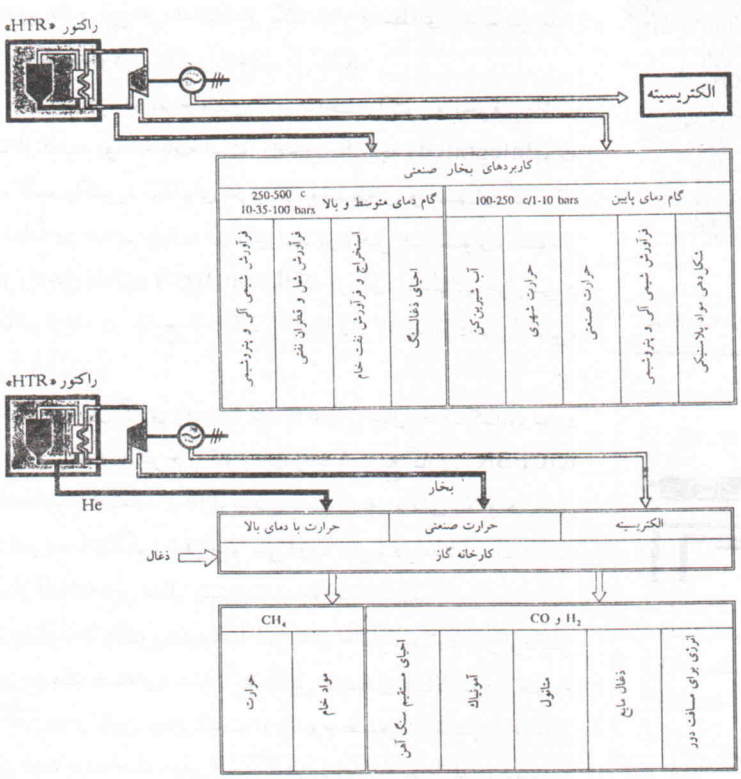
کاربردهای حرارتی نیروگاههای اتمی

در حال حاضر بالغ بر ۵۵٪ مصرف انرژی در سطح جهان به فرم انرژی حرارتی بمصرف میرسد (مابقی، ۳۰٪ بصورت انرژی الکتریکی و ۱۵٪ در حمل و نقل مصرف میشود). علی‌رغم آنکه تا امروز نیروگاههای هسته‌ای بسیار معدودی (با جمع ظرفیت حدود 5 GWth)، برای تولید آب گرم و بخار مورد استفاده قرار گرفته‌اند ولی، پتانسیل استفاده از انرژی هسته‌ای برای کاربردهای حرارتی، در دراز مدت، بسیار زیاد است. (نمودار زیر را ببینید).

علی‌الاصول، امکان استفاده از انواع راکتورهای قدرت، برای کاربردهای دوگانه تولید برق و حرارت شهری یا صنعتی، وجود دارد. بدیهی است توانائی راکتورهای مختلف در تامین دمای مورد نیاز محدود است:

- راکتورهای آبی (HWR/LWR) : ۳۰۰°c تا
- راکتورهای زاینده سریع (LMFBR) : ۵۴۰°c تا
- راکتورهای گازی پیشرفته (AGR) : ۶۵۰°c تا
- راکتورهای با دمای بالا (HTR) : ۱۰۰۰°c تا

دمای ۱۰۰۰ درجه در حال حاضر، حد بالای مقاومت مصالح فلزی بکار رفته در راکتورهای هسته‌ای است و بنابراین استفاده از انرژی هسته‌ای، برای برخی فرایندهای صنعتی از قبیل تولید فولاد، مستقیماً عملی نبوده و مستلزم استفاده از سایر حامل‌های انرژی از قبیل هیدروژن یا الکتریسیته است، که بطور غیر مستقیم با استفاده از انرژی هسته‌ای قابل تولیدند. در میان راکتورهای موجود، راکتورهای HTR از نظر کاربردهای دوگانه تولید برق و حرارت صنعتی، با گام درجه حرارت بسیار گسترده، از موقعیت ممتازی برخوردارند. نمودار روبرو برخی از این کاربردها را نشان می‌دهد.



کاربردهای دوگانه تولید الکتریسیته و حرارت صنعتی

(Blanket) شعاعی و محوری با ضخامت زیاد از اورانیم ۲۳۸ قرار داده می‌شود که نقش عمدهٔ آن، تولید پلوتونیوم ۲۳۹ اضافی در اثر جذب نوترونی اورانیم ۲۳۸ و ایجاد خاصیت زایندگی در راکتور است (کادر ۳ را ببینید). این خاصیت، یعنی تولید مادهٔ شکاف‌پذیر جدید به میزانی بیش از مادهٔ شکافت‌پذیر اولیه در دراز مدت، جزء مزایای استثنایی این راکتورهاست که موجب می‌شود، از ذخایر سوخت هسته‌ای استفادهٔ انرژتیک ۵۰ تا ۶۰ برابر، بیش از حالت استفاده در راکتورهای حرارتی، به عمل آید و از این‌رو، توسعهٔ تجارتی این راکتورها در قرن آینده، به عنوان یکی از راه‌حلهای اساسی جایگزینی منابع سوخت فسیلی، مطرح است. نمودار ۱۰ راکتورهای مختلف را از این نقطه‌نظر مقایسه می‌نماید.

با توجه به چگالی قدرت بسیار بالای این راکتورها($\frac{MW}{m^3}$ ۶۰۰ - ۴۵۰)، بیشترین راکتورهای هسته‌ای)، برداشت حرارت از قلب راکتور، مستلزم به کارگیری سیالات خاص است. در راکتورهای FBR فعلی از سدیم و پتاسیم مذاب استفاده می‌شود که در مقابل مشخصه‌های ترموهیدرولیکی خوب (سیالیت خوب در گام درجهٔ حرارت مورد استفاده، $^{\circ}c$ ۷۰۰ - ۲۰۰)، هدایت حرارت بالا و بویژه، امکان استفاده از آن در فشار اتمسفری)، مشکلات کاربردی عدیده‌ای را از قبیل واکنش شیمیایی شدید با آب (انفجار)، اشتعال با هوا و اکتیو شدن، دربر دارد. این امر، استفاده از یک مدار واسطه‌ای سدیم بین مدار اولیه و سیکل ترمودینامیکی را ایجاب می‌نماید.

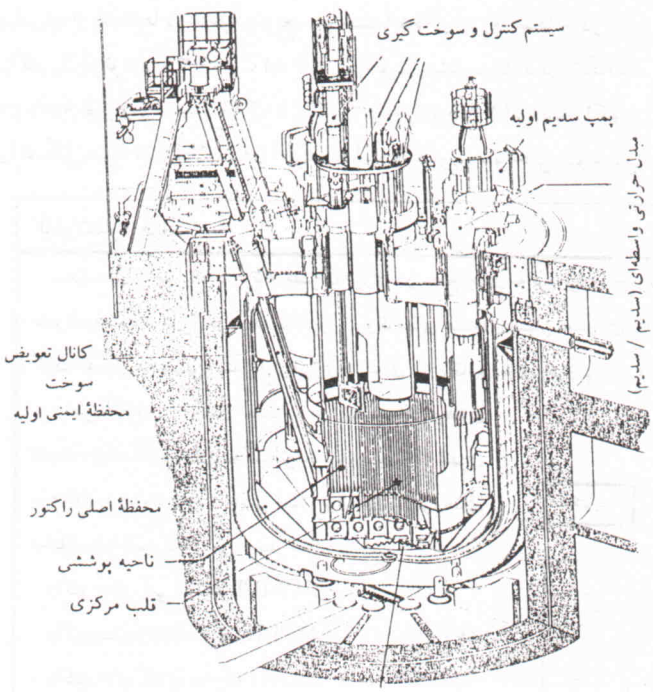
در حال حاضر، دو طرح متفاوت در ساخت راکتور و نحوهٔ برداشت حرارت از قلب، توسعه یافته است. راه‌حل یکپارچه (Integrated)، که در آن، قلب راکتور، مبدلهای حرارتی واسطه‌ای و پمپهای گردش سیال، تماماً در سدیم مذاب غوطه‌وراند (راه‌حل فرانسوی، نمودار ۱۱)؛ و راه‌حل مداری (Loop type) که در آن، مبدلهای حرارتی و اجزاء مدار اولیه، در خارج از دیگ راکتور قرار دارند (راه‌حل آلمانی، نمودار ۱۲).

استفاده از سیال گازی (هلیوم) نیز، به عنوان سیال خنک‌کننده، مورد مطالعه قرار گرفته و به طرح راکتورهای زایندهٔ سریع گازی (GCFBR) منجر شده است. استفاده از He، امکان دستیابی به دماهای بالا و همچنین افزایش ضریب زایندگی را فراهم می‌آورد ولی، در مقابل، برداشت حرارت از قلب به دبی سیال بیشتری نیاز خواهد داشت.

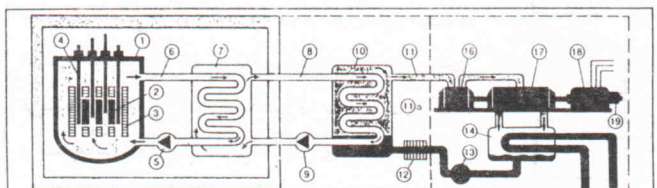
اگرچه توسعهٔ راکتورهای FBR در حال حاضر، علاوه بر رکود کلی حاکم بر صنعت هسته‌ای، عمدتاً به دلایل اقتصادی (بالا بودن هزینهٔ سرمایه‌گذاری و پایین بودن قیمت اورانیوم طبیعی)، کمتر از مقدار پیش‌بینی شده بوده است، ولی این آگاهی در سطح بین‌المللی، نسبت به نقش اساسی راکتورهای FBR در تأمین انرژی مورد نیاز قرن آینده وجود دارد.

۶-۲- مقایسهٔ مشخصه‌های فنی انواع نیروگاههای اتمی قدرت

برخی مشخصه‌های فنی راکتورهای تجارتی قدرت - که در بالا مورد بحث قرار گرفت - در جدول شماره ۲ خلاصه شده‌اند. بررسی مقایسه‌ای این مشخصه‌ها از نقطه‌نظرهای مختلف، می‌تواند در خاتمهٔ این مبحث مفید باشد:



نمودار ۱۱- راکتور زاینده سریع از نوع یکپارچه (طرح فرانسوی)



نمودار ۱۲: راکتور زاینده سریع با سدیم مذاب (راه حل مداری)

۱ـ از نظر استفاده از مواد طبیعی و بویژه سوخت، تنها دو راکتور: ۱ـ گرافیت ـ گاز ماگنوکس (UnGG) و ۲ـ راکتور آب سنگین (CANDU)، قادر به استفاده از اورانیوم طبیعی هستند و سایر راکتورها، به اورانیوم غنی شده نیاز دارند (وابستگی به خدمات غنی‌سازی). تکنولوژی تهیهٔ آب سنگین نیز در سطح بین‌المللی، در اختیار کشورهای معدودی بوده و مشمول محدودیتهای سیاسی بین‌المللی است.

۲ـ از نظر بازدهی ترمودینامیکی، راکتورهای گازی، عمدتاً راکتورهای گازی پیشرفته (AGR) و بویژه راکتورهای با درجهٔ حرارت بالا (HTR)، نسبت به راکتورهای آبی (اعم از آب سبک یا سنگین) دارای مزیت نسبی هستند.

۳ـ از نظر ضریب تبدیل، راکتورهای HTR در میان راکتورهای حرارتی، دارای بالاترین ضریب تبدیل بوده و با چرخهٔ توریم، امکان زایندگی در ناحیهٔ حرارتی وجود دارد. این خاصیت، قابل مقایسه با راکتورهای زایندهٔ سریع (FBR) است که دارای ضریب تبدیل بیشتر از واحد (زایندگی) در ناحیهٔ سریع هستند. در راکتورهای آب سنگین نیز، امکان استفاده از توریوم در یک چرخهٔ خود گردان وجود دارد. این مشخصه، در استفادهٔ بهینه از ذخایر سوخت هسته‌ای در دراز مدت نقش اساسی دارد.

۴ـ از نظر ایمنی هسته‌ای، اگرچه تمامی انواع راکتورهای تجاری متداول، امروزه، درجهٔ ایمنی بسیار بالایی دارند ولی در مجموع، راکتورهای گرافیت ـ گاز، به دلیل چگالی قدرت کم، اینرسی حرارتی گرافیت و عدم تغییر فاز سیال خنک کننده، از قابلیت اطمینان بیشتری برخوردار هستند و در این میان نیز، راکتورهای HTR در راس راکتورهای با ایمنی ذاتی قرار دارند.

۵ـ از نظر کاربردی، نیروگاههای هسته‌ای، علاوه بر تولید انرژی الکتریکی، در تامین حرارت صنعتی در گامهای مختلف درجهٔ حرارت نیز می‌توانند کاربرد داشته باشند. از این نقطه نظر، راکتورهای HTR درآینده، بیشترین کارآیی را خواهند داشت (کادر شماره ۴ را ببینید).

۳ـ روند تحول تکنولوژی انرژی هسته‌ای

علی‌رغم آنکه توسعهٔ تکنولوژی هسته‌ای، مراحل پیشرفته‌ای از بلوغ تکنولوژیک خود را طی کرده و امروزه در ردیف مطمئن‌ترین منابع انرژی به حساب می‌آید ولی، هنوز زمینه‌های بالقوه و انگیزه‌های بسیاری برای ارتقاء تکنولوژی وجود دارد. سه محور اصلی ۱ـ ارتقاء ایمنی، ۲ـ کاهش هزینه و ۳ـ ارتقاء کارآیی (Performance)، جهت‌گیری عمده، در روند امروزی تحول تکنولوژی هسته‌ای، را نشان می‌دهند.

لازم به ذکر است در تحول این تکنولوژی در کشورهای مختلف، دو رویکرد متفاوت مشاهده می‌شود: الف) رویکرد تکامل تدریجی تکنولوژی موجود (Evolutionnary Approach) در جهت اهداف سه‌گانه فوق، بدون تغییرات اساسی در طرح و سازه‌های اصلی راکتور و در نتیجه، بدون نیاز به ساخت و آزمایش نمونه نیمه صنعتی (Prototype) و حل مسائل ایمنی و صدور پروانه جدید. ب) رویکرد

جدول شماره ۲ـ مقایسه برخی مشخصه‌های فنی راکتورهای تجارتی متداول

مشخصات فنی راکتور	UnGG	AGR	HTR	CANDU	BWR	PWR	FBR
۱ـ غنای سوخت ٪	طبیعی	۱/۷-۲/۲	۷-۱۰	طبیعی	۲/۵	۳/۵	۱۰-۲۰
۲ـ ضریب تبدیل /زایندگی	۰/۸۵	۰/۸	۰/۸۵-۱/۲*	۰/۸۵	۰/۶۵	۰/۶۵	۱/۲
۳ـ قدرت ویژه MWth/m3 متوسط سوخت	۱	۲	۸	۹-۱۲	۵۵	۱۰۰	۳۰۰-۶۰۰
۴ـ حد فرسایش متوسط سوخت GWD/T Burnup	۴.۵	۱۸	۱۰۰	۷/۵	۲۸	۳۳	۸۰:۱۰۰
۵ـ فشار سیال خنک‌کننده at.	۳۰	۴۰	۵۰	۱۱۰	۷۰	۱۵۵	اتمسفری
۶ـ دمای خروجی سیال خنک کننده C	۴۱۰	۷۰۰	۷۵۰-۱۰۰۰	۳۱۰	۲۸۵	۳۳۰	۶۰۰
۷ـ بازدهی ترمودینامیکی ٪	۳۲	۴۲	۴۲-۵۰	۲۹	۳۲	۳۲	۴۲

* با چرخه توریوم

تحول بنیادی (Revolutionnary Approach) - در این رویکرد، طرحهای کاملاً تازهٔ راکتور، با تفاوتهای اساسی با راکتورهای تجارتی متداول، مورد بررسی و امکان‌سنجی فنی - اقتصادی قرار می‌گیرند. محور اصلی تحول تکنولوژی در این رویکرد، افزایش قابل ملاحظهٔ ایمنی نیروگاههای هسته‌ای و استفادهٔ حتی‌المقدور از مکانیزمهای ایمنی ذاتی و سیستمهای غیرفعال (Passive) است. در این بخش، ابتدا تحول تکنولوژی راکتورها در رویکرد (الف)، به تفکیک خانواده‌ای مختلف راکتور و سپس، برنامه‌های تحقیق و توسعه در رویکرد (ب)، تحت عنوان راکتورهای خاص، مورد بررسی قرار می‌گیرد. ضمناً، نظر به اینکه راکتورهای آب سبک (LWR) بالغ بر ۷۵ درصد راکتورهای موجود را تشکیل می‌دهند، تحول تکنولوژی این راکتورها، بنحو مبسوط‌تر مورد بحث قرار خواهد گرفت.

۱-۳- روند تحول تکنولوژی راکتورهای آب سبک (راکتورهای آب سبک پیشرفته ALWR)[1]

۱-۱-۳- ارتقاء ایمنی نیروگاه

طرحهایی که در حال حاضر و بویژه بعد از حوادث «TMI» و چرنوبیل، در جهت ارتقاء ایمنی نیروگاهها مورد توجه قرار دارند عبارتند از:

- گسترش استفاده از سیستمهای ایمنی غیرفعال (Passive).
- افزایش حاشیه‌های ایمنی (Safety Margines) در طرح راکتور از قبیل، کاهش چگالی قدرت سوخت و افزایش حجم آب در مدار اولیه، با هدف افزایش ثابت زمانی پاسخ راکتور به گذره‌ها.
- بهبود ارتباط متقابل انسان - ماشین (Machine - Man Interface) - با توجه به اینکه نارسایی در ارتباط انسان - ماشین یکی از عوامل مهم حوادث هسته‌ای TMI و چرنوبیل شناخته شده است، بهینه‌یابی این ارتباط، از اوائل دههٔ ۸۰ تاکنون، از موضوعهای مهم فعالیتهای R & D بوده و امروزه، خود به صورت یکی از دیسیپلین‌های جدید مهندسی درآمده است. تغییرات اساسی در طرح اطاق فرمان و نحوهٔ مبادلهٔ اطلاعات بین اپراتور و سیستم (ارگونومی)، استفاده گسترده از کامپیوتر و سیستمهای هوشمند کمک اپراتوری (هوش مصنوعی)، کنترل اتوماتیک نیروگاه در لحظات اولیهٔ حادثه، نمونه‌هایی از طرحهای جدید در جهت بهبود ارتباط انسان - ماشین است.
- منظور نمودن حتی‌المقدور حوادث وخیم (Severe Accidents) در طرح نیروگاه، پیش‌بینی تمهیدات لازم برای مقابله با این‌گونه حوادث و به حداقل رسانیدن مخاطرات رادیولوژیک آنها.
- کاهش مخاطرات پرتوزایی نیروگاه در بهره‌برداری عادی و شرایط حادثه، با استفاده از کنترل محفظهٔ ایمنی و سیستمهای تهویهٔ اضطراری با فیلتر (Filtered Venting System).

۲-۱-۳- کاهش هزینه (Cost Reduction)

طرحهایی که در جهت کاهش هزینه‌های سرمایه‌گذاری وبهره‌برداری نیروگاههای هسته‌ای، به منظور افزایش قابلیت رقابت اقتصادی این تکنولوژی، در دست انجام یا مطالعه است، در سه محور زیر دنبال می‌شود:

الف - بهینه‌سازی دوران ساخت - شامل کاهش زمان ساخت (تا ۵ - ۴ سال، قابل مقایسه با نیروگاههای فسیلی)، از طریق، مدیریت بهتر زمان‌بندی، استفاده بیشتر از پیش‌ساختگی Prefabrication تجهیزات و سازه‌ها، حل مسائل صدور پروانه از قبل، بهبود روشهای ساخت و نصب، جوشکاری و تست اتوماتیک و ...

ب - استفادهٔ بهینه از سوخت - استفادهٔ بهینه از سوخت، یکی از زمینه‌های بسیار مهم تحقیق و توسعه در دههٔ گذشته و دههٔ حاضر را تشکیل داده و طیف گسترده‌ای از طرحها را دربر می‌گیرد که در زیر، تنها به عناوین آنها اکتفا می‌شود:

- **افزایش کارآیی عناصر سوخت در راکتور** - امروزه با مطالعه دقیق رفتار عناصر سوخت تحت تابش (اندرکنش سوخت، غلاف و سیال) و رفع محدودیتهای تکنولوژیک سوخت در محیط واکنش، مجتمع‌های سوخت پیشرفته یا AFA (Advanced Fuel Assembly) جایگزین عناصر سوخت قبلی گردیده و از این طریق حد فرسایش سوخت (Burn Up) از حدود $۳۳۰۰۰ \frac{MWd}{t}$ در راکتورهای قبلی به $۴۵۰۰۰ - ۶۰۰۰۰ \frac{MWd}{t}$ افزایش می‌یابد.
- **بازگردانی پلوتونیم در راکتور** - اگرچه استفادهٔ بهینه از پلوتونیم تولیدشده در راکتورهای حرارتی، تنها در راکتورهای زایندهٔ سریع (FBR) صورت می‌گیرد، ولی، با توجه به مشکلات نگهداری پلوتونیم حاصل از کارخانجات بازفرآوری (Reprocessing)، بازگردانی آن در راکتورهای حرارتی موجود، برای بسیاری از کشورها، از قبیل فرانسه، بلژیک، و اخیراً ژاپن، کاملاً اقتصادی و توجیه شده است. درحال حاضر،

1-Advanced Light Water Reactors

کلیهٔ مسائل فنی ناشی از استفاده از سوختهای مخلوط اورانیم - پلوتونیم (سوخت MOX) حل شده و در برخی موارد، تبدیل کل قلب راکتور با سوخت[1] MOX عملی شده است.

- **افزایش ضریب تبدیل** - با استفاده از روشهای متفاوت جابجایی طیف نوترون در طول سیکل (Spectral Shift)، در راکتورهای موجود و یا، کاهش گام شبکه سوخت (Tight Lattice)، در راکتورهای در دست مطالعه، ضریب تبدیل، که در راکتورهای PWR اولیه حدود ۰/۶۵ است، به ۰/۹ - ۰/۸ قابل افزایش است. این راکتورها که HCR (Hihg Conversion Reactor) نامیده می‌شوند عمدتاً در فرانسه، آلمان و ژاپن در دست بررسی هستند.

ج - بهینه‌یابی سایر عوامل موثر روی هزینه - شامل:

- **افزایش طول عمر نیروگاههای موجود** (Life Extention) - امروزه با به کارگیری تکنیکهای پیشرفته NDT در حال کار، بررسی دقیق فرسودگی تجهیزات (Aging)، تعویض تجهیزات فرسوده و ارتقاء مستمر نیروگاه (Rehabilitation)، طول عمر نیروگاههای موجود تا ۵۰ الی ۶۰ سال، قابل افزایش است. تاثیر مستقیم این امر روی استهلاک هزینهٔ سرمایه‌گذاری اولیه بدیهی است.
- **کاهش مدت توقف‌های برنامه‌ریزی شده**، برای سوخت‌گیری و تعمیرات، با استفاده از تجهیزات اتوماتیک NDT و رباتها و بازرسی در حال کار (In-Service Inspection).

۳-۱-۳- افزایش کارآیی (Performance) نیروگاه

افزایش کارآیی نیروگاههای اتمی، مستقل از نتایج اقتصادی آن، در جهت بهبود ارتباط نیروگاه با شبکه برق مطرح و تلاش بر این است که این نیروگاه‌ها از کارآیی مساوی یا بهتر، در مقایسه با نیروگاههای کلاسیک، برخوردار باشند. زمینه‌های مهم عبارتند از:

- افزایش قابلیت دسترسی (Availability) نیروگاه
- افزایش قابلیت اعتماد (Reliability) نیروگاه
- افزایش قابلیت تعمیرات و نگهداری (Maintainability) نیروگاه
- افزایش قابلیت بهره‌برداری (Operability) و بارپذیری نیروگاه (Load Fallowing)

1-Mixed Oxide U/Pu

۳-۲- روند تحول تکنولوژی در سایر انواع راکتور قدرت

۳-۲-۱ راکتورهای آب سنگین - تحول تکنولوژی در این راکتورها، عمدتاً در همان محورهای ذکر شدهٔ بالا دنبال می‌شود. کاهش هزینهٔ سرمایه‌گذاری با حفظ سطح ایمنی نیروگاه، کاهش پرتوگیری شغلی (بمیزان یک درصد حدود مجاز) از طریق مدیریت بهتر تریتیوم تولید شده در راکتور، آشکارسازی و تعویض سریع سوخت‌های معیوب، حفاظ سازی بهتر، کنترل سیستمهای آب بندی، استفادهٔ گسترده‌تر از سیستمها غیر فعال، بهبود ارتباط انسان-ماشین، استفاده از سیستمهای هوشمند و تکنیکهای کمک اپراتوری، افزایش ضریب ظرفیت تا ۹۴ درصد، افزایش طول عمر نیروگاه (تا صد سال)، بارپذیری و کنترل فرکانس و ... نمونه‌هائی از روند تحول تکنولوژی در این راکتورهاست. برنامه‌های عمدهٔ راکتورهای آب سنگین پیشرفته عبارتند از: 300/800 MW CANDU- در کانادا، 2_x250MW و 2_x500MW درهند، Argos-380MW در آرژانتین و ATR-600/1100MW در ژاپن (در طرح اخیر از آب سبک جوشان به عنوان سیال خنک کننده در سیکل مستقیم استفاده می شود).

۳-۲-۲ راکتورهای گرافیت - گاز - فعالیتهای تحقیق و توسعه در راکتورهای گرافیت - گاز، عمدتاً روی راکتورهای با درجهٔ حرارت بالا (HTR) متمرکز است. در این زمینه نیز فعالیتهای زیادی به صورت موازی در آلمان و آمریکا روی راکتورهای مدولار با ظرفیت الکتریکی 80 - 170 MWe صورت می‌گیرد. این راکتورها، با دارابودن مشخصه‌های ایمنی استثنایی، همراه با تلاش در جهت استاندارد کردن طرح و بالا بردن درصد پیش ساختگی (به منظور کاهش هر چه بیشتر زمان ساخت و اعمال بهتر QA/QC) برای انواع کاربردهای دوگانهٔ تولید حرارت صنعتی و تولید برق با بازدهی بسیار بالا، درآینده، مناسب‌ترین راکتورها خواهند بود. در آلمان، طرح HTR-500MW نیز، علاوه بر سیستم مدولار HTR-100MW، دنبال می‌شود. اولین نمونه از راکتور HTR برای کاربردهای دوگانه با دمای هلیوم ۹۵۰ درجه، اخیراً در ژاپن ساخته شده است.

۳-۲-۳ راکتورهای زایندهٔ سریع - با استفاده از تجارب بدست آمده روی نمونه‌های نیمه صنعتی موجود (عمدتاً راکتور Super-Phenix 1200MW فرانسه)، فعالیتهای طراحی و تحقیق و توسعه روی نسل جدید و پیشرفته‌تر این نوع راکتورها، در گام قدرت ۱۶۰۰ MW - ۱۵۰۰ در فرانسه و ۳۵۰ MW و ۶۰۰ MW در انگلستان و شوروی، ادامه دارد. استفاده گسترده‌تر از سیستمهای ایمنی غیر فعال، از

جمله سیستم در برداشت حرارت پسماند (Residual Heat Removal)، یکی از محورهای اصلی R&D در اکثر طرحها است. در این راستا، راکتور EFR[1]، به عنوان نمونهٔ نیمه‌صنعتی اروپایی، قابل ذکر است. فعالیت در ژاپن و هند روی واحدهای کوچکتر 280 MW (نوع مداری) و 500 MW (نوع یکپارچه) متمرکز است. در امریکا، راکتورهای PRISM به صورت مدولار (3x470MWth) با یک ژنراتور 450MWe) و با تاکید روی ارتقاء ایمنی و کاهش هزینهٔ سرمایه‌گذاری، مراحل نهایی طراحی و کسب مجوز را می‌گذارند. همچنین، استفاده از سوخت فلزی با آلیاژ زیرکونیم (U-PU-Zr)، در این راکتورها آزمایش خواهد شد. فعالیتهای R&D در زمینهٔ راکتورهای زایندهٔ سریع، تکنولوژی چرخهٔ سوخت اکسید و فلزی و روشهای جدید بازفرابری (Pyro reprocessing)، به منظور بازگردانی عناصر با طول عمر زیاد، همراه با Pu، در راکتور و تبدیل آنها به عناصر با طول عمر کمتر (ساده کردن مسئله پسماندای) را نیز، در برمی‌گیرد.

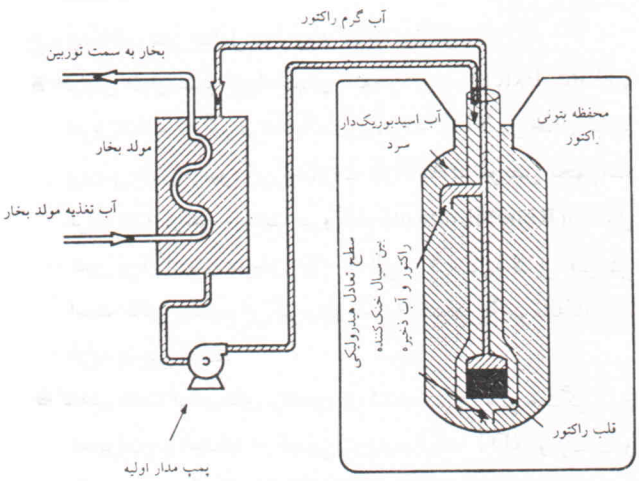
۳-۳- راکتورهای خاص (پیشرفته)

بموازات تحول تدریجی تکنولوژی راکتورهای فعلی، طرحهای کاملاً متفاوتی برای راکتورهای آینده مورد مطالعه قرار گرفته و یا در دست تحقیق و توسعه است که هدف اصلی این طرحها، ارتقاء چشمگیر ایمنی راکتور و پاسخگوئی به مجادلاتی است که پس از حوادث TMI و چرنوبیل، در مورد ایمنی راکتورهای هسته‌ای در افکار عمومی و محافل سیاسی مطرح گردیده است. اگر چه در مدلهای پیشرفته راکتورهای تجارتی فعلی که در بندهای ۴-۱ و ۴-۲ فوق اشاره شد نیز، ارتقاء ایمنی یکی از محورهای اصلی تحول تکنولوژی است، ولی، در راکتورهای خاص مورد بحث در این بند، ایجاد یک تحول بنیادی (Revolutionnary Approach) در ایمنی راکتورها مورد نظر است بنحوی که راکتور، در مقابل کلیهٔ خطاهای احتمالی اوپراتور، عیب سیستم‌های فعال و حوادث خارجی، مقاوم باشد. نامی که اخیراً به این نوع راکتورها داده شده PRIME است که دربرگیرندهٔ (مخفف) پنج مشخصه فنی عمدهٔ آنها می‌باشد: استفاده حداکثر از سیستم‌های غیرفعال ذاتی (Inherent safety)، مقاوم در برابر خطای اوپراتور و خرابکاری (Malvolence Resistance) و تداوم وضعیت ایمن راکتور پس از حادثه (Extended Safety). بحث مفصل در مورد مشخصه‌های فوق از حوصلهٔ این مقاله خارج است. نمونه‌هایی از طرحهای توسعه یافته در این زمینه عبارتند از:

1 European Fast Reactor

۴-۳-۳- راکتور PIUS[1] یا راکتور با سیستم‌های غیر فعال، ایمنی ذاتی و حد اعلای ایمنی

در این طرح، که توسط شرکت ABB سوئد ارائه شده و نوعی راکتور آبی تحت فشار محسوب میگردد، برداشت حرارت از قلب راکتور در کلیهٔ شرایط اضطراری، توسط آب زیاد (حاوی اسید بوریک) موجود در محفظه بتنی راکتور[2](PCRV) و بدون دخالت سیستم‌های ایمنی فعال، صورت میگیرد (برداشت حرارت راکتور در شرایط عادی از طریق گردش آب در یک کانال هیدرولیکی صورت میگیرد که، بدلیل برقراری تعادل هیدرولیکی، با آب اسید بوریک‌دار محفظه بتنی مخلوط نمی‌شود). نمودار ۱۳ طرح ساده شده این راکتور را نشان می‌دهد.



نمودار ۱۳: راکتور با حد اعلای ایمنی ذاتی (PIUS)

۱-۳-۳ راکتورهای مدولار با درجه حرارت بالا MHTR

اگرچه این راکتورها، که در بند ۲-۴ فوق به آن اشاره شد، جزء خانواده راکتورهای HTR فعلی محسوب می‌گردد ولی از نظر دارا بودن مشخصه‌های ایمنی استثنائی در ردیف راکتورهای PRIME قرار می‌گیرد. برداشت حرارت پسماند در این راکتور می‌تواند، در شرایط اضطراری، از طریق هدایت حرارت از دیواره‌ها و سازه‌ها و بدون افزایش غیر مجاز درجه حرارت مرکز قلب، تامین شود.

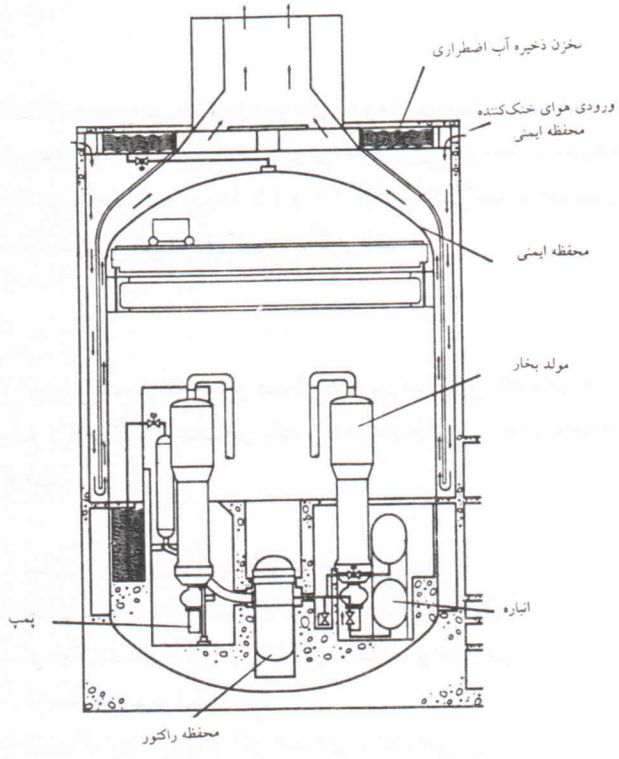
1- Passive Inherent Ultimate Safety
2- Pre-strassed Concrete Reactor Vessel

۳-۳-۲ محفظه‌های ایمنی پیشرفته (Super Containment)

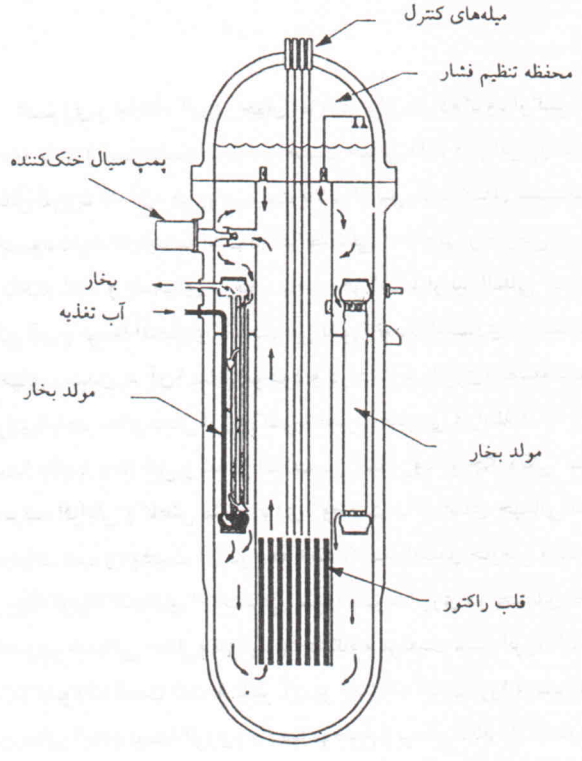
طراحی محفظهٔ ایمنی (بعنوان آخرین حصار ایمنی در مقابل نشت مواد پرتوزا به محیط) در راکتورهای مجهز به این نوع محفظه بگونه‌ای است که رهاسازی مواد پرتوزا به محیط، در صورت بروز حادثه در راکتور، از طریق این محفظه عملاً ممکن نباشد. علاوه بر بکارگیری طرحی نو در سازه محفظه، که برداشت حرارت از محفظه فلزی داخلی را توسط جریان هوای محیط عملی می‌سازد، سیستم‌های دیگری از قبیل سیستم جذب سزیوم و سیستم محدودکنندهٔ چشمهٔ مواد پرتوزا در صورت ذوب قلب و واکنش آن با بتن کف، در آن پیش‌بینی شده است (نمودار ۱۴).

۳-۳-۳ سایر طرح‌ها

طرح‌های متنوع دیگری در این راستا در سطح بین‌المللی توسعه یافته‌اند که بعضاً، از نظر نوآوری در طرح، حد واسط بین راکتورهای فعلی و راکتورهای خاص محسوب می‌شوند. از قبیل راکتور AP-600 در امریکا (PWR پیشرفته با سیستم‌های غیرفعال)، راکتور SIR (Safe Integral Reactor) در انگلستان، راکتور CANDU (آب سنگین پیشرفته) در کانادا، راکتور HSBWR-600 (آب جوشان) در ژاپن و ... که شرح حتی مختصر آنها بدلیل تنوع زیاد در این مقاله میسر نیست. نمودارهای ۱۴ و ۱۵، دو نمونه از این راکتورها را نشان می‌دهد.



نمودار ۱۴: راکتور PWR پیشرفته AP - 600 (وستینگهاوس) با محفظه ایمنی پیشرفته (Super Containment)



نمودار ۱۵: راکتور PWR یکپارچه با ایمنی بالا (SIR)

مراجع

[1] IAEA Year Book, 1992.

[2] Advances in Technology and Design of Water Cooled Reactors, Light Water Reactor, IAEA, TECDOC - 479, 1988.

[3] Advances in Technology and Design of Water Cooled Reactors, Heavy Water Reactor, IAEA, TECDOC-510, 1989.

[4] Gas Cooled Reactor Design and Safety, IAEA, Tech. Rep. No. 312, 1990.

[5] Status of and Prospects for Gas Cooled Reactors, IAEA, Tech. Rep. No. 235, 1984.

[6] Nuclear Fuel Cycle in the 1990´s and Beyond the Century, IAEA, Tech. Rep. No. 305, 1989.

[7] Energy, Electricity and Nuclear Power Estimate for the Period up to 2010, IAEA, Data Series No. 1, 1991.

[8] Wordwide Advanced Nuclear Power Reactors with Passive and Inherent Safety, ORNL/TM-11907, 1991.