

## توسعه یک بهینه سازی موثر و ایمن برای قلب راکتورهای MTR بر پایه استفاده از روشهای جستجوی هوشمند

### افشین هدایت

سازمان انرژی اتمی ایران - پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای - پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

### چکیده:

در این پژوهش سعی در ارزیابی یک شیوه بهینه سازی سوخت گذاری نوین در راکتورهای تحقیقاتی تست و پرتودهی مواد (MTR)، با تکیه بر حفظ حدود و شرایط کاری (OLC)، بالا بودن قابلیت اطمینان محاسبات پارامترها، به گونه ای موثر و کارا خواهیم داشت. بیشترین تعداد و تنوع پارامترهای قلب راکتور شامل شار بیشینه حرارتی در کل مجموعه های پرتودهی، راکتیویته افزوده قلب، فاکتور قله توان بیشینه، حاشیه خاموش سازی، فاکتور ضریب ایمنی راکتیویته، و بیشینه مجاز راکتیویته در زمان راه اندازی راکتور در روند بهینه سازی اعمال شد؛ همچنین از شبیه سازی رفتار گذار تولید بلور، سرد کردن آبی شیشه و سرد کردن تدریجی فلزات در بهبود کارایی فرایند بهینه سازی استفاده شده است. **کلید واژه:** بهینه سازی، راکتورهای تحقیقاتی، مدیریت سوخت، سرد کردن تدریجی، قلب راکتور.

### ۱. مقدمه:

مدیریت سوخت یا مدیریت قلب راکتور، به مجموعه عملیات مرتبط با بار گذاری، جابجایی و خارج سازی مجموعه های سوخت در داخل قلب راکتور اطلاق می شود؛ به گونه ای که شرایط مطلوب کاری و راکتور فراهم شود [۱]. به منظور برآورده سازی مجموعه شرایط مطلوب کاری ضمن رعایت حدود ایمنی و کاری راکتور توسط چیدمان قلب راکتور دو راهکار متمایز قابل استفاده خواهد بود؛ اول تعیین یک استراتژی بلند مدت دوره ای [۲]، و دوم بهینه سازی هر یک از قلب های کاری راکتور به منظور حصول به شرایط پرتودهی مطلوب [۳]. در این پژوهش از بهینه سازی سوخت گذاری قلب راکتور به طور مستقل و با استفاده از شبیه سازی الگوی سرد کردن کریستال، سرد کردن آبی شیشه [۴ و ۵] و نیز سرد کردن تدریجی فلزات [۵ و ۶] و باز تکرار آن در الگوی محاسباتی کامل سه بعدی استفاده شد از جمله کاربرد های شیوه مذکور در بهینه سازی مجموعه های سوخت با استفاده از کاهش PPF و افزایش  $K_{eff}$  در راکتورهای تحقیقاتی [۷] و نیز راکتورهای نوع قدرت [۸ و ۹] می باشد. از جمله نوآوری ها و دستاورد های این پژوهش استفاده از بیشترین تعداد پارامترهای قلب راکتور در فرایند بهینه سازی، بالا بودن دقت و قابلیت اطمینان مدل سازی قلب راکتور، و نیز کاهش چشمگیر تعداد دوره های محاسباتی مورد نیاز در دستیابی به نقطه بهینه کارا و ایمن می باشد.

## ۲. راکتور مینا و اعتبار سنجی محاسبات:

در این تحقیق از راکتور تحقیقاتی تهران [۱۰] به عنوان راکتور مبنای محاسبات انتخاب شد. اولین آرایش قلب با غنای پایین (LEU)، راکتور تحقیقاتی تهران (شکل ۱ و جدول ۱) به منظور اعتبار سنجی اولیه محاسبات انتخاب شد. محاسبات انجام شده با استفاده از بسته کدهای محاسباتی [۱۱] MTR-PC V.3، کتابخانه داده‌های هسته‌ای آن، و الگوهای محاسباتی که توسط شرکت توسعه دهنده (INVAP) پیشنهاد شده است [۱۲]؛ انجام شد. در این بین از کد محاسباتی MCNPX و مدل سازی حالت راه اندازی اولین قلب با غنای پایین راکتور تهران به منظور اعتبار سنجی محاسبات استفاده شد.

	A	B	C	D	E	F
1	GR BOX	GR BOX	GR BOX	GR BOX	GR BOX	GR BOX
2	1.21E+04	6.19E+04	3.46E+04	3.50E+03	4.92E+04	9.92E+03
3	3.78E+04	5.08E+04	7.94E+04	4.06E+04	5.77E+04	2.37E+04
4	5.06E+04	5.47E+04	6.77E+04	7.39E+04	3.89E+04	6.19E+04
5	2.49E+04	6.40E+04	2.11E+04	7.66E+04	2.28E+04	8.08E+03
6	IR BOX 1	5.14E+03	1.89E+04	IR BOX 2	3.62E+04	IR BOX 3
7		GR BOX	IR BOX 4		GR BOX	
8						
9						

	A	B	C	D	E	F
1				IR 1	IR 2	
2		IR 3	CFE FRR	SFE	SFE	IR 4
3		SFE	SFE	CFE SSR 1	SFE	SFE
4		SFE	CFE SSR 2	SFE	CFE SSR 3	SFE
5		SFE	SFE	CFE SSR 4	SFE	IR 5
6		IR 6	SFE	SFE	IR 7	
7			IR 8	IR 9		
8						
9						

IR: Irradiation Box    SSR: Shim Safety Rod    FRR: Fine Regulating Rod

شکل ۱ - آرایش اولین قلب با غنای پایین راکتور تحقیقاتی تهران      شکل ۲ - آرایش قلب تعادلی ایده ال راکتور تحقیقاتی تهران

جدول ۱- نتایج محاسبه راکتیویته اولین قلب با غنای پایین با فرض موقعیت میله‌های کنترل در اولین حالت بحرانی

Core State	Rod Positioning (% Out)				FRR	$K_{eff}$		Reactivity (pcm)	
	SSR 1	SSR 2	SSR3	SRS4		MTRPC	MCNP4C	MTRPC	MCNP4C
Excess	% 100	% 100	% 100	% 100	% 100	1.07802	1.07807	7237	7242
Critically	% 55	% 42.8	% 55	% 50	% 42	1.00009	1.00017	9	17

شبیه سازی مدیریت سوخت راکتور تحقیقاتی تهران در حالت تعادلی (شکل ۲) به منظور اعتبار سنجی فرآیند شبیه سازی مصرف سوخت و جابجایی مجموعه‌های سوخت استفاده شد (جدول ۲).

جدول ۲ - پارامترهای نوترونی قلب تعادلی ایده ال با حذف سیکل‌های گذار

State	$T_c$ (days)	$K_{eff}$	Reactivity (pcm)	PPF	Average burn up (MWD/T)	Maximum burn up (%)	Maximum burn up (MWD/T)	Maximum burn up (%)
BOC	21	1.03460	3343.9	2.47	36051	22.29	73569	45.48
EOC		1.02773	2698.6	2.47	38883	24.04	76554	47.32
BOC	21.8	1.03067	2975.3	2.48	37520	23.19	76296	47.16
EOC		1.02347	2293.5	2.48	40460	25.01	79366	49.06
BOC	22	1.02967	2881.3	2.48	37889	23.42	76959	47.57
EOC		1.02240	2190.5	2.48	40856	25.26	80051	49.49

مقایسه نتایج با نتایج اولین سیکل تعادلی راکتور تحقیقاتی تهران (سیکل ۱۹) نشان‌دهنده تقریب بسیار مناسبی از سیکل تعادلی ایده‌آل در مقایسه با اولین قلب تعادلی می‌باشد؛ به طوری که تقریب محاسبات کمتر از یک روز در محاسبه طول سیکل تعادلی (بر مبنای انتخاب ۲۳۰۰ pcm راکتیویته افزوده انتهای سیکل) می‌باشد.

### ۳. انتخاب پارامترها و شیوه بهینه‌سازی:

بهینه‌سازی به طور متداول به کمینه یا بیشینه کردن مجموعه‌ای از توابع مستقل ضمن حفظ مجموعه قیود حاکم بر مسئله اطلاق می‌شود.

$$\text{Min or Max } \{z_1=f_1(x), z_2=f_2(x), \dots, z_q=f_q(x)\} \quad \text{s.t. } g_i(x) \leq 0, \quad i=1, 2, \dots, m \quad (1)$$

به ناحیه مجاز در فضای متغیرها (S) فضای تصمیم‌گیری (Decision Space) و به ناحیه مجاز در فضای توابع کاری (Z) فضای معیار (Criterion Space) اطلاق می‌شود.

$$S = \{x \in R_n \mid g_i(x) \leq 0, \quad i=1, 2, \dots, m\} \quad (2)$$

$$Z = \{z \in R_q \mid z_1=f_1(x), z_2=f_2(x), \dots, z_q=f_q(x), x \in S\} \quad (3)$$

در این پژوهش مقدار بیشینه شار حرارتی به عنوان شاخص کاربردهای پرتودهی و راکتیویته افزوده به عنوان اهداف بهینه‌سازی انتخاب شدند؛ همچنین شرایط و حدود ایمنی مرتبط به عنوان توابع جریمه بر روند بهینه‌سازی اعمال شدند (معادلات ۴ تا ۱۷).

$$F_1 = \text{Excess Reactivity } (\%): \rho_{\text{excess}} (\text{pcm}) / 1000 \quad (4)$$

$$F_2 = \text{Maximum Irradiating Flux} / 10E+14 \quad \{\text{thermal neutron}\} \quad (5)$$

$$F_{\text{total}} = F_1 \times F_2 \quad (6)$$

- 2-D calculating state:

$$SM1 = \text{Total PPF} < 3 \quad (7)$$

$$SM2 = \text{Shutdown margin} > 3000 \text{ pcm} \quad (8)$$

$$SM3 = \text{Reactivity Safety Factor (RSF)} \geq 1.5 \quad (9)$$

RSF or Reactivity Safety Factor is introduced by the (Total Reactivity Worth of safety rods / Excess Reactivity);

- 3-D calculating state:

$$SM1 = \text{Total PPF} < 3 \quad (\text{During } 50\% \text{ extraction of all Shim Safety Rods}) \quad (10)$$

$$SM2 = \text{Shutdown margin} > 3000 \text{ pcm} \quad (11)$$

$$SM3 = \text{Reactivity Safety Factor} \geq 1.5 \quad (12)$$

$$SM4 = \text{Maximum permissible operating excess reactivity (during } 30\% \text{ extraction of all SSR)} \quad (13)$$

$$F_{\text{penalty}} = \{(F_{\text{total}}) \times 0.25 \times N_{\text{Safety Fault}}\} \quad (14)$$

$$F_{\text{fitness}} = F_{\text{total}} - F_{\text{penalty}} \quad (15)$$

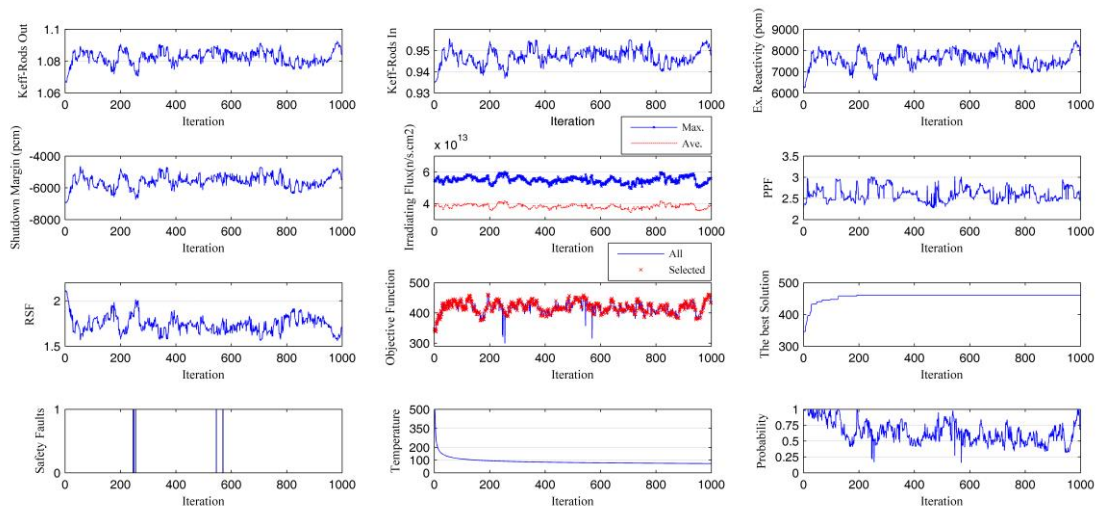
$$P_{\text{Acceptance}} = e^{(\text{Distance}/\text{Temperature})} \quad (16)$$

$$\text{Distance} = F_{\text{fitness}}(\text{current solution}) - F_{\text{fitness}}(\text{the best solution}) \quad (17)$$

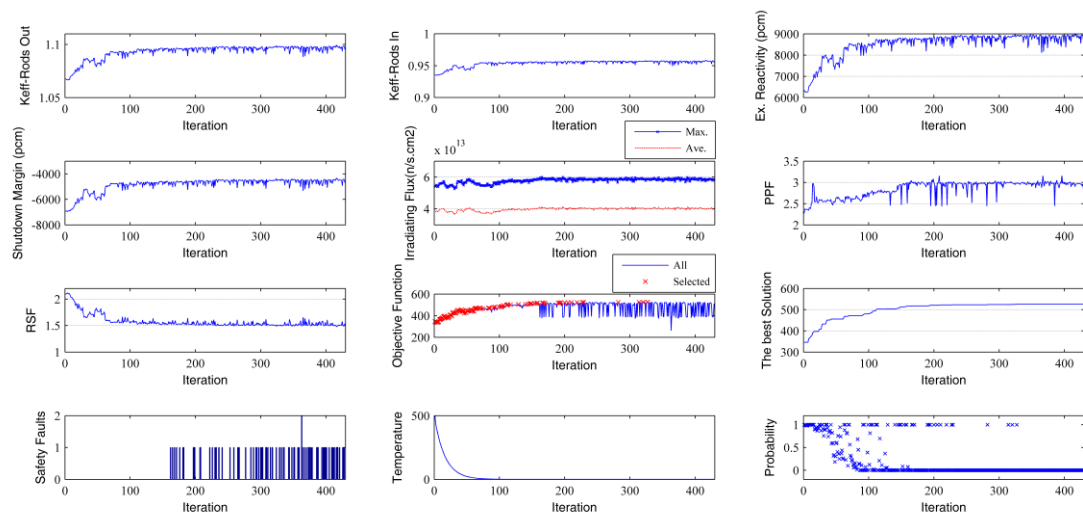
در صورت طی مسافت صحیح تصادفی در فضای معیار (با جابجایی دو مجموعه سوخت در فضای تصمیم گیری) نتیجه پذیرفته و در غیر این صورت با بهره گیری از روشهای سرد کردن تدریجی بلور، سرد کردن آنی شیشه و سرد کردن تدریجی فلزات به حفظ مسیرهای منجر به جواب های صحیح کمک خواهیم کرد.

## ۴. نتایج بهینه سازی:

شکل های ۳ تا ۵ به ترتیب نشان دهنده نتایج بهینه سازی با استفاده از الگوی سرد کردن تدریجی بلور (در کارخانه های شیشه سازی)، سرد کردن آنی شیشه، و سرد کردن تدریجی فلزات می باشد. همچنین جداول شماره ۳ تا ۵، نشان دهنده پارامترهای قلب بهینه می باشد.

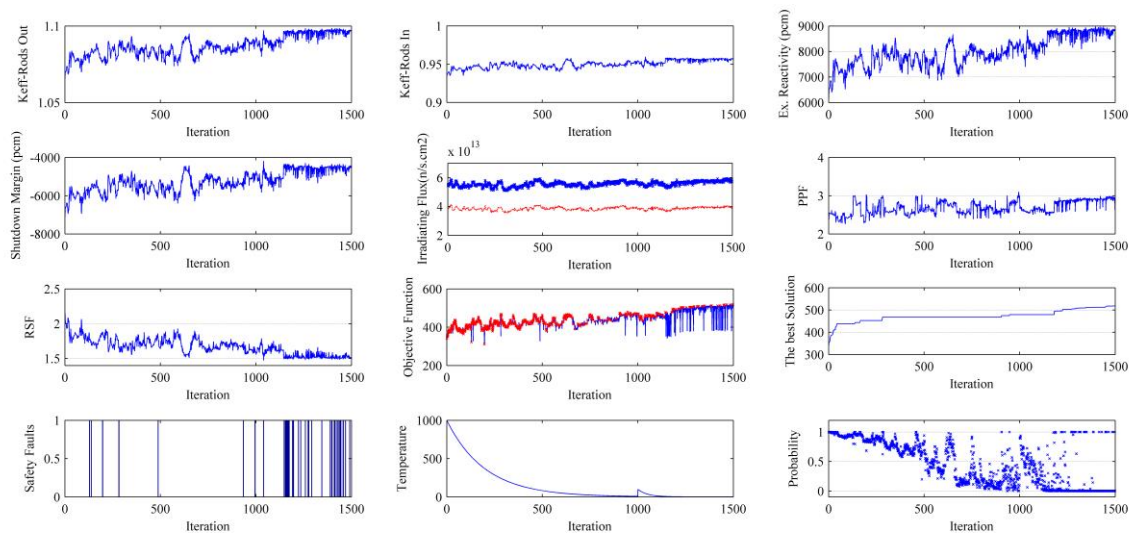


شکل ۴- شبیه سازی گذار کریستال



شکل ۵- شبیه سازی گذار شیشه

نتایج نشانگر عملکرد موثر و ایمن هر سه الگوی به کار رفته می‌باشد. در این بین با استفاده از شبیه سازی فرآیند سرد کردن تدریجی کریستال که منجر به ثابت شدن تقریبی احتمال جابجایی غیر مجاز نیز خواهد شد؛ بیشترین فاصله را از ناحیه غیر مجاز در فضای معیار خواهیم داشت. اما سرد کردن آنی در ساختار شیشه منجر به جواب های بهتر اما نزدیکی بسیار زود هنگام و مرزی به ناحیه غیر مجاز ایمنی هسته‌ای شده است. در این بین الگوی سرد کردن تدریجی فلزات منجر به نزدیکی تدریجی به ناحیه غیر مجاز و کسب بهترین جواب ممکن شده است. استفاده از دو روش اول به منظور دستیابی سریع به نقطه بهینه (محاسبات دو بعدی و انجام محاسبات سه بعدی فقط در آخرین مرحله) در مدت زمان تقریبی ۱۰ دقیقه و روش سوم به منظور انتخاب نقطه بهینه با حفظ حاشیه های ایمنی بالاتر در مدت زمان تقریبی ۸ ساعت و ۴۵ دقیقه انجام گرفت.



شکل ۴- شبیه سازی سرد کردن تدریجی فلزات و تکرار آن

جدول شماره ۳- پارامترهای کاری قلب بهینه در شرایط سرد بدون زینان (start-up condition)

Neutronic Parameters	Calculated Parameters (3D)	Safety Margin
Core Excess Reactivity (pcm)	8871.9	
Shutdown Margin (pcm)	4469.1	> 3000
Reactivity at 30% extraction (pcm)	-553.7000	Sub Critical
Total Power Peaking Factor (PPF)	2.95	< 3.0
Safety Reactivity Factor (SRF)	1.5037	> 1.5
Reactivity worth of the FRR	317.6	< 800 pcm

جدول شماره ۴- تغییرات شار نوترونی ویژه پرتو دهی ( $n/s.cm^2$ )

Energy group	Fast (10.000 MeV - 0.821 MeV)		Epi-thermal (0.821 MeV - 0.625 eV)		Thermal (0.625 eV - 0.00)	
	Solution	Relative Performance (%)	Solution	Relative Performance (%)	Solution	Relative Performance (%)
IR-BOX 1	8.41805E+12	-8.67	1.72433E+13	-7.09	3.76727E+13	-4.55
IR BOX 2	1.71054E+13	11.7	3.41131E+13	10.8	6.25211E+13	7.15
IR BOX 3	8.35811E+12	0.79	1.69263E+13	1.74	3.67665E+13	2.87
IR BOX 4	6.80642E+12	3.20	1.41988E+13	3.25	3.50419E+13	3.43
Average	1.01720E+13	3.20	2.06204E+13	3.44	4.30006E+13	2.73
Maximum	1.71054E+13	85.6	3.41131E+13	10.8	6.25211E+13	7.15

جدول شماره ۵- مشخصات سیکل کاری قلب بهینه در شرایط کاری 5MW (operating condition)

Neutronic Parameters	Calculated Parameters
Core Excess Reactivity (BOC)	5577.1
Core Excess Reactivity (EOC)	2091
Cycle Length	114 day
Average Core Burn up (BOC)	22.29 %
Average Core Burn up (EOC)	31.35 %
Discharging Burn up (%)	50.67 %

## ۵. نتیجه گیری:

در این پژوهش یک الگوی کاربردی بهینه سازی چپنش مجموعه های سوخت در راکتورهای تحقیقاتی نوع استخری (راکتور تحقیقاتی تهران) ارائه شد. در این تحقیق بیشترین تعداد پارامترهای نوترونی و ایمنی قلب راکتور در الگوی بهینه سازی نوین به گونه ای کارا و ایمن ارائه شد. محاسبه پارامترها به صورت حل دقیق بر پایه اعتبار سنجی عملی مدل سازی قلب و کد محاسباتی MCNPX انجام شد. به منظور تسریع روند بهینه سازی از دو بخش مدل سازی دو بعدی و سه بعدی استفاده شد. شایان ذکر است؛ به دلیل استفاده از یک الگوی سرد کردن تدریجی اصلاح یافته، بالا بردن حساسیت تابع بهینه سازی به هر یک از معیارهای شاخص بهینه سازی، استفاده از حل دقیق، و تعداد بالای حاشیه های ایمنی مورد استفاده، تعداد دوره های فرآیند بهینه سازی به طور چشمگیری نسبت به سوابق علمی گذشته کاهش یافته است؛ همچنین به دلیل استفاده از یک تابع جریمه یک پارچه و کارا، بدون حذف مستقیم جواب های غیر قابل قبول از فرآیند بهینه سازی، کلیه قیود و شروط کاری مرتبط رعایت شده است. در این بهینه سازی طول سیکل ۵۱۲٪ افزایش یافت؛ همچنین مقادیر متوسط و بیشینه شار نوترونی در (۸۰٪ از حجم پرتودهی) افزایش یافت.

## ۶. فهرست منابع:

- 1- IAEA Safety Standards Series No. NS-G-4.3, 2008. Core Management and Fuel Handling for Research Reactors. Safety Guide, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- 2- Hedayat, A., 2014. Conceptual analyses of equilibrium conditions to determine a long-term fuel management strategy for research reactors. JPNE, Vol. 71, p. 61-72.
- 3- Hedayat, A., Davilu H., Abdollahzadeh Barfrosh, A., Sepanloo, K., 2009. Optimization of the core configuration design using a hybrid artificial intelligence algorithm for research reactors. JNED, V. 239 , 2786–2799.
- 4- Wikipedia, the free encyclopedia.mht.Glass transition.HTTP://www.Wikipedia.com/
- 5- Bar-Yam, Y., 1997.Dynamics of Complex Systems.The Advanced Book Program.Addison-Wesley, Reading, Massachusetts.
- 6- Metropolis, N., Rosenbluth, A., Rosenbluth, M., Teller, A., Teller, E., 1953.Equation of state calculations by fast computing machines. J. Chem. Phys. 21, p. 1087.
- 7- Mazrou, H., Hamadouche, M., 2006.Development of a supporting tool for optimal fuel management in research reactors using artificial neural networks.Nucl. Eng. Des., Vol. 226, p. 255–266.
- 8- Kropaczek, D.J., Turinsky, P.J., 1991. In-core nuclear fuel management optimization for PWRs utilizing simulated annealing. Nucl.Technol. Vol. 95, No. 9.
- 9- Rogers, T., Ragusa, J., Schultz, S., Clair, R.S., 2009. Optimization of PWR fuel assembly radial enrichment and burnable poison location based on adaptive simulated annealing. Nuclear Engineering and Design, Vol. 239, p. 1019–1029.



# بیست و سومین کنفرانس هسته‌ای ایران



۱۵ و ۱۶ اسفندماه ۱۳۹۵ دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات

- 10- AEOI, 2009. Final Safety Analyses Report for Tehran Research Reactor. Atomic Energy Organization of Iran, Tehran.
- 11- MTR-PC V. 3.0, 2006. Neutronic, Thermal hydraulic and shielding, Calculations on Personal Computers. Nuclear Engineering Division, INVAP.
- 12- AEOI, 1989. Tehran Research Reactor Amendment to the Safety Report, Version A. Atomic Energy Organization of Iran, Tehran.