



JAEA-Technology

2013-006

Irradiation Behavior Analyses of MA Bearing Oxide Fuel Pin for Sodium-cooled Fast Reactors

Tomoyasu MIZUNO, Shin-ichi KOYAMA, Takeji KAITO, Tomoyuki UWABA
and Kenya TANAKA

Fast Reactor Fuels and Materials Technology Development Unit
Advanced Nuclear System Research and Development Directorate

May 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-
Technology

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

Irradiation Behavior Analyses of MA Bearing Oxide Fuel Pin for Sodium-cooled Fast Reactors

Tomoyasu MIZUNO, Shin-ichi KOYAMA, Takeji KAITO, Tomoyuki UWABA and Kenya TANAKA

Fast Reactor Fuels and Materials Technology Development Unit
Advanced Nuclear System Research and Development Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 27, 2013)

As a fuel concept for commercialized Sodium-cooled fast reactor (SFR) system, minor actinides (MA) bearing oxide fuel with oxide dispersion strengthened ferritic steel (ODS) cladding was considered under homogeneous TRU recycling strategy. The MA content is calculated to be around 5 % of heavy metal in case of trans-uranium (TRU) feed from light water reactor (LWR) spent fuel during the transition phase from LWR to fast reactor era. The fuel temperature profiles, fuel and cladding deformation profiles, and radial temperature distribution at end of life (EOL) were evaluated by fuel performance analytical code CEDAR developed in JAEA to investigate the irradiation behavior of MA bearing annular MOX fuel pin under a high burnup condition. Also, the profiles of pressure on the cladding inner surface and the cladding deformation after irradiation were evaluated.

Those results show that FCMI is not significant in a fuel pin with fuel specifications and irradiation conditions including 250GWd/t of high burnup applied here. In case of 5%Am bearing fuel, fuel centerline temperature is high, but increase from (U,Pu) fuel is insignificant.

Keywords : Fast Reactor, Annular Mixed Oxide Fuel, Minor Actinide, MA-bearing MOX Fuel, Fuel Performance, CEDAR

ナトリウム冷却高速炉のための Am 含有酸化物燃料ピン照射挙動解析

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門
燃料材料技術開発ユニット

水野 朋保、小山 真一、皆藤 威二、上羽 智之、田中 健哉

(2013 年 2 月 27 日 受理)

実用化段階のナトリウム冷却高速炉 (SFR) の燃料概念として、マイナーアクチニド(MA)を含有した酸化物燃料と酸化物分散強化型フェライト鋼(ODS)被覆管による燃料ピンが、TRU 均質リサイクル概念検討の一環として検討されている。軽水炉(LWR)から高速炉への移行期間において、LWR の使用済燃料から TRU を抽出する場合、燃料中の MA の含有量は 5wt%程度と評価された。この条件で、燃料温度と被覆管の変形履歴、照射末期における径方向温度分布を燃料挙動解析コード"CEDAR"で解析し、高燃焼度条件での MA 含有中空燃料ピンの照射挙動を評価した。また、被覆管の内圧履歴や照射後の変形プロファイルも評価した。

評価の結果、FCMI は 250GWd/t まで顕著にならないことが示された。また、5wt%Am 含有燃料の場合、燃料中心温度の上昇が解析されたが、U,Pu 燃料との差は僅かであった。

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of CEDAR	1
3. Calculation conditions	1
4. Results and discussions	2
5. Conclusion	3
References	3

目 次

1. 序論	1
2. CEDAR コードの概要	1
3. 計算条件	1
4. 結果および考察	2
5. 結論	3
参考文献	3

List of table

Table 1	Behaviors evaluated by CEDAR	4
Table 2	Designed fuel specifications and irradiation conditions	5

List of figure

Fig.1	Geometrical model of CEDAR	6
Fig.2	Flow chart of CEDAR	6
Fig.3	Axial distribution condition of LHR	7
Fig.4	Axial distribution condition of cladding midwall temperature	7
Fig.5	Profile condition of LHR	8
Fig.6	Profile condition of cladding midwall temperature	8
Fig.7	Temperature profiles at $X/L=0.9$	9
Fig.8	Temperature profiles at $X/L=0.7$	9
Fig.9	Temperature profiles at $X/L=0.5$	10
Fig.10	Temperature profiles at $X/L=0.3$	10
Fig.11	Temperature profiles at $X/L=0.1$	11
Fig.12	Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.9$	11
Fig.13	Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.7$	12
Fig.14	Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.5$	12
Fig.15	Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.3$	13
Fig.16	Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.1$	13
Fig.17	Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.9$	14
Fig.18	Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.7$	14
Fig.19	Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.5$	15
Fig.20	Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.3$	15
Fig.21	Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.1$	16
Fig.22	Profile of pressure on the cladding inner surface at $X/L=0.5$	16
Fig.23	Cladding deformation after the irradiation	17
Fig.24	Temperature histories at $X/L=0.5$	17

1. Introduction

In feasibility studies on a commercialized fast reactor cycle system in Japan, a sodium cooled reactor core design has been investigated.¹⁾²⁾ A fuel pin concept consisting of MOX annular fuels and oxide dispersion strengthened martensitic steel (ODS) cladding has been considered to be one of possible concepts for the sodium cooled reactor core.³⁾ As regards the MOX fuel in the feasibility study, the reference fuel concept is minor actinides (MA) bearing oxide fuel under the homogeneous TRU recycling strategy, in which MA content is calculated to be around 5% of heavy metal in case of TRU feed from LWR spent fuel during the transition phase from LWR era to fast reactor era.

In this work, to investigate the irradiation behavior of MA bearing annular MOX fuel pin under a high burnup condition, some calculations of MA bearing oxide fuel pin performances were conducted by a fuel performance analysis code CEDAR developed in JAEA.

2. Outline of CEDAR

A pellet type MOX fuel performance analysis code "CEDAR" (Code for Thermal and Deformation Analysis of Reactor fuel pin) was used.⁴⁾ This code has been developed by JAEA. CEDAR is an R-Z system code that has been verified by results obtained from irradiation tests in experimental reactors such as Joyo; the range of burnup is ~130GWd/t, of LHR is ~440W/cm, and of cladding inner surface temperature is ~923K. CEDAR models the thermochemical and mechanical behaviors of a fuel pin during irradiation using 10 axial nodes, each having 26 radial nodes, 20 of which are for the fuel region and 6 for the cladding region. Mass transports in the axial direction are not taken into consideration, except for gaseous fission products released into the gas plenums and fuel-cladding gap. The stress-strain analysis procedure based on the generalized plane strain is applied to the mechanical analysis, and the finite difference analysis procedure is applied to the thermochemical analysis. Table 1 shows the evaluated behaviors. Figures 1 and 2 show the geometrical model and flow chart of CEDAR, respectively.

3. Calculation conditions

Table 2 shows fuel specifications and irradiation conditions for this investigation. A fuel pin having annular type MOX pellets with the ODS cladding was taken for this investigation. MA content was selected to 5% in heavy metal as possible maximum content. This fuel pin had a lower and upper plenum regions. The irradiation time was taken as 3200days (4 cycles). The maximum neutron fluence was taken as $5.57 \times 10^{23} n \cdot cm^{-2}$, then the maximum local burnup was evaluated to be as 250GWd/t. The coolant inlet temperature was taken as 668K. Calculations were conducted at the following 5 axial positions; X/L = 0.9, 0.7, 0.5, 0.3, and 0.1. Axial distribution conditions at BOL and EOL of LHR and cladding midwall temperature are shown in Fig. 3 and Fig. 4, respectively. Profile conditions of LHR and cladding midwall temperature at each axial position of the calculations are shown in Fig. 5 and Fig. 6, respectively.

These conditions are based on the current results of feasibility studies on a commercialized fast reactor cycle system in Japan.³⁾

4. Results and discussions

From Fig. 7 to Fig. 11, the evaluated fuel temperature histories at each axial position are shown. It is easily seen that fuel temperature decreased in the initial stage of irradiation and increased continuously in the middle and later stage of irradiation. All the calculated fuel temperatures are below 2500K and have enough margin to fuel melting at around 3000K. From Fig. 12 to Fig. 16, the evaluated fuel and cladding deformations at each axial position are shown. It is easily seen that the gap between fuel and cladding was kept open throughout the whole duration of the irradiation, except for the axial position at $X/L = 0.5$. From Fig. 17 to Fig. 21, the evaluated radial temperature distributions at EOL of each axial position are shown. It is easily seen that no anomalies were found in the radial temperature distributions.

In Figures 7 through 11, fuel outer surface temperatures decrease in the latter half of irradiation duration. This is due to the gap conductance increase by the decrease of fuel to cladding gap width. Figures 12 through 16 show fuel to cladding gap width which is difference between cladding inner radius and fuel outer radius in the figures decrease with time in the latter half of irradiation duration.

As indicated in Figures 12 through 16, fuel-cladding mechanical interaction (FCMI) occurs only at the axial position of core mid-plane ($X/L = 0.5$). Figure 22 shows the evaluated profiles of pressure on the cladding inner surface. A little contribution of FCMI to cladding inner surface pressure is calculated in the end-of-life duration, but additional pressure due to FCMI is not significant.

Figure 23 shows the evaluated cladding deformation after the irradiation. The contribution of irradiation swelling is limited to less than 0.3% of diameter increase due to the excellent swelling resistance of ferritic steel. Since the FCMI is benign as described above, in-reactor creep deformation of the cladding that is the difference between "total strain" and "swelling strain" in Fig. 23 is almost due to the inner gas pressure of the fuel pin. Total fuel pin diameter change is less than 1%, which is enough less than the value of fuel pin integrity limit.

Therefore, it is concluded that the MOX fuel pin having the specifications and irradiation conditions used in this investigation would be irradiated moderately up to approximately 250GWd/t with well integrity.

Figure 24 shows the comparison of fuel centerline temperatures of (U,Pu) oxide fuel and MA bearing oxide fuel with 5% and 1% of Am content. Since the thermal conductivity slightly decreases with Am content increase, fuel centerline temperature of 5%Am bearing fuel is highest in those three fuel pins. However, the difference of these temperatures is limited within 50 degrees C. The contribution of Am on the fuel temperature is not significant when the Am content is less than around 5% of heavy metal.

5. Conclusion

Some calculations of irradiation performances of the MA bearing oxide fuel pin were conducted by a fuel performance analysis code CEDAR developed in JAEA to investigate the irradiation behavior of MA bearing annular MOX fuel pin under a high burnup condition.

The fuel temperature profiles, fuel and cladding deformation profiles, and radial temperature distribution at EOL were evaluated. Those results show that the fuel pin had enough safety margin to fuel melting under the irradiation. Also, the profiles of pressure on the cladding inner surface and the cladding deformation after irradiation were evaluated. Those results show that FCMI is not significant in a fuel pin with fuel specifications and irradiation conditions including 250GWd/t of high burnup applied here.

In case of 5%Am bearing fuel, fuel centerline temperature is high, but increase from (U,Pu) fuel is insignificant.

References

- 1) Y. Sagayama, "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems (1) Current Status of the Phase-II Study", Global 2005, No.380, Tsukuba, Japan (2005).
- 2) S. Kotake, et al., "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems / Current Status of the FR System Design", Global 2005, No.435, Tsukuba, Japan (2005).
- 3) T.Mizuno, T.Ogawa, M.Naganuma, T.Aida, "Advanced oxide fuel core design study for SFR in the "Feasibility Study" in Japan", Global 2005, No.434, Tsukuba, Japan (2005).
- 4) T. Mizuno, et al., "Fuel Pin Performance and reliability Analysis Code in PNC", Int. Conf. on Reliable Fuels for Liquid Metal reactors, pp.5-28-39, Tucson, AZ (1986).

Table 1 Behaviors evaluated by CEDAR

Evaluated fuel behaviors
Temperature distribution
Stress-strain state
Restructuring (pore migration)
Fission gas release
Pu migration
Oxygen migration (O/M ratio distribution)
Chemical reaction between fuel components and FPs in the fuel-cladding gap (JOG formation and its effect on gap conductance)
Swelling
Hot-pressing
Creep deformation
Cracking
Evaluated cladding behaviors
Temperature distribution
Stress-strain state
Void swelling
Creep deformation
Cladding wastage
Creep damage

Table 2 Designed fuel specifications and irradiation conditions

Item		Unit	Value
Fuel	Type		Annular pellet
	Inner diameter	mm	2.6
	Outer diameter	mm	8.74
	Density	%TD	95
	Pu cont. (including MA)	wt.%	19.3
	O to M ratio	-	1.95
Fuel colum length		mm	1000
Plenum	upper	mm	100
	lower	mm	1100
Cladding	Material		ODS
	Inner diameter	mm	8.98
	Outer diameter	mm	10.4
	Thickness	mm	0.71
Irradiation duration		day	3200 (1cycle : 800)
Max. LHR		W/cm	403
Max. Cladding midwall temperature		K	897
Max. Neutron fluence(>0.1MeV)		n/cm ²	5.57E23
Max. Burnup (local position)		GWD/t	249
Coolant	Material		Sodium
	Inlet temperature	K	668

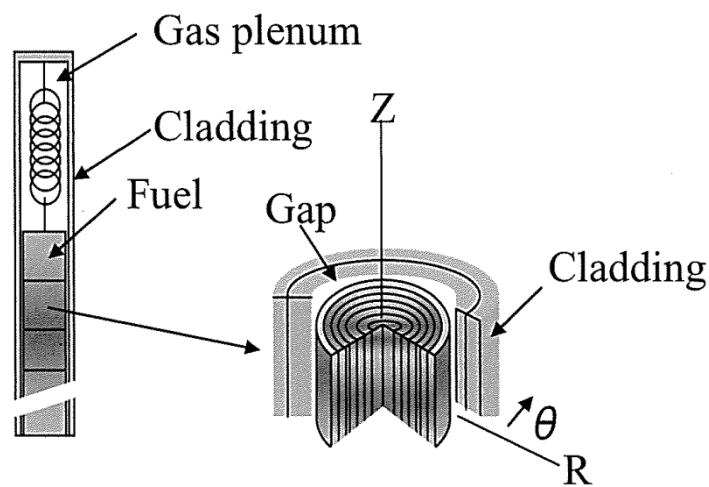


Fig.1 Geometrical model of CEDAR

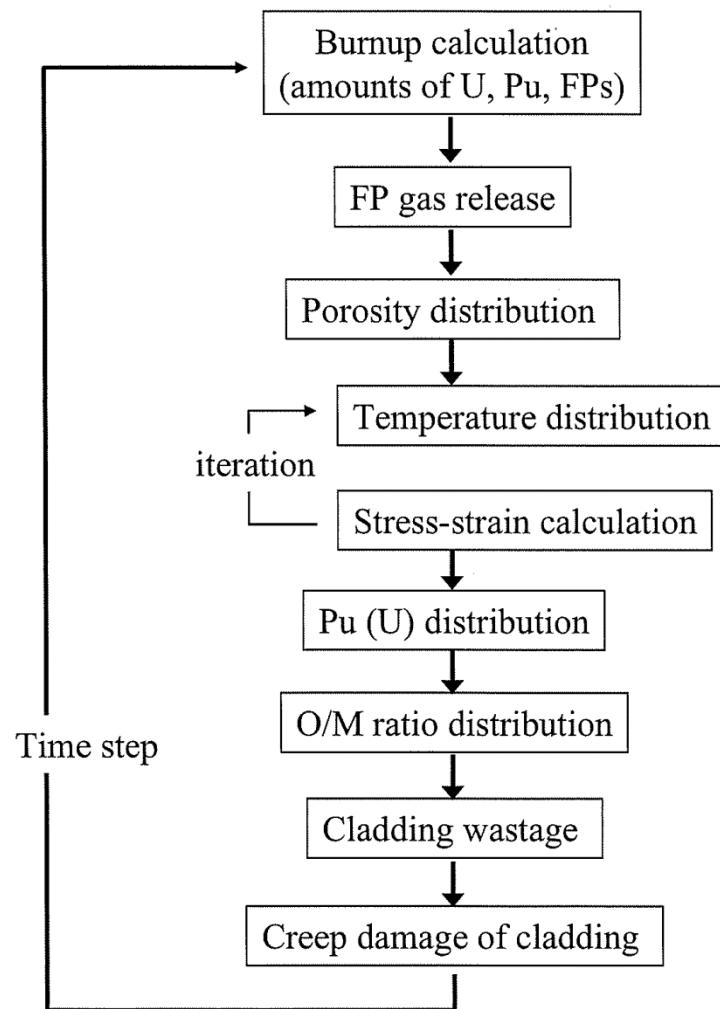


Fig.2 Flow chart of CEDAR

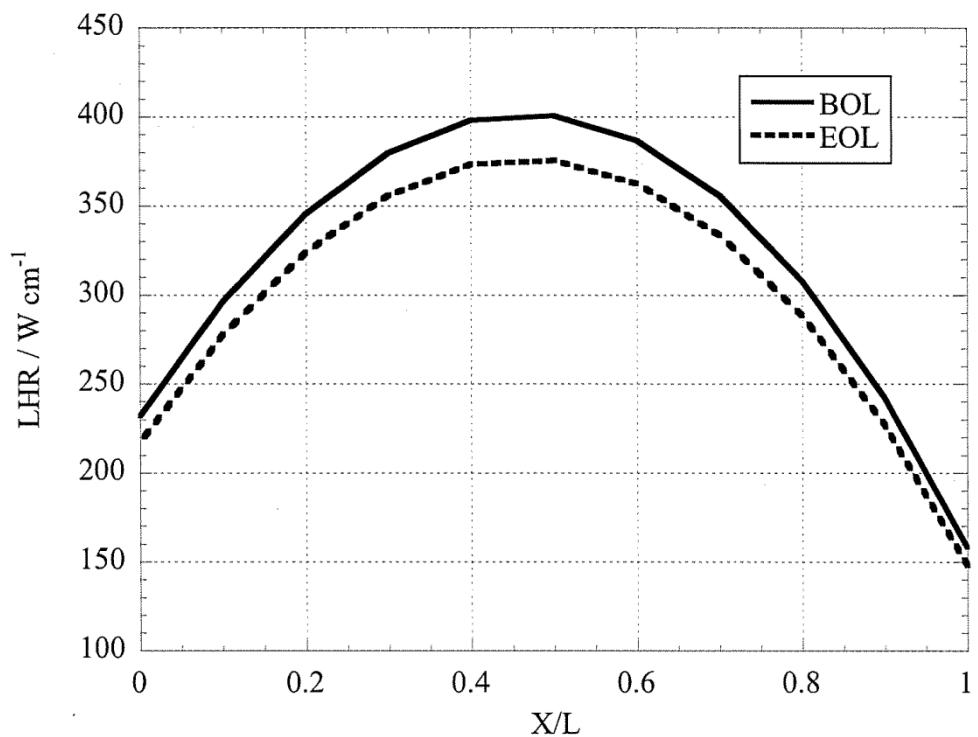


Fig.3 Axial distribution condition of LHR

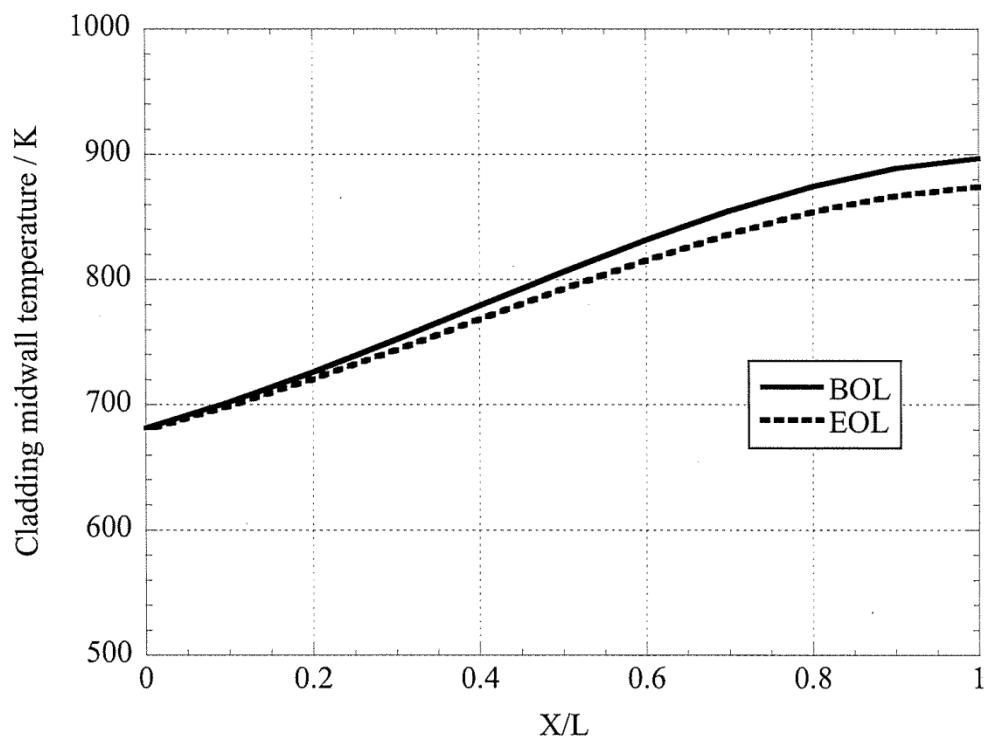


Fig.4 Axial distribution condition of cladding midwall temperature

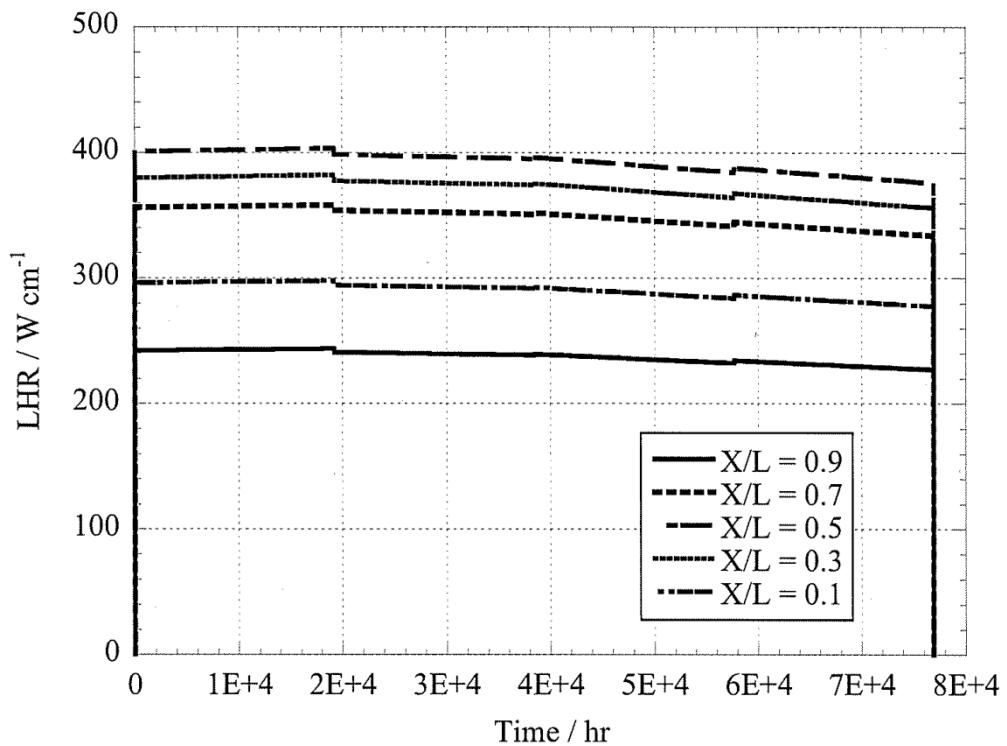


Fig.5 Profile condition of LHR

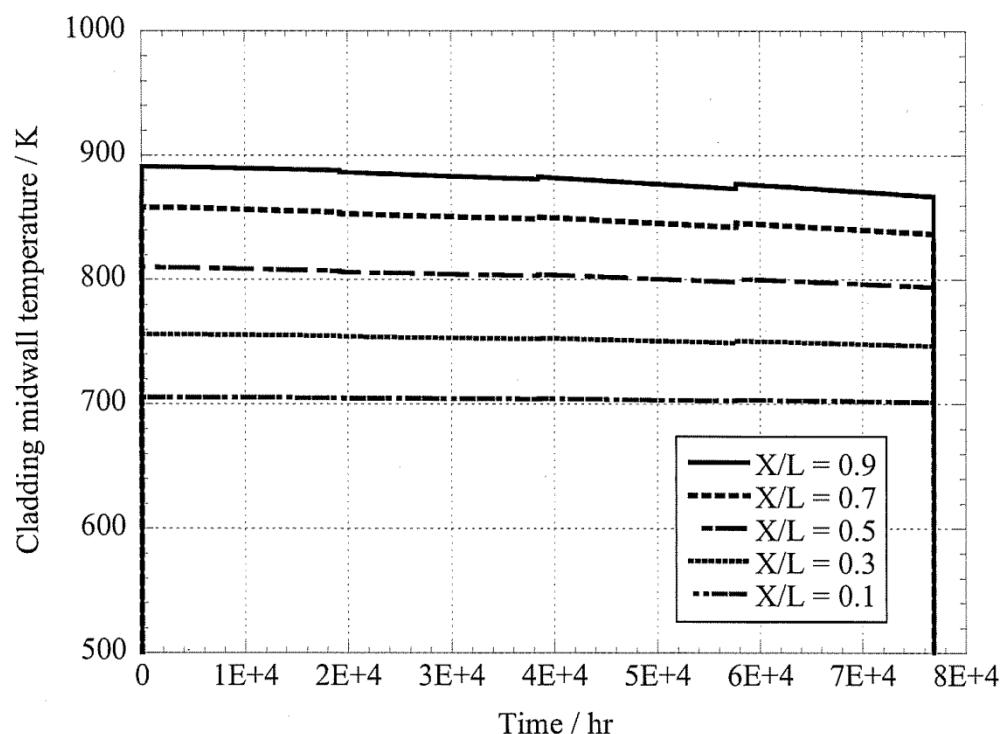


Fig.6 Profile condition of cladding midwall temperature

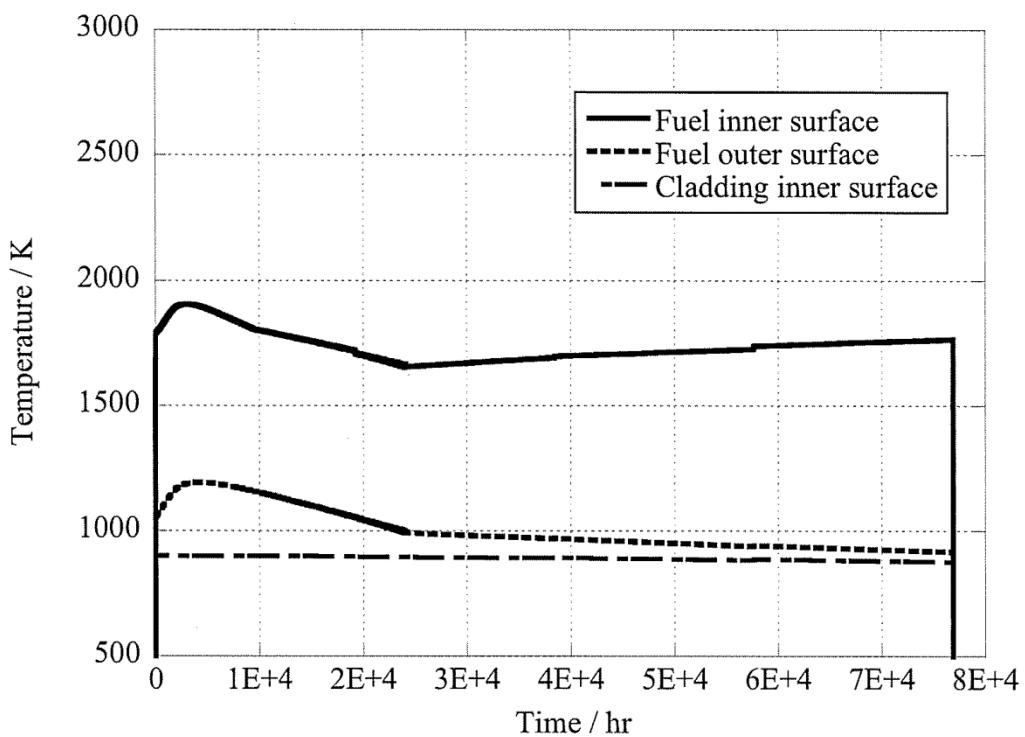


Fig.7 Temperature profiles at $X/L=0.9$

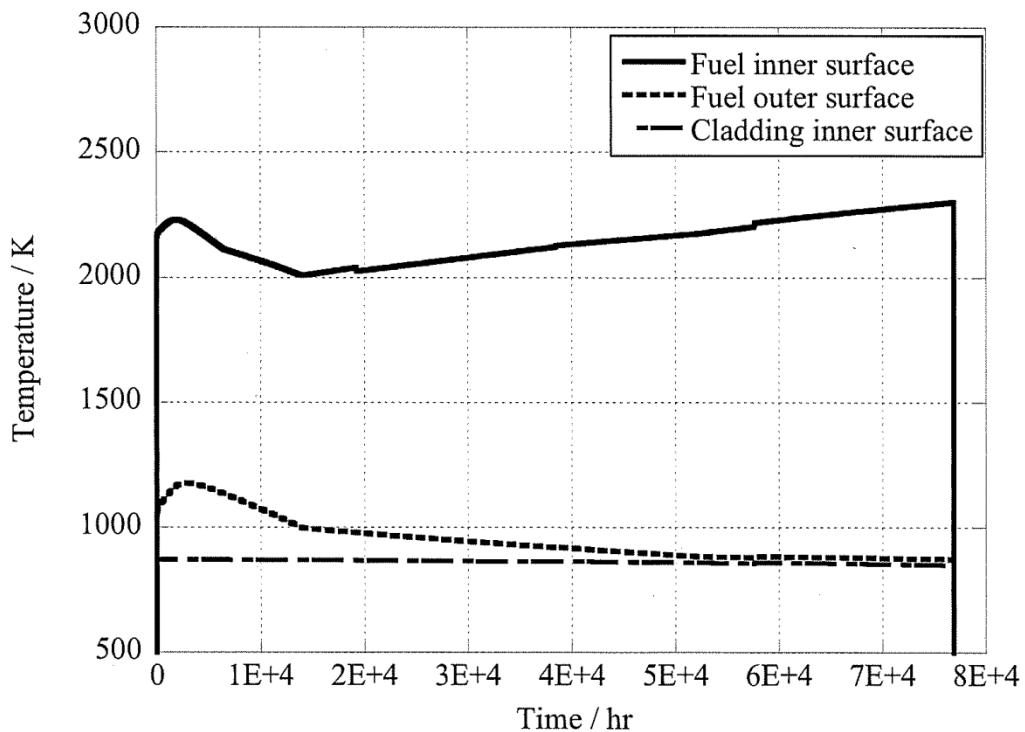


Fig.8 Temperature profiles at $X/L=0.7$

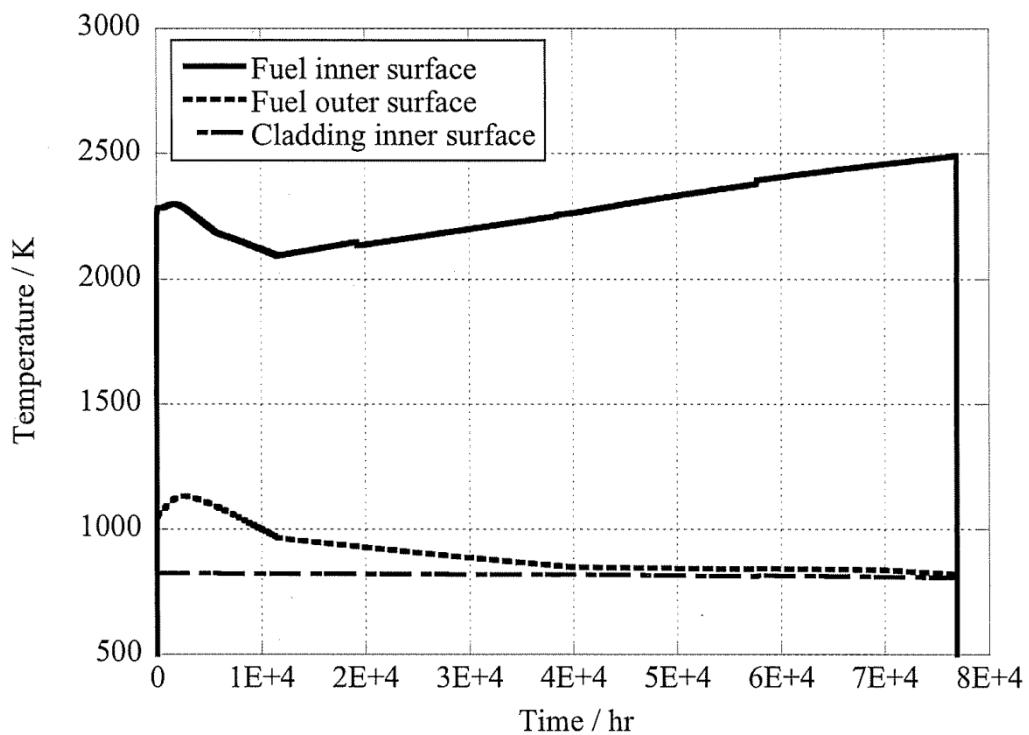


Fig.9 Temperature profiles at $X/L=0.5$

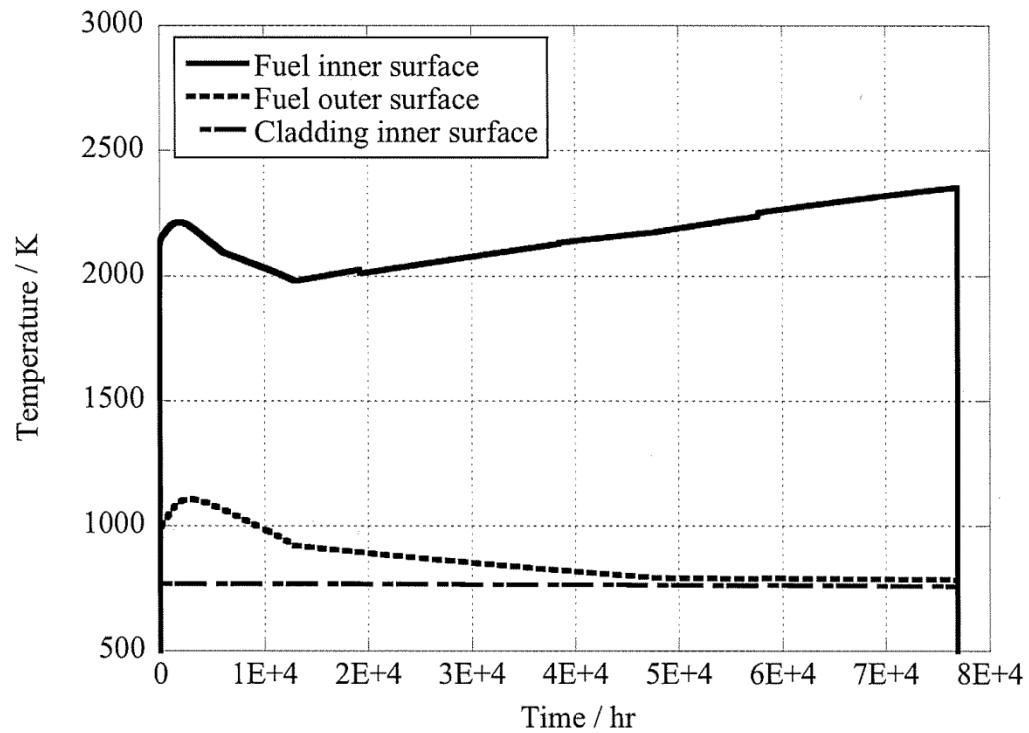


Fig.10 Temperature profiles at $X/L=0.3$

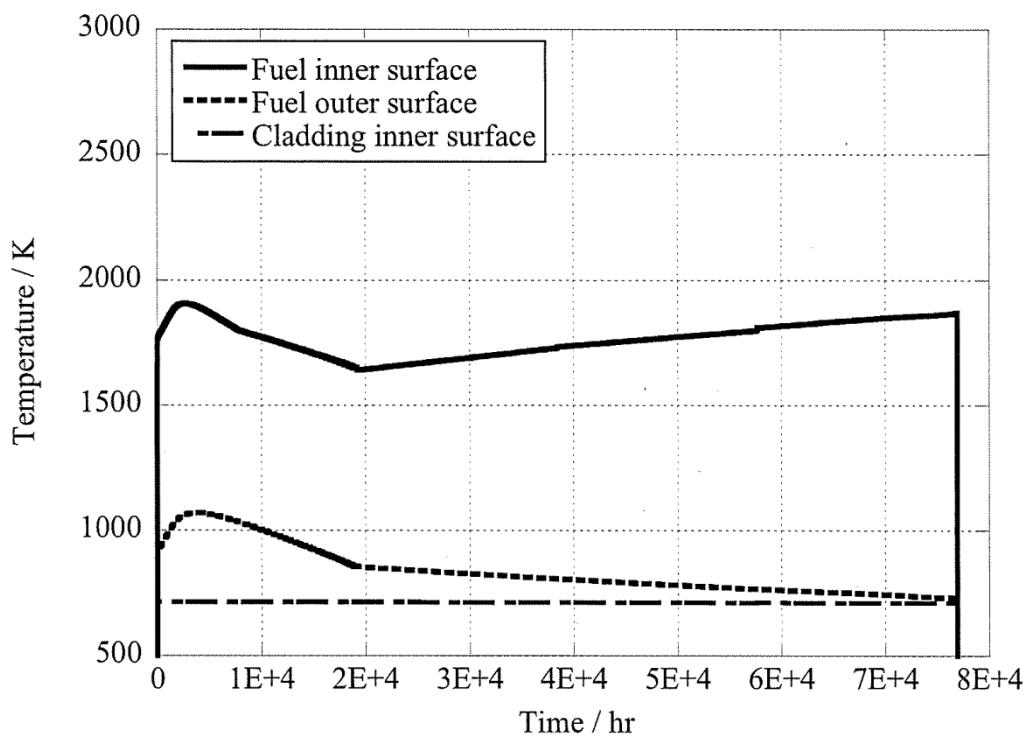


Fig.11 Temperature profiles at $X/L=0.1$

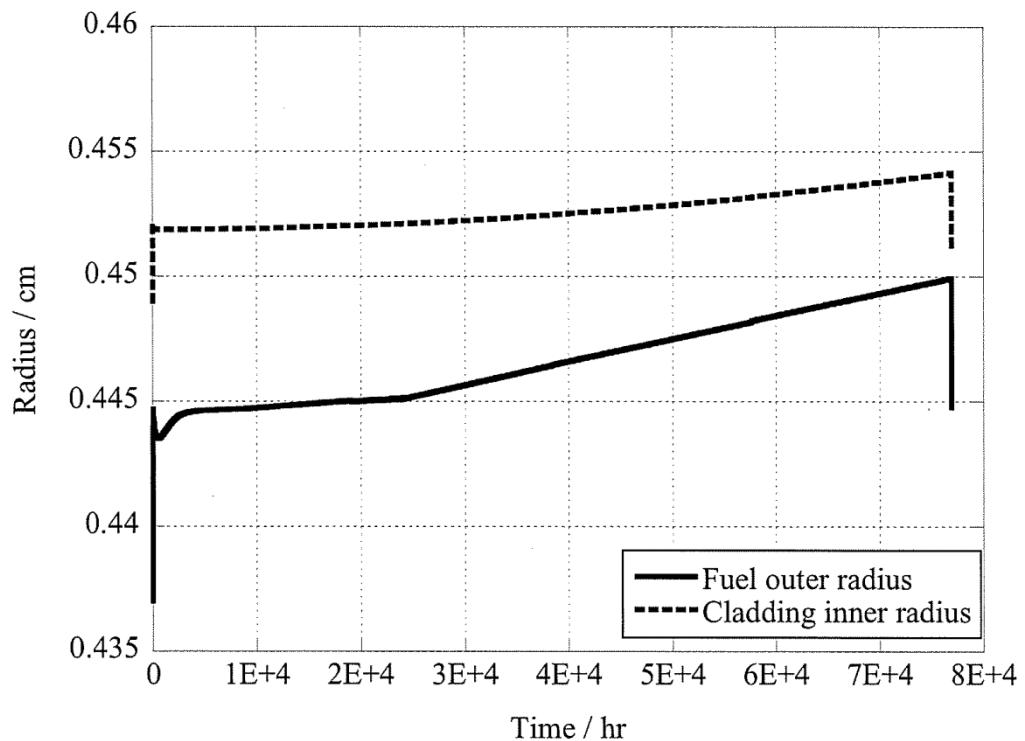


Fig.12 Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.9$

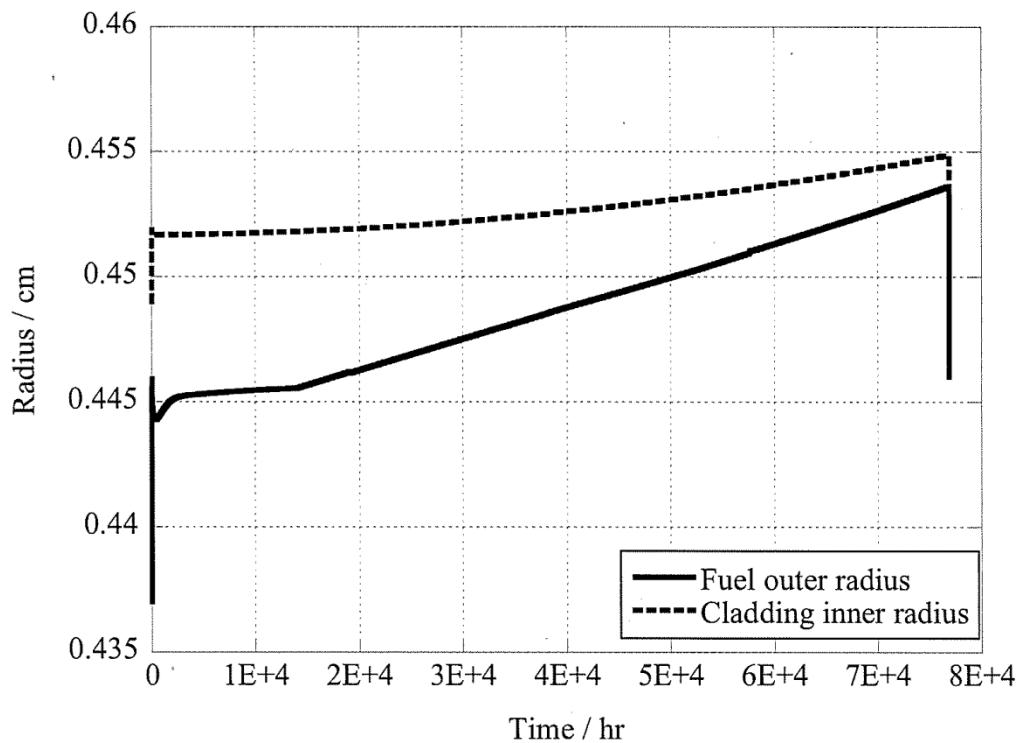


Fig.13 Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.7$

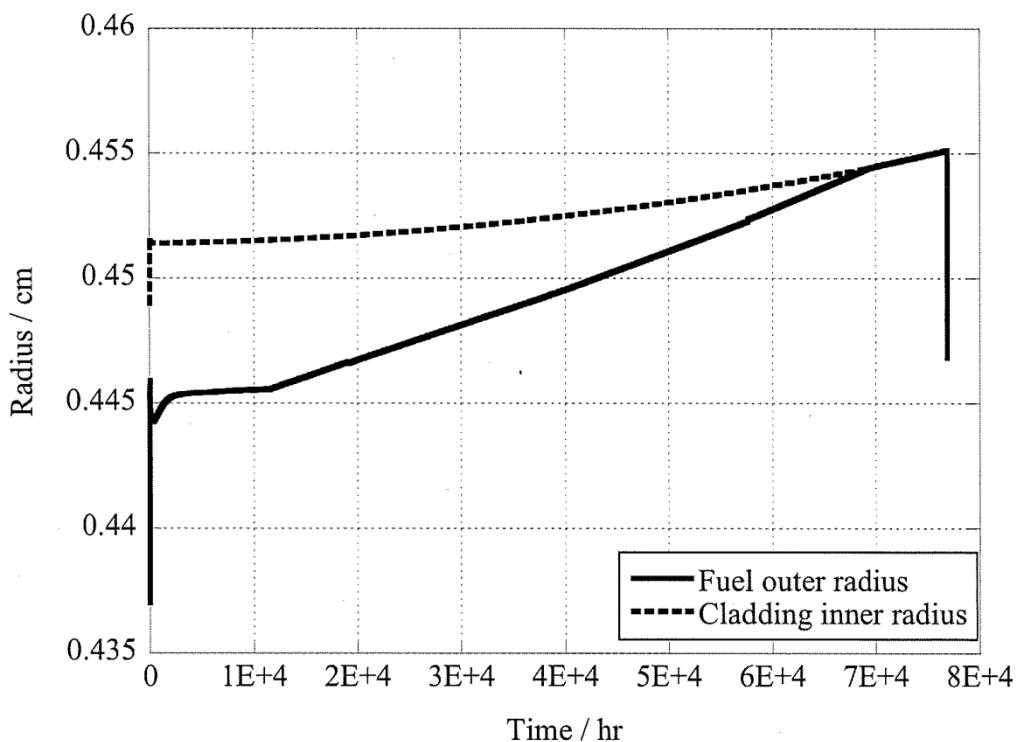


Fig.14 Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.5$

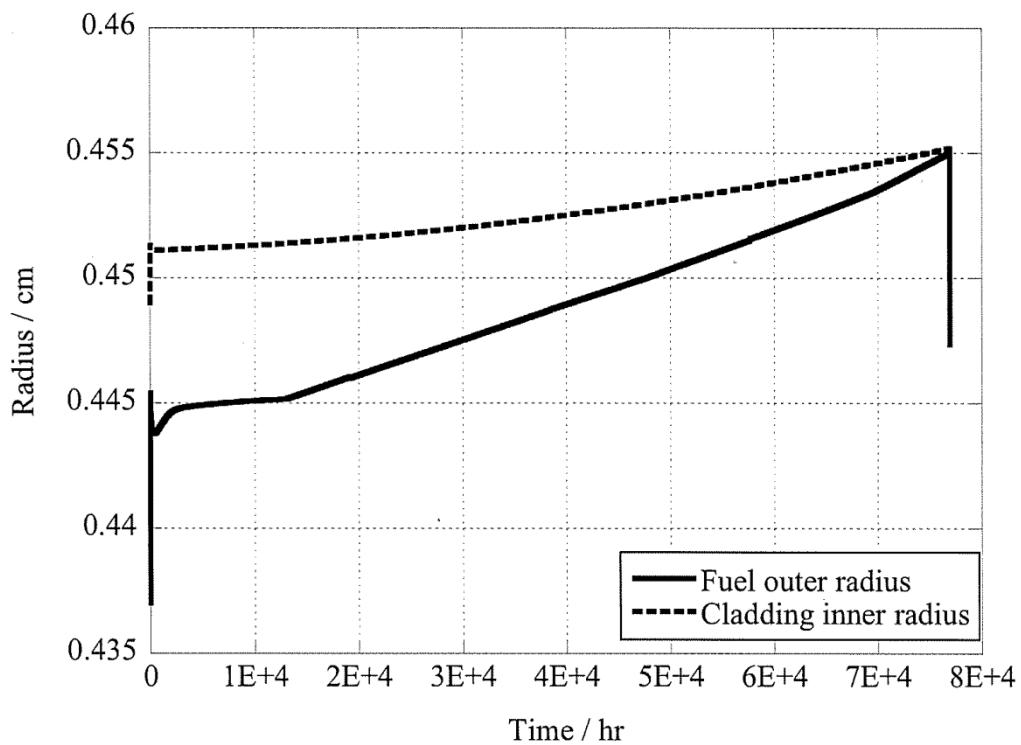


Fig.15 Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.3$

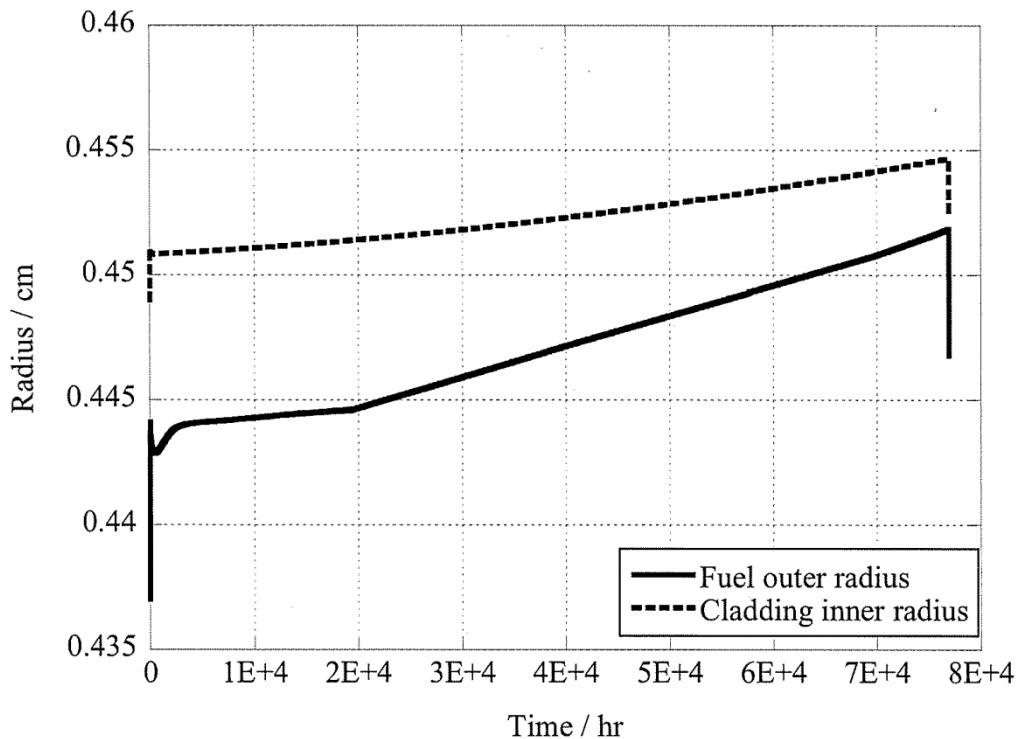


Fig.16 Deformation profiles of fuel and cladding at $X/L=0.1$

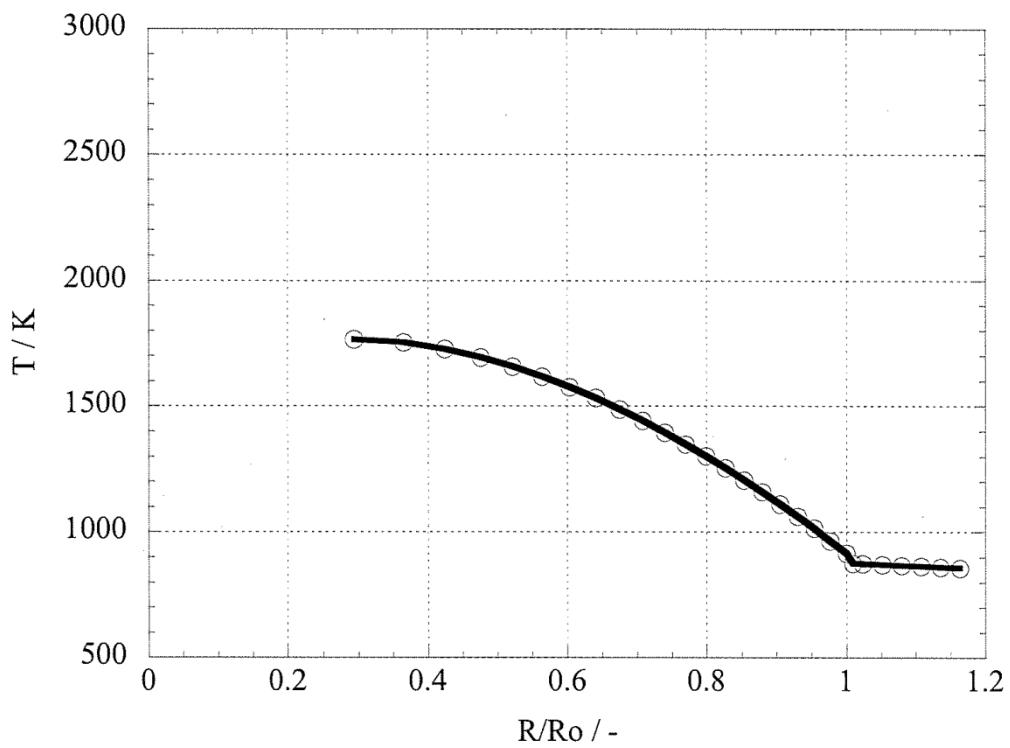


Fig.17 Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.9$

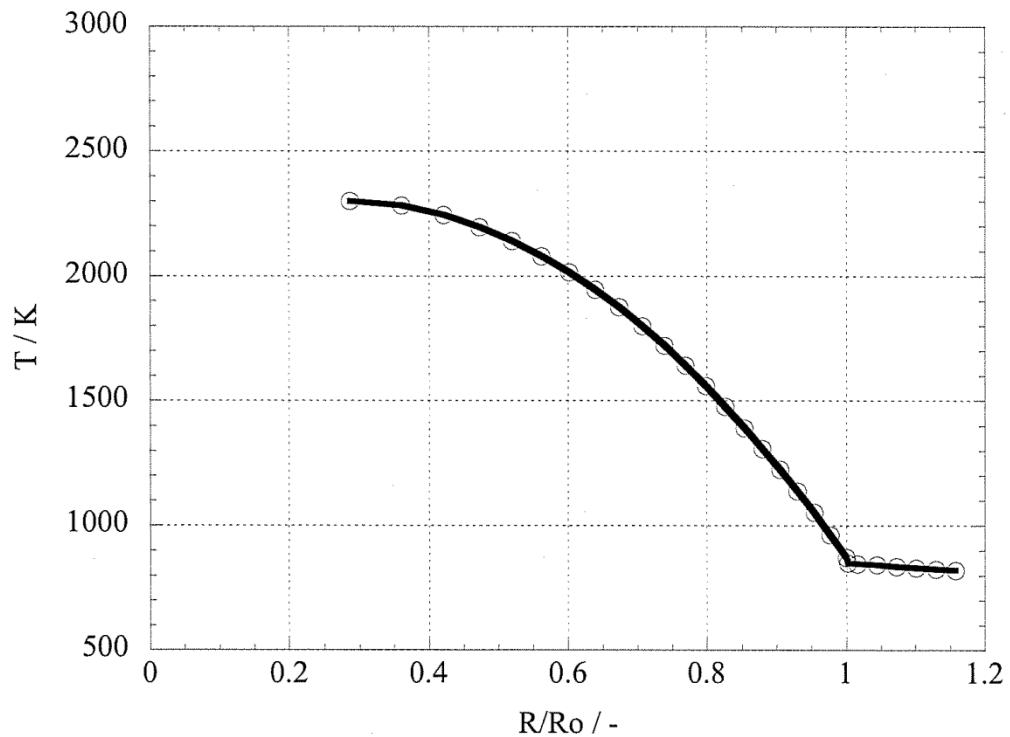


Fig.18 Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.7$

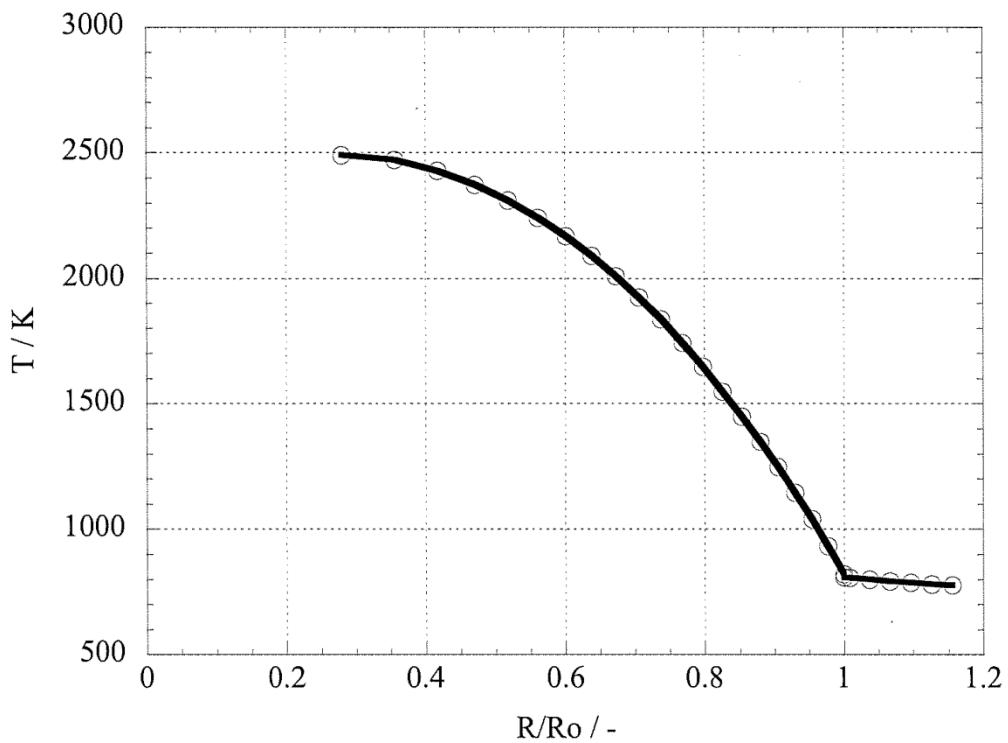


Fig.19 Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.5$

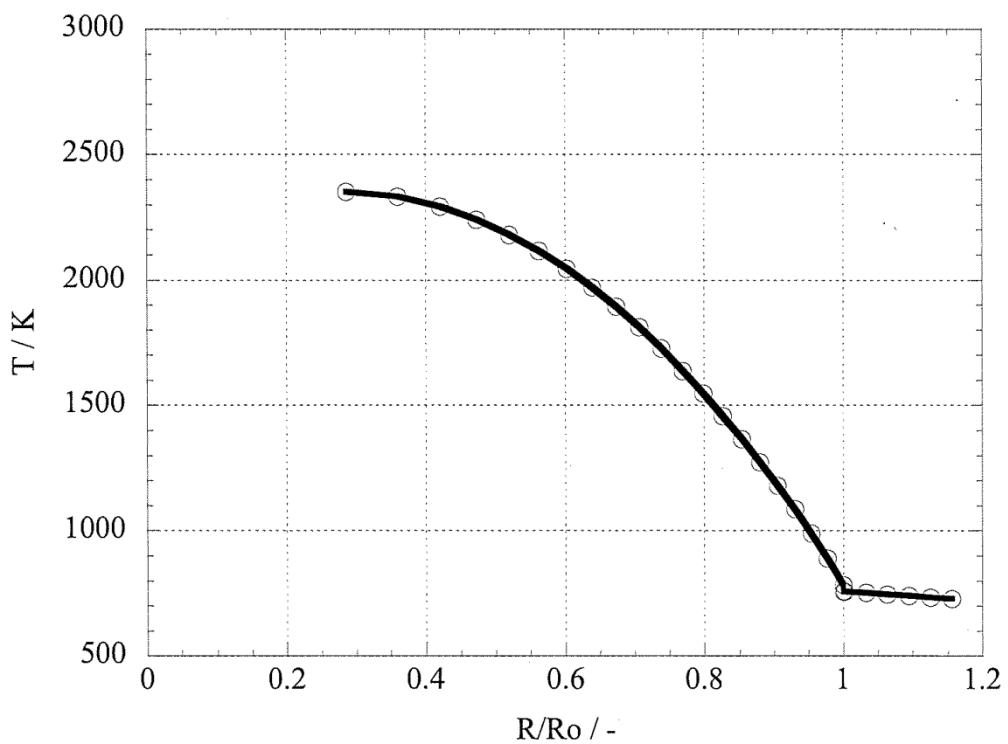


Fig.20 Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.3$

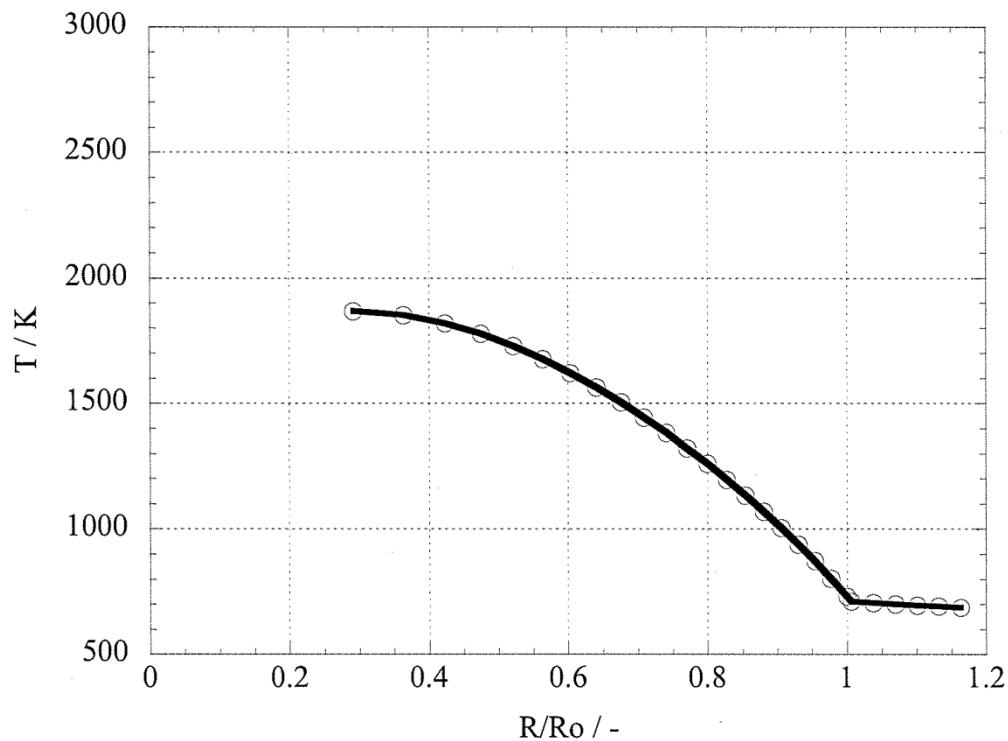


Fig.21 Radial distribution of fuel temperature at $X/L=0.1$

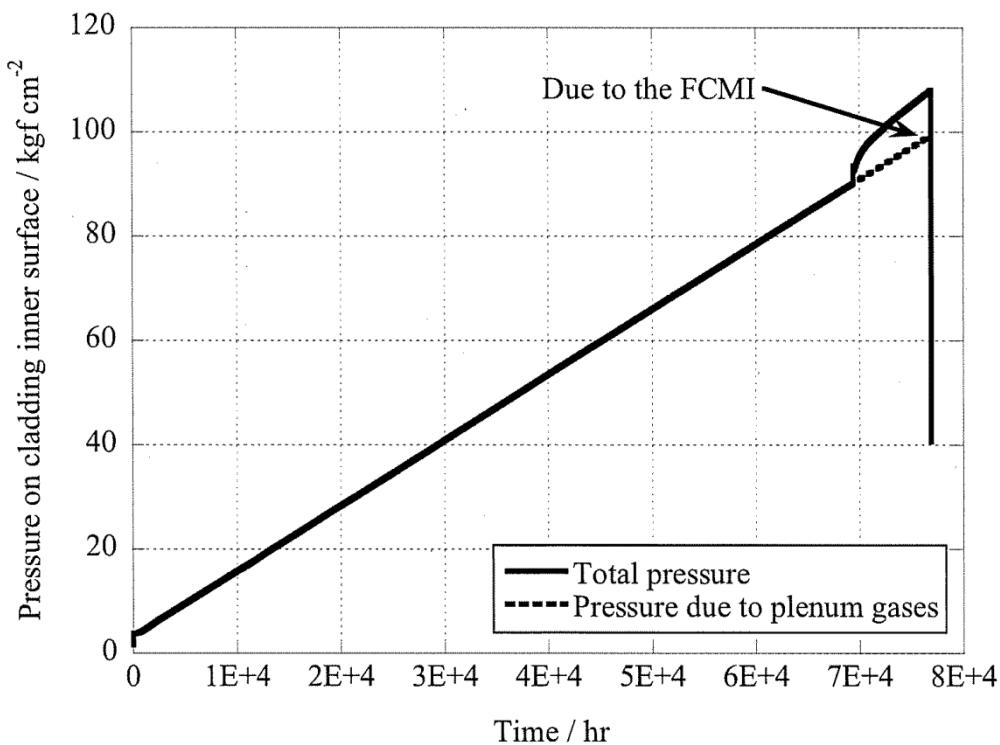


Fig.22 Profile of pressure on the cladding inner surface at $X/L=0.5$

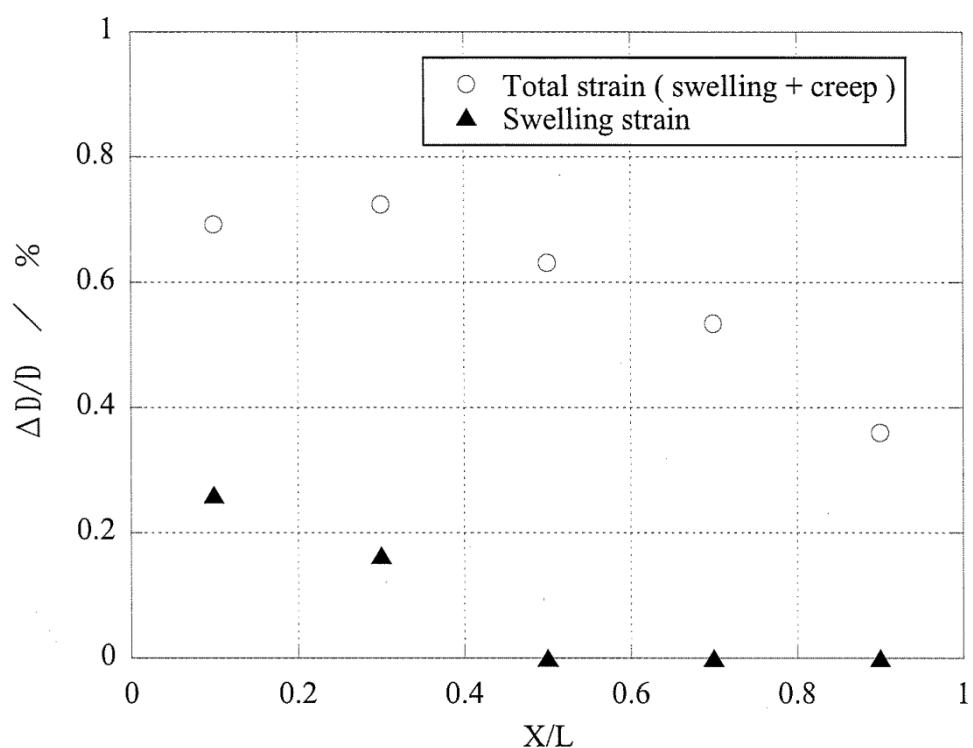


Fig.23 Cladding deformation after the irradiation

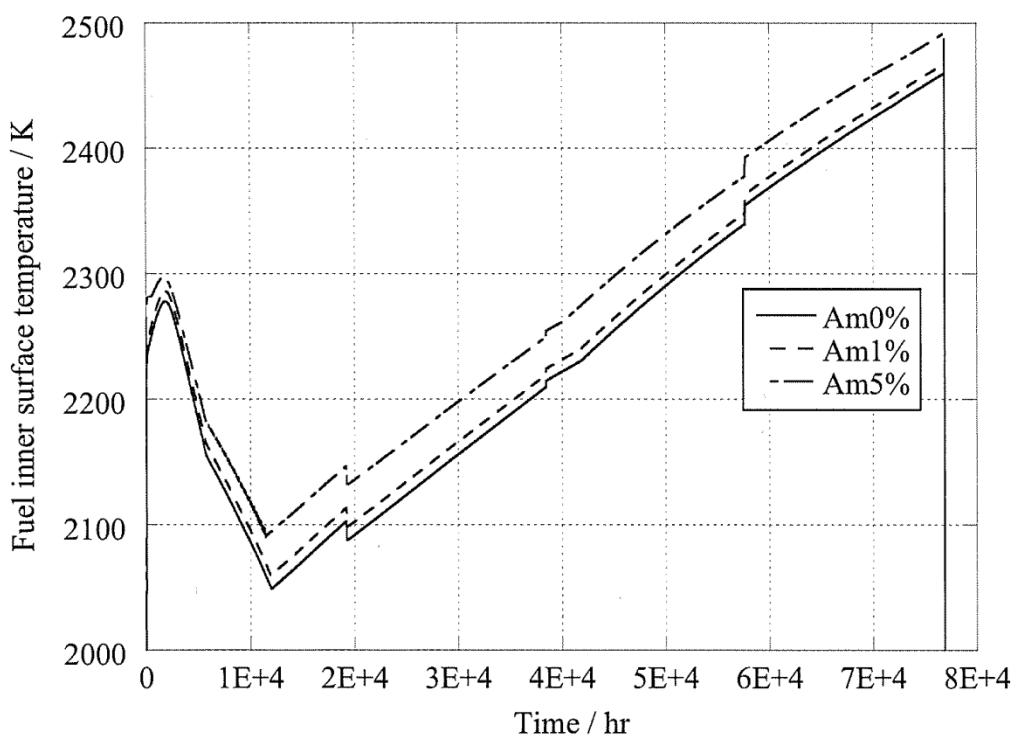


Fig.24 Temperature histories at X/L=0.5

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度、質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比體積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) 、濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率 ^(b)	(数字) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) とも呼ばれる。

(b) これらは無次元あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	m^2/m^2
力	ニュートン	N	s^{-1}
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m^2
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	$N\cdot m$
仕事率、工率、放射束	ワット	W	J/s
電荷、電気量	クーロン	C	$m^2 kg s^{-3}$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	$m^2 kg s^{-3} A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	$m^2 kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	$m^2 kg s^{-3} A^{-2}$
コンダクタンス	シーメンス	S	A/V
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
インダクタンス	スエンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C	K
光束度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)
放射性核種の放射能 ^(f)	ルクス	lx	lm/m^2
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	s^{-1}
吸収線量、比エネルギー分率、カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg
酸素活性	カタール	kat	$m^2 s^{-2}$
			$s^{-1} mol$

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかしあ接頭語を付した単位はもやはヨーロッパ語ではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は表示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能(activity referred a radionuclide)は、しばしば誤った用語で“radioactivity”と記される。

(g) 単位シーベルト(PV.2002,70,205)についてはICPMT勧告(OI-2002)を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^4 kg s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2 kg s^2$
表面張力	ニュートン每メートル	N/m	$kg s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m^{-1} s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	$m^{-1} s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	$kg s^{-3}$
熱容量、エンントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{-2} K^{-1}$
比熱容量、比エンントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^3 s^{-2}$
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m kg s^{-3} K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール每立方メートル	J/m ³	$m^1 kg s^2$
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m	$kg s^3 A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	$m^3 sA$
表面電荷密度	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^2 sA$
電束密度、電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^2 sA$
誘電率	フアラード每メートル	F/m	$m^3 kg^{-1} s^4 A^2$
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m	$m kg s^2 A^2$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^{-1}$
モルエントロピー、モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2 kg s^2 K^{-1} mol^{-1}$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} sA$
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2 s^{-3}$
放射強度	ワット每ステラジアン	W/sr	$m^4 m^2 kg s^{-3}=m^2 kg s^{-3}$
放射輝度	ワット每平方メートル每ステラジアン	W/(m ² sr)	$m^2 m^2 kg s^{-3}=kg s^{-3}$
色素活性濃度	カタール每立方メートル	kat/m ³	$m^{-3} s^{-1} mol$

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨーダ	Y	10^1	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^2	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^3	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^6	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^9	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{24}	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=1/(60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=1/(60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1m ² =10 ⁴ m ²
リットル	L	1L=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.602 176 53(14) \times 10^{-19} J$
ダルトン	Da	$1Da=1.660 538 86(28) \times 10^{-27} kg$
統一原子質量単位	u	$1u=1 Da$
天文単位	ua	$1ua=1.495 978 706 91(6) \times 10^{11} m$

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バー	bar	$1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10^5 Pa$
水銀柱ミリメートル	mmHg	$1 mmHg=133.322 Pa$
オングストローム	Å	$1 Å=0.1 nm=100 pm=10^{-10} m$
海里	M	$1 M=1852 m$
バーン	b	$1 b=100 fm^2=(10^{-12} cm)^2=10^{-28} m^2$
ノット	kn	$1 kn=(1852/3600)m/s$
ネーピル	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	$1 erg=10^{-7} J$
ダイニン	dyn	$1 dyn=10^{-5} N$
ボアズ	P	$1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1 Pa s$
ストーカス	St	$1 St=1 cm^2 s^{-1}=10^4 m^2 s^{-1}$
スチルブ	sb	$1 sb=1 cd m^{-2}=10^4 cd m^2$
フォート	ph	$1 ph=1 cd sr cm^{-2}=10^4 lx$
ガル	Gal	$1 Gal=1 cm s^{-2}=10^{-2} ms^{-2}$
マックスウェル	Mx	$1 Mx=1 G cm^2=10^{-8} Wb$
ガウス	G	$1 G=1 Mx cm^2=10^{-4} T$
エルステッド	Oe	$1 Oe \triangleq (10^3/4\pi)nA m^{-1}$

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 \triangleq 」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリ	Ci	$1 Ci=3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R=2.58 \times 10^{-4} C/kg$
ラド	rad	$1 rad=1 cGy=10^2 Gy$
レム	rem	$1 rem=1 Sv=10^{-2} Sv$
ガンマ	γ	$1 γ=1 nT=10^{-9} T$
フェルミ	fm	$1 fm=10^{-15} m$
メートル系カラット		$1 メートル系カラット = 200 mg = 2 \times 10^{-4} kg$
トル	Torr	$1 Torr = (101 325/760) Pa$
標準大気圧	atm	$1 atm = 101 325 Pa$
カロリ	cal	$1 cal=4.1858 J (=15°C カロリー), 4.1868 J (=IT カロリー) 4.184 J (=熱化学カロリー)$
ミクロ	μ	$1 μ=1 μm=10^{-6} m$

