

1

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉理論

6問中5問を選択して解答すること。

第1—1 無限体系の原子炉中の中性子の平均速さ v 、全マクロ断面積 Σ_t 、吸収、核分裂のマクロ断面積 Σ_a 、 Σ_f 、拡散係数 D 、1回当たりの核分裂で放出される中性子の平均数 ν が与えられたとき、これらを用いて以下を求めよ。

- (1) 中性子の衝突の平均自由行程
- (2) 中性子—原子核衝突の平均時間
- (3) 中性子吸収の平均寿命
- (4) 中性子拡散距離 L

また、同じ物質からなる有限な体系の原子炉の幾何学的バックリング B_g^2 が与えられたとき、以下を求めよ。

- (5) 体系から中性子が漏れない確率 P_{NL}
- (6) 原子炉内での中性子寿命 ℓ
- (7) この体系の実効増倍係数 k_{eff}

第1—2 軽濃縮燃料の熱中性子炉について、以下の各問に答えよ。

- (1) 無限増倍係数 k_∞ の因子の一つである、 η について説明せよ。
- (2) 非均質原子炉の無限増倍係数 k_∞ の各因子のうち、共鳴吸収を逃れる確率 p 、熱中性子利用率 f 及び高速核分裂因子 ϵ について、単位格子中の中性子束分布を図示しながら説明せよ。
- (3) 炉心の温度が上昇すると、共鳴吸収を逃れる確率 p はどのように変化するか。またそのとき、単位格子中の中性子束分布はどのように変化するか。
- (4) 軽水減速熱中性子炉でボイドが発生したときに、熱中性子利用率 f はどのように変化するか。
- (5) ボイド係数が負になるようにするためには、燃料体積と減速材体積の比をどのように選ぶとよいか。
- (6) ボイド係数が負または正の原子炉に小さな正の反応度が加わると、原子炉の出力はそれぞれどのように変化するか。

第1-3 以下の文章中の に入れるべき適当な式を、番号と共に記せ。

(解答例 ⑥— $2x^2$)

巨視的全断面積が Σ_t 、散乱断面積が Σ_s の無限大媒質中の点 r 周辺の微小体積 dV 内で起こる散乱反応数は、この点の中性子束を $\phi(r)$ とすると、

$$\text{①} \quad dV$$

で表される。ここで散乱が実験室系で等方であり、点 r が図のような位置にあると仮定すると、 dV 内での散乱の後に原点付近まで反応せずに飛来し、 x 軸に垂直な面 dA を通過する中性子数は、

$$\text{②} \quad \text{①} \quad \cos \theta \, dA \, dV$$

となる。従って、単位面積当たり dA を右側から左側に通過する中性子の総数を極座標を用いて求めるには、 $\mu = \cos \theta$ として、

$$J_x^- = \int_0^{2\pi} \int_0^1 \int_0^\infty \text{②} \quad \text{①} \quad r^2 \mu \, dr \, d\mu \, d\phi$$

の積分を行えばよい。

ここで $\phi(r)$ を原点の近傍のテーラー展開により、

$$\phi(r) = \phi_0 + \left(\frac{\partial \phi}{\partial x}\right)_0 x + \left(\frac{\partial \phi}{\partial y}\right)_0 y + \left(\frac{\partial \phi}{\partial z}\right)_0 z$$

と近似し、 $x = r\mu$ に注意して上記の積分を実行すると、

$$J_x^- = \text{③} \quad \phi_0 + \text{④} \quad \left(\frac{\partial \phi}{\partial x}\right)_0$$

となる。同様にして dA の左側から右側に通過する中性子数を求めると、

$$J_x^+ = \text{③} \quad \phi_0 - \text{④} \quad \left(\frac{\partial \phi}{\partial x}\right)_0$$

となるので、原点における x 方向の正味の中性子流は、

$$J_x = J_x^+ - J_x^- = - \text{⑤} \quad \left(\frac{\partial \phi}{\partial x}\right)_0$$

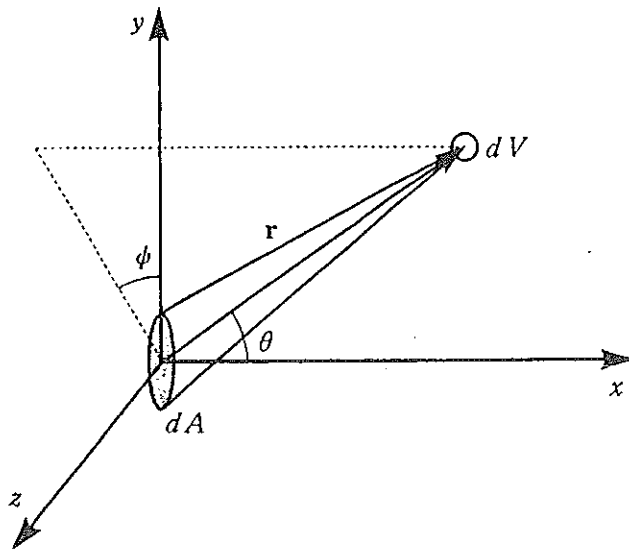
と求められる。 y 方向、 z 方向についても同様に考えれば、次のフィックの法則が導かれる。

$$J = -D \nabla \phi$$

ただし、

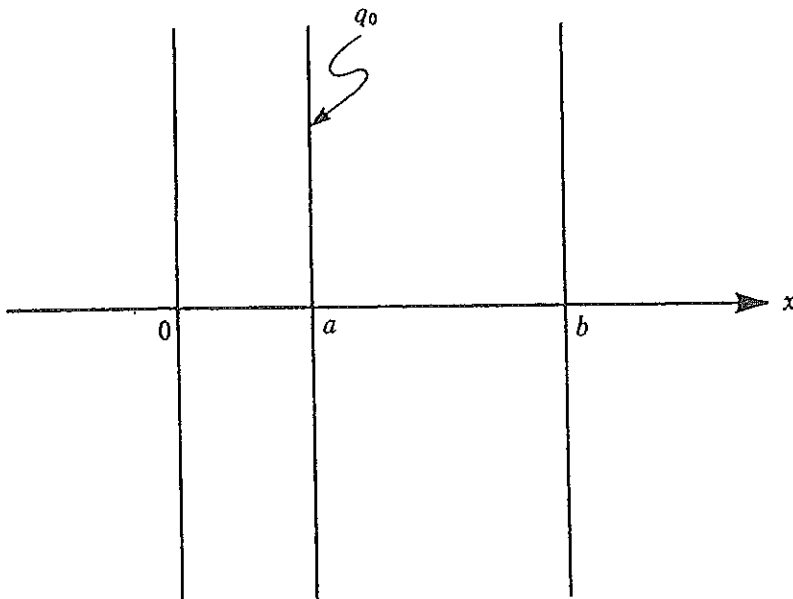
$$D = \text{⑤}$$

とする。



第1—4 ある吸収物質はエネルギー範囲 $E_1 < E < E_2$ に非常に強い共鳴を持っているとする。ただし、減速材による散乱は重心系で等方であり、共鳴の幅 $\Gamma = E_2 - E_1$ は十分狭く、この共鳴は漸近領域にあるとする。この共鳴の吸収断面積が無量大(黒い共鳴吸収物質)であると仮定した場合の共鳴吸収を逃れる確率を求めよ。ただし、減速材の減速パラメータを α , ξ とする。

第1—5 外挿距離を含めて厚さ b ($0 \leq x \leq b$) の無限平板の増倍体系が真空中に置かれている(下図)。いま、 $x = a$ (但し $0 < a < b$) の位置に平面中性子源 q_0 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) があり、増倍体系の物質組成が無増倍係数 $k_\infty = 1$ であるように与えられているとき、中性子束分布 $\phi(x)$ を求め、図に示せ。ただし、平板の中での中性子の拡散係数を D とする。



第1—6 原子炉中の時間依存の中性子束が次式で表せるとする。

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, t)}{\partial t} = D \nabla^2 \phi(\mathbf{r}, t) - \Sigma_a \phi(\mathbf{r}, t) + k_{\infty} \Sigma_a \phi(\mathbf{r}, t) + S(\mathbf{r}, t) \dots \textcircled{1}$$

ただし、 D 、 Σ_a 、 k_{∞} 、 $\phi(\mathbf{r}, t)$ および $S(\mathbf{r}, t)$ はそれぞれ拡散係数、吸収断面積、無限増倍係数、中性子束及び外部中性子源である。

いま、反射体節約を含めて厚さが、 a の無限平板状の原子炉が真空中にあり、非常に薄い強さ S_0 の平面状の外部中性子源が原子炉の中央、 $x = 0$ にあるとする。すなわち、外部中性子源は $\delta(x)$ をディラックの δ 関数として次式

$$S(\mathbf{r}, t) = S_0 \delta(x) \dots \textcircled{2}$$

で表せるとする。また初期条件は、

$$t < 0 \quad \text{で} \quad \phi(\mathbf{r}, t) = 0 \dots \textcircled{3}$$

とする。

この平板状原子炉について、以下の各問に答えよ。

- (1) 式①の各項の物理的な意味を説明せよ。
- (2) この平板状原子炉中の中性子束を求めるために、式①を解くときに必要な境界条件を記せ。
- (3) 式①を解いて、 $0 < t$ での中性子束を求めよ。また、この原子炉が臨界であるための条件を示せ。
- (4) この原子炉が臨界未満、臨界、臨界超過の時の中性子束の時間変化を図示せよ。
- (5) 十分に時間が経過した後で、臨界に近いときと、臨界から大きく離れた臨界未満のときの中性子束の大体の形を図示せよ。
- (6) 十分に時間が経過した後では、臨界未満から臨界に近くなると中性子束の大きさはどのように変化するか、式で示せ。
- (7) 前問の式を使って、原子炉を初めて臨界にするときの臨界接近の方法について説明せよ。

第40回

2

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

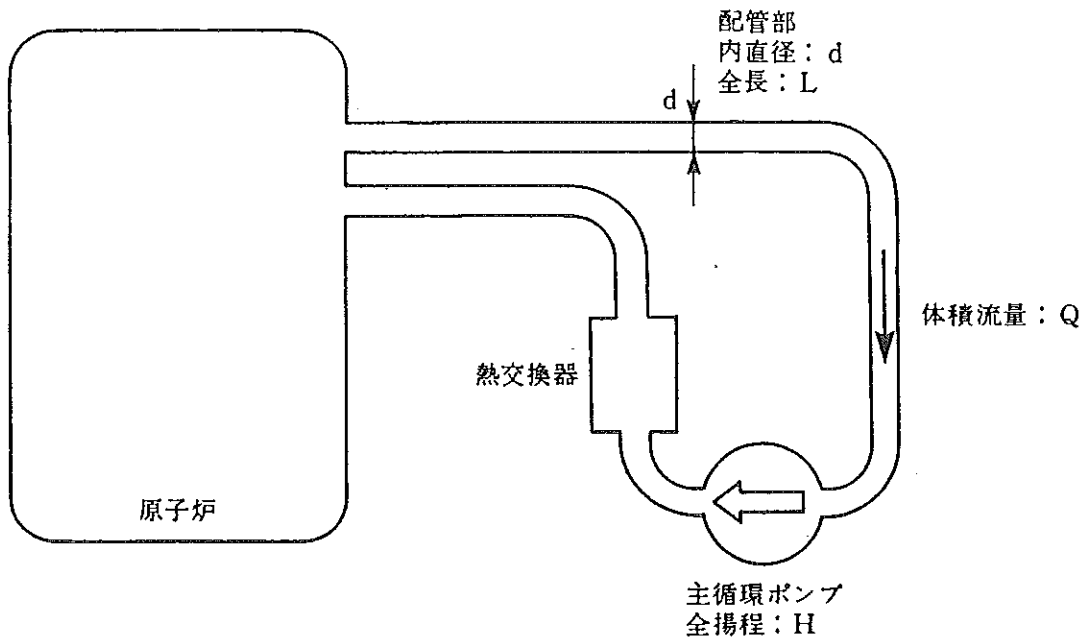
6問中5問を選択して解答すること。

第2—1 発電用軽水型原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認する上で、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、安全設計評価を行う必要がある。これに関連して、以下の各問に答えよ。(具体的には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の内容とする。)

- (1) 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の安全設計評価における評価すべき範囲について、それぞれ100字から200字程度で説明せよ。
- (2) 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の安全設計評価における判断基準について、それぞれ200字から300字程度で説明せよ。

第2-2 下図に示すような原子炉の主循環ポンプの設計を行いたい。定格運転時の冷却水の体積流量 Q を $2500 \text{ m}^3/\text{h}$ 、配管の内直径 d を 0.6 m 、配管部の全長 L を 150 m 、冷却材密度 ρ を $1000 \text{ kg}/\text{m}^3$ 、管摩擦係数 λ を 0.04 とする。ただし、流れは单相流とし、 λ はダルシーの定義に従うものとする。さらに、配管部は合計 20 個の曲がり部を有し、各曲がり部の形状損失係数 k は 0.5 とする。また、定格運転時の原子炉及び熱交換器での圧力損失の合計 Δp_0 は 200 kPa とする。以下の各問に答えよ。

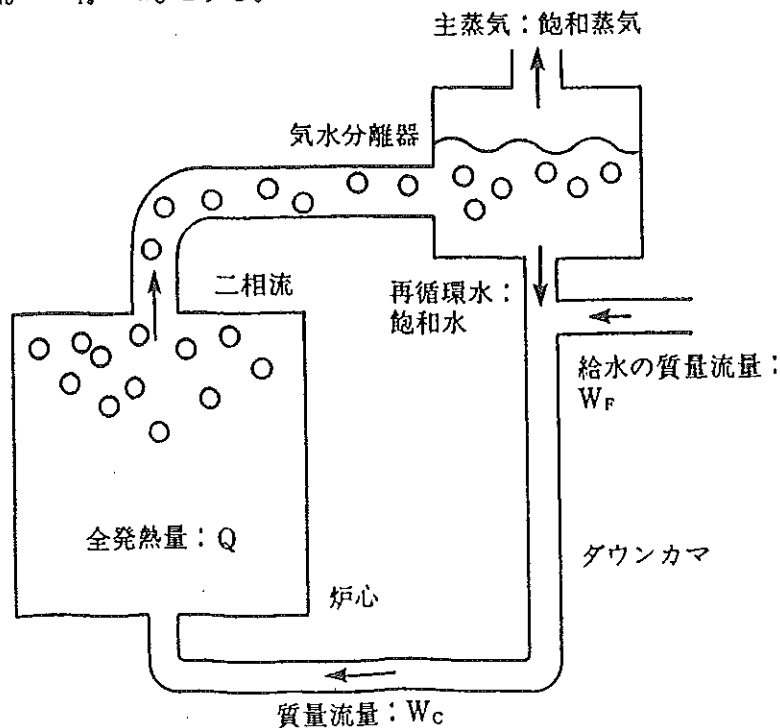
- (1) 定格運転時の配管部での圧力損失 Δp_L (kPa) を求めよ。
- (2) 定格運転時の主循環ポンプの全揚程 H (m) を求めよ。
- (3) ポンプの全効率 η を 1 とした場合の定格運転時のポンプに必要な動力 P (kW) を求めよ。



第2-3 下図に示すような自然循環の沸騰水型原子炉(BWR)の定常運転状態を考える。炉心で生成された気液二相混合物は、気水分離器で飽和水と飽和蒸気に完全に分離されて、飽和蒸気は主蒸気として体系外に輸送され、飽和水はダウンカマに再循環するものとする。給水の質量流量 W_F (kg/s)、ダウンカマでの質量流量 W_C (kg/s)、炉心での全発熱量 Q (W) が与えられているものとして、以下の各問に答えよ。ただし、気液両相は熱的平衡状態にあり、両相の速度差は無視できるものとする。さらに、圧力の影響は無視し、位置エネルギーや運動エネルギーの変化も無視できるものとする。また、物性値は以下で与えられるものとする。

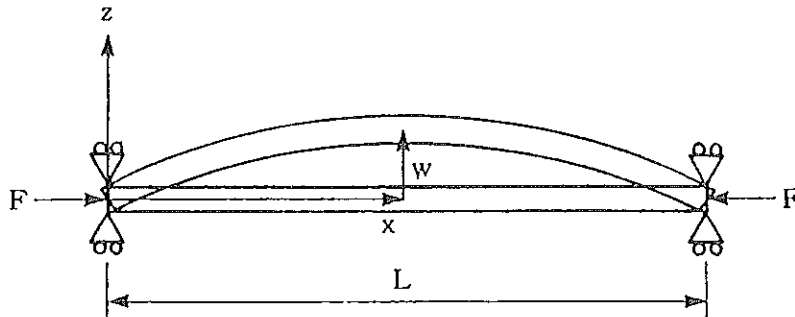
- h_{gs} : 飽和蒸気の比エンタルピー (J/kg)
- h_{fs} : 飽和水の比エンタルピー (J/kg)
- ρ_{gs} : 飽和蒸気の密度 (kg/m³)
- ρ_{fs} : 飽和水の密度 (kg/m³)

- (1) 炉心出口クオリティ x_e を、 W_F と W_C を用いて表せ。
- (2) 再循環率 ξ を、 x_e を用いて表せ。ただし、 ξ は主蒸気の質量流量に対する再循環する飽和水の質量流量の比で定義されるものとする。
- (3) 炉心出口ボイト率 α_e を、 W_F 、 W_C 、 ρ_{gs} 及び ρ_{fs} を用いて表せ。
- (4) 定常状態を得るための給水の比エンタルピー h_F (J/kg) を、 W_F 、 Q 及び h_{gs} を用いて表せ。
- (5) 炉心入口での冷却水のサブクールエンタルピー Δh_{sub} (J/kg) を、 x_e 、 h_{fs} 及び h_F を用いて表せ。ただし、炉心入口での冷却水の比エンタルピーを h_c (J/kg) とした場合、 $\Delta h_{sub} = h_{fs} - h_c$ とする。



第2—4 両端を単純支持された長さ L の細長い真っ直ぐな配管がある。この配管に圧縮方向に $F(N)$ の荷重がかかったとき、以下の各問に答えよ。ただし、下図に示すように配管をヤング率 $E(Pa)$ 、断面2次モーメント $I_z(m^4)$ の細長い棒と仮定し、両端は自由に回転できるものとする。

- (1) ある断面 x における z 方向のたわみを w とし、 w は十分に小さいとすると、 F と w の関係式を記せ。
- (2) (1)の関係式を満たす w の一般解を求めよ。
- (3) (1)の関係式と境界条件 $w(0) = w(L) = 0$ を満たす解を求めよ。
- (4) 座屈荷重を求めよ。
- (5) 座屈したときのたわみの形を求めよ。



第2—5 原子炉構造機器の設計においては、種々の破損事象を合理的に防止するために応力分類という考え方が採られている。関連して、以下の各問に答えよ。

- (1) 応力分類の内容について、具体例を挙げながら説明せよ。
- (2) 構造設計において考慮すべき破損様式について、具体例を挙げながら説明せよ。
- (3) 応力分類と破損様式の関連について説明せよ。

第2—6 原子炉施設の安全設計に関連する以下の用語について、簡潔に説明せよ。

- (1) 多重防護(Defense in Depth)
- (2) 「物理的分離」と「機能的隔離」
- (3) 単一故障
- (4) 確率論的破壊力学
- (5) RT_{NDT} (関連温度)

第 40 回

3

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の運転制御

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 3-1 以下の用語について簡単に説明せよ。(6 問中 5 問を選択して解答せよ。)

- (1) 供用期間中検査
- (2) 再冠水
- (3) PID 制御
- (4) ATWS 事象
- (5) セーフティカルチャー(Safety Culture)
- (6) SPND

第 3-2 原子炉施設の平常運転時に環境に放出される放射性廃棄物に関して、以下の各問に答えよ。なお、必要な場合には対象とする炉型を明記して解答してもよい。

- (1) 気体状及び液体状の放出放射性物質の種類(核種)として代表的なものを、気体状に関して 2 種類、液体状に関して 3 種類挙げ、その発生源について知るところを述べよ。
- (2) 気体廃棄物中の放射性物質に関し、環境への主要な放出経路と放出機構について知るところを述べよ。

第 3-3 以下の各問について答えよ。ただし、解答に当たっては、PWR あるいは BWR のいずれかを選択することとし、選択したプラント型式を明記すること。

- (1) 発電プラントの起動から定格出力到達までのプロセスについて概要を述べよ。
- (2) 発電プラント出力の制御手法について、タービン制御も含めて知るところを述べよ。
- (3) 発電プラントの出力調整運転の方法について知るところを述べよ。

第 3-4 原子力施設等の事象の国際評価尺度について、以下の問に答えよ。

国際評価尺度は、「所外への影響」、「所内への影響」及び「深層防護の劣化」の 3 つの基準のうち最も高いレベルをその事象の評価レベルとし、8 段階に区分されている。チェルノブイリ 4 号炉の事故(1986 年 4 月)を例にとって、その事象の評価レベルを、上記 3 つの基準との関連において説明せよ。

第3-5 臨界状態にある原子炉にステップ状の正の反応度 ρ を加えたとき、一点炉近似が成り立つとすれば、中性子束 $\phi(t)$ は次式で与えられる。

$$\phi(t) = \sum_{j=1}^7 A_j e^{\omega_j t} \dots\dots\dots ①$$

ただし、 ω_j は次の反応度方程式の根である。

$$\rho = \frac{\omega_j l}{1 + \omega_j l} + \frac{\omega_j}{1 + \omega_j l} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{ieff}}{\omega_j + \lambda_i} \dots\dots\dots ②$$

ここで、 l は即発中性子平均寿命、 β_{ieff} は第 i 群の実効遅発中性子生成割合、 λ_i は遅発中性子先行核の崩壊定数である。これを利用して、制御棒反応度を測定する方法がある。これについて、以下の各問に答えよ。

- (1) 測定方法の名称を述べよ。
- (2) 測定原理を簡単に説明し、反応度と測定量との関係を直接表す式を示せ。
- (3) 実測定とその測定方法について具体的に説明せよ。

第3-6 一点炉近似の動特性方程式をもとに、臨界状態にある原子炉に、非常に大きいステップ状の正の反応度が加わった場合を想定して、以下の各問に答えよ。

- (1) 即発臨界を超えた状態の原子炉に対する動特性方程式の近似式を示し、これを解いて原子炉出力の時間的变化を求めよ。ただし、加わった反応度は時間に無関係に一定であり、原子炉スクラムは作動しないと、反応度フィードバックは無視してよい。また、必要ならば、初期出力 P_0 、時間 t 、時刻 t における炉出力 $P(t)$ 、全遅発中性子生成割合 β 、反応度 ρ 、実効増倍係数 k 、即発中性子寿命 l を用いよ。
- (2) 初期に UO_2 燃料内の発熱量は 10^{-6} W/gUO_2 で、加わった反応度が2ドルの場合、出力上昇に伴って燃料内に蓄積されるエンタルピーが「発電用軽水型原子炉の反応度投入事象に関する評価指針」に定められた事故時の「燃料エンタルピーの最大値」に達するまでの時間を求めよ。ただし、燃料表面は断熱条件とし、全遅発中性子生成割合 β は 0.0065、即発中性子寿命 l は 10^{-4} s とする。
- (3) このような反応度投入事象においては、どのような反応度フィードバックが有効に働くと考えられるか、簡単に説明せよ。

第 40 回

4

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 4—1 以下の(1)から(10)の事項と(a)から(j)の事項について、最も関係の深いものを組み合わせて記

号で示せ。(解答例 (1)―(k))

- | | |
|--------------------|------------------|
| (1) BWR 燃料被覆管 | (a) アルミニウム合金 |
| (2) PWR 燃料被覆管 | (b) マグノックス |
| (3) VVER 燃料被覆管 | (c) ハフニウム |
| (4) FBR 燃料被覆管 | (d) ステンレス鋼 |
| (5) 金属ウラン燃料被覆材 | (e) インコネル |
| (6) MTR 板状燃料被覆材 | (f) 純ジルコニウム |
| (7) BWR 燃料棒端栓 | (g) ジルカロイ-2 |
| (8) PWR 制御棒案内管 | (h) ジルカロイ-4 |
| (9) BWR 十字型制御棒 | (i) 低錫ジルカロイ-4 |
| (10) PWR 上部タイププレート | (j) ジルコニウム-ニオブ合金 |
- 押さえばね

第 4—2 軽水型原子炉の構成材料として、

- (1) 構造材
- (2) 減速材
- (3) 反射材
- (4) 制御材
- (5) 遮蔽材

があるが、具体的な材料を 1 つ挙げて、各材に要求される代表的な性質を少なくとも 2 つ挙げながら 150 字以内で説明せよ。

第4—3 軽水型原子炉燃料の照射挙動に関連した現象(下記(a)及び(b))と高燃焼度化対策(下記(c)及び(d))について、各々150字以内で説明せよ。

- (a) 燃焼度伸長に伴うペレット/被覆ギャップの変化
- (b) ペレット熱特性の変化
- (c) ペレットの改良
- (d) 被覆材の改良

第4—4 「発電用核燃料物質に関する技術基準を定める省令」(通商産業省令)において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材は以下の各号に適合するものでなければならないと定められている。以下の記述の項目の番号と共に、正しいものには○印、誤っているものには×印を示し、誤っている語句(各一箇所)を正しいものに訂正せよ。

(解答例 (9)×, 大きい→小さい)

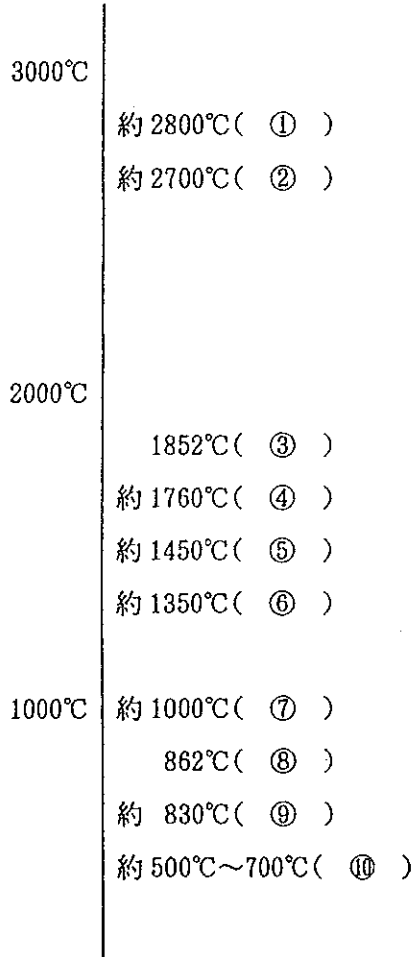
- (1) 各元素(ウラン, プルトニウム, 酸素及び不純物)の含有量の全重量に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。
- (2) 酸素の原子数のウラン及びプルトニウムの原子数の合計に対する比率の値は、実用上差し支えがないものであること。
- (3) ウラン 235, ウラン 238 及びプルトニウム 241 の含有量の合計のウラン及びプルトニウムの含有量の合計に対する百分率の値の偏差は、著しく大きくないこと。
- (4) ウランの均一度は、実用上差し支えがないものであること。
- (5) ペレット型燃料材にあつては、ペレットの各部分の寸法の偏差は、著しく大きくないこと。
- (6) ペレット型燃料材にあつては、ペレットの密度の偏差は、著しく大きくないこと。
- (7) ペレット型燃料材にあつては、ペレットの表面に割れ、きず等で有害なものがないこと。
- (8) ペレット型燃料材にあつては、ペレットの表面に油脂、酸化物等で有害な付着物がないこと。

第4—5 以下の記述には誤りが含まれている。番号と共に誤りの部分を全て指摘し、正しい文となるよう訂正せよ。(解答例 (6)…重水を減速材とした…→…軽水を減速材とした…)

- (1) 磁粉探傷試験は、磁性体の内部欠陥を知るための検査法であり、試料を磁化し、漏洩磁束を作り、弱磁性体粉末が吸着されることを利用する。
- (2) サーモグラフィーでは、欠陥によって熱伝達が局所的に変化し温度分布が変化すること、また紫外線の放射エネルギーと物体温度との間に相関があることを利用して、体積欠陥を検出する。
- (3) 監視試験は、 γ 線による機能材料の劣化を確認するためのものであり、圧力容器の使用期間中に少なくとも1回は実施しなければならない。
- (4) 構造用鋼の使用温度に上限があるのは、塑性変形を生じさせないために定めたもので、低合金鋼では425℃、オーステナイト鋼では375℃となっている。
- (5) 二次応力強さの限界は管の塑性崩壊強さに基づいており、プラントの運転状態Ⅱ、Ⅲ、Ⅳによらないで一定である。

第4—6 軽水型原子炉燃料と炉心構成材料は、温度上昇に伴ってその状態が変化したり他の物質と反応する。下記の温度軸上の空欄()に当てはまる高温現象を右欄から選択せよ。

(解答例 ①—(o))



選 択 欄
(a) Ni/Zr や Fe/Zr の共晶温度
(b) 運転時の燃料被覆外表面温度
(c) ジルカロイの溶融温度
(d) Ag/In/Cd 合金の溶融温度
(e) UO ₂ の融点
(f) ジルカロイの再結晶
(g) インコネルの溶融温度
(h) ジルコニア(ZrO ₂)の融点
(i) ジルコニウムの融点
(j) 鉄の融点
(k) アルミナの融点
(l) ジルコニウムの α → β 変態温度
(m) ステンレス鋼の溶融温度
(n) B ₄ C の溶融温度

第 40 回

5

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 5 — 1 以下の放射線防護に関連する用語について簡単に説明せよ。

- (1) 除染係数(Decontamination Factor)
- (2) 濃縮係数(Concentration Factor)
- (3) 線質係数(Quality Factor)
- (4) 防護係数(Protection Factor)
- (5) 再浮遊係数(Resuspension Factor)

第5—2 以下の表及び図は、平成7年版原子力安全白書から抜粋したものである。□に入るべき適当な語句または数字を番号と共に記せ。(解答例 ①—原子炉)

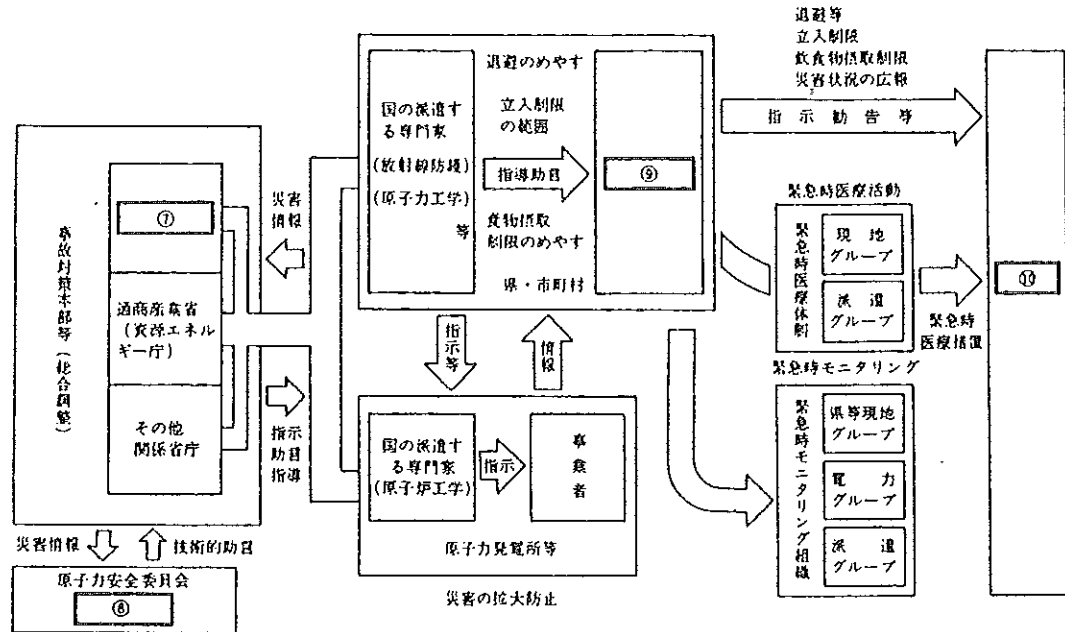
(1) 国際放射線防護委員会(ICRP)の線量限度

項 目	Publication 60 ^{#1)}	Publication 26 ^{#2)}
1. 職業被ばく		
○実効線量	5年間で □①□ mSv (ただし 50 mSv/年を超えてはならない)	50 mSv/年
○組織線量	水 晶 体 150 mSv/年 皮 膚 500 mSv/年 □②□ 500 mSv/年	水 晶 体 150 mSv/年 その他の組織・器官 500 mSv/年
○女性(妊娠中)	妊娠期間中に腹部表面 2 mSv	職業被ばくの線量限度値の □③□
2. 公衆被ばく		
○実効線量	1 mSv/年(特別な状況ではこれを超えることが許されるが、□④□年間の平均が 1 mSv/年を超えないようにしなければならない。)	1 mSv/年(生涯にわたる平均の年実効線量当量が 1 mSv/年を超えることのないかぎり、5 mSv/年という補助的線量限度を数年にわたって用いることが許される。)
○組織線量	水 晶 体 15 mSv/年 皮 膚 50 mSv/年	水 晶 体 □⑤□ mSv/年 皮 膚 50 mSv/年
3. □⑥□	実効線量 0.5 Sv 皮 膚 5 Sv	————— —————

注1 : ICRP が 1990 年に採択した勧告

注2 : ICRP が 1977 年に採択した勧告

(2) 原子力発電所等に係る防災対策の仕組み



第5—3 以下の文章の 内に当てはまる適切な語句又は数値などを番号と共に記せ。

(解答例 ①—自然放射線)

- (1) 体内に摂取した放射性物質の量の評価法は、アルファ線放出核種に対して ① 法、ガンマ線放出核種に対して ② 法が一般的に用いられる。
- (2) 外部被ばくに係る線量当量の測定は、実効線量当量を ③ メートル線量当量、皮膚の組織線量当量を ④ メートル線量当量、眼の水晶体の組織線量当量を ⑤ メートル線量当量で行う。
- (3) アルファ線、ベータ線及びガンマ線のエネルギースペクトルを測定するための検出器として、それぞれ ⑥ , ⑦ 及び ⑧ がある。
- (4) 表面密度の測定は、固着性汚染に対して ⑨ 法が、遊離性汚染に対して ⑩ 法が用いられる。

第5—4 原子炉施設の放射線防護に関して、以下の文章で正しいものには○印を、誤っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印をつけたものについては、その理由を簡単に述べよ。ただし、 ^{60}Co の1 cm 線量当量率定数(H 値)は、 $0.35 \mu\text{Sv} \cdot \text{m}^2/\text{MBq} \cdot \text{h}$ である。

- (1) 定期検査において機器の点検、修理に従事する作業者の外部被ばくに寄与する主な線源は、放射化生成物 ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{59}Fe であり、その大部分は燃料被覆管表面に付着している。
- (2) ^{60}Co 100 MBq の線源を半価層の3倍の厚さを有するコンクリートで遮へいし、線源から1 m の遮へい外側表面で線量当量率を測定したところ、 $44 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。
- (3) 環境への放射性ヨウ素の放出を低減するため、空気浄化系には捕集材として通常活性炭フィルタが使用されているが、その種類の選択に当たっては、主として放射性ヨウ素の化学性状、流通空気の流速、温湿度条件を考慮しなければならない。
- (4) トリチウム雰囲気管理区域において火災が発生したので、活性炭カニスタ付の全面マスク(防毒マスク)を着用して応急措置を行ったところ、安全上問題なくトリチウムによる内部被ばくが防止できた。
- (5) 放射線被ばく管理のため個人警報線量計(APD)が使用されているが、最近検出器として、半導体やガラス素子が採用されるようになって、線量計は軽量化した。一方、警報音は作業に支障をきたすので、容易に停止できる機構をそなえている。

第5—5 放射線測定・放射線障害に関する用語や数字について、A項と最も関係の深い事項をB項から一つ選び、それらの番号の組み合わせを記せ。(解答例 ㉒—(u))

A 項	B 項
(1) GM 計数管	(a) 中枢神経死
(2) フィルムバッジ	(b) Gy
(3) 半導体検出器	(c) β 放射体の放射能測定
(4) 100 Gy の急性全身被ばく	(d) C/kg
(5) 10 Gy の急性全身被ばく	(e) 熱刺激
(6) 5 Gy の急性全身被ばく	(f) 約 2.4 mSv/年・人
(7) 照射線量の単位	(g) 個人モニタリング
(8) 吸収線量の単位	(h) 放射性核種の同定
(9) 線量当量の単位	(i) 精神遅滞
(10) 集団線量の単位	(j) 骨髄死
(11) 自然放射線から世界の人々が受ける平均実効線量当量	(k) 一時不妊
(12) ベルゴニエ・トリポンドーの法則	(l) RBE
(13) DNA の塩基の配列	(m) 胃腸死
(14) 確率的影響	(n) 紫外線刺激
(15) 確定的影響(非確率的影響)	(o) 約 1 mSv/年・人
(16) 胎内被ばく	(p) 遺伝情報
(17) 放射線の生物学的効果比	(q) Sv
(18) 熱ルミネセンス線量計	(r) 放射線感受性
(19) 蛍光ガラス線量計	(s) 発がん
(20) 自然放射線から日本人が受ける平均被ばく線量当量	(t) 人・Sv

第5—6 500 keV の γ 線が 12% の蛍光効率をもつ NaI(Tl) シンチレータに吸収された。シンチレータの中で生じたシンチレーション光子は、平均 2.8 eV のエネルギーをもち、その 75% が光電子増倍管のカソードに到着する。このシンチレーション光子の 20% が光電子に変換するとして、以下の各問について答えよ。

ただし、それぞれの γ 線光子からの波高値(パルス・ハイト)の変動は、カソードに到達したパルスあたりの光子の数の統計的バラツキによるものとする。

- (1) 吸収された γ 線光子当たり生成されたシンチレーション光子の平均の数を求めよ。
- (2) γ 線光子あたり生成された光電子の平均の数を求めよ。
- (3) 光電子増倍管のカソードから 1 個の光電子を生成するために、入射 γ 線光子が費やしたエネルギーの平均値を求めよ。

6

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「規制法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律をいい、「政令」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令をいい、「主務省令」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則又は実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

第6—1 規制法第33条第2項において、主務大臣は設置の許可の取り消し、又は1年以内の期間を定めて原子炉の運転の停止を命ずることができることになっているが、この条項が適用されることとなる行為を5つ記せ。

第6—2 以下の文章のうち、正しいものには○印を、間違っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印を記したものについては、その理由を簡単に述べよ。

- (1) 原子炉設置者は、原子炉を解体しようとするときは、あらかじめ主務大臣の許可を受けなければならない。
- (2) 科学技術庁長官は、原子炉主任技術者が規制法又は規制法に基づく命令の規定に違反したときは、その原子炉主任技術者免状の返納を命ずることができる。
- (3) 原子炉設置者は、原子炉施設を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質を取り扱う場合で政令に定める場合には、主務省令で定めるところにより、防護措置を講じなければならない。
- (4) 主務大臣は、保安規定が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉施設の保安管理上十分でないとき、原子炉設置者に対し、保安規定の変更を命ずることができる。
- (5) 原子炉設置者は、主務省令で定められるところにより、原子炉の運転その他原子炉施設の使用に関し主務省令で定める事項を記録し、これをその工場又は事業所に備えて置かななければならない。

第6—3 規制法第36条において、主務大臣が原子炉設置者に対して原子炉施設の使用の停止、改造、修理又は移転等を命ずることができるときとはどのようなときか。該当することをすべて記せ。

第6—4 以下の文章は規制法第64条の条文である。□□□□に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。(解答例 ⑪—許可)

精錬事業者、加工事業者、□□□①□□，外国原子力船運航者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者(以下この条において「事業者等」という。)並びに事業者等から□□□②□□又は□□□③□□を委託された者は、その□□□④□□する核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は□□□⑤□□に関し、□□□⑥□□，□□□⑦□□その他の災害が起こったことにより、核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は□□□⑤□□による災害が発生する□□□⑧□□があり、又は発生した場合においては、□□□⑨□□，主務省令で定めるところにより、□□□⑩□□を講じなければならない。

第6—5 規制法第29条において、原子炉設置者は年1回の定期検査を行うこととなっているが、政令で定められている定期検査対象施設を5つ記せ。

1

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 理 論

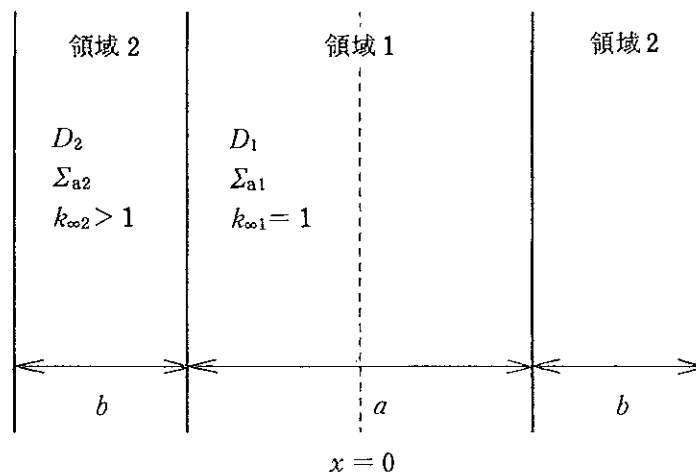
6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 1—1 4 因子公式は、中性子の漏れが小さい大型の熱中性子炉の中性子実効増倍係数 k を推定するときによく用いられる近似である。以下の各問に答えよ。

- (1) 各因子 ϵ , p , η , f の物理的な意味を説明せよ。
- (2) 燃料の熱中性子吸収断面積, 核分裂断面積及び燃料以外の炉心構成物質の熱中性子吸収断面積がそれぞれ Σ_a^F , Σ_f , Σ_a^{NF} , 1 回の核分裂で放出される中性子の平均数が ν で与えられているとき, η , f をこれらの物理量で表現せよ。
- (3) 以下, 原子炉の炉心構成物質が一様かつ均質に分布していると仮定する。簡単のために, 燃料原子数密度と燃料以外の物質の原子数密度が等しく, かつ熱中性子に対する微視的断面積がそれぞれ $\sigma_f^f = 100 \text{ b}$, $\sigma_c^f = 10 \text{ b}$, $\sigma_a^{NF} = 20 \text{ b}$ で与えられているものとする。ただし, 下添え字の f , c , a は核分裂, 捕獲, 吸収に関する断面積であることを示し, 上添え字 F , NF は燃料, 燃料以外の物質を示す。また, ν が 2.5, ϵ , p がそれぞれ 1.03, 0.6 とする。この原子炉について中性子の無限増倍係数 k_∞ を計算せよ。
- (4) 真空中におかれた均質で反射体なしの球形原子炉を考える。外挿距離を含めてその直径は 4 m で, 原子炉の物質組成が(3)で与えられたものと同じであるとした場合, この原子炉の幾何学的バックリング B^2 を計算せよ。またこの原子炉の中性子移動面積 M^2 が 60 cm^2 の場合, 中性子が体系から漏れない確率 P_{NL} と中性子実効増倍係数 k を求めよ。

- 第1—2 一定強度 q_0 (個/cm³/s) の熱中性子源が一様に分布している無限の均質な媒質がある。ただし、媒質の巨視的吸収断面積を Σ_a 、拡散係数を D とする。今、無限媒質の原点(球座標で $r=0$) に、1秒間あたり q_1 個の中性子を吸収する点吸収源が存在するとき、無限媒質中の中性子束分布 $\phi(r)$ を求めたい。以下の各問に答えよ。
- (1) 無限媒質中に点吸収源が存在しない場合の中性子束 $\phi_1(r)$ を求めよ。
 - (2) 無限媒質中に熱中性子源が存在せず、原点に点吸収源が存在する場合を考える。この場合、原点を除く領域($r \neq 0$) での中性子束 $\phi_2(r)$ が従う拡散方程式を記せ。
 - (3) (2)の拡散方程式を解くために必要な境界条件を記せ。ただし、点吸収源を負の点中性子源 $-q_1$ とおけ。
 - (4) (2)の拡散方程式の解 $\phi_2(r)$ を求めよ。
 - (5) 中性子束 $\phi_1(r)$ 、 $\phi_2(r)$ を用いて無限媒質中の中性子束分布 $\phi(r)$ を求めよ。

- 第1—3 下図に示すような $x=0$ について対称な2領域の無限平板状の原子炉がある。第1領域の厚さを a 、第2領域の厚さを b とし、外挿距離は無視する。拡散係数、熱中性子吸収断面積は、第1、第2領域についてそれぞれ D_1 、 Σ_{a1} 及び D_2 、 Σ_{a2} であり、無限増倍係数は、第1領域について $k_{\infty 1} = 1$ 、第2領域について $k_{\infty 2} > 1$ とする。
- (1) 第1、第2それぞれの領域における中性子束が従う拡散方程式と、この問題に対する境界条件を記せ。
 - (2) (1)に示された拡散方程式を解いて、第1、第2それぞれの領域における中性子束分布を与える式を求めよ。
 - (3) この原子炉の臨界条件を求めよ。



第1-4 核燃料と減速材との均質な混合物からなる有限の大きさをもつ裸の熱中性子炉について、実効増倍係数 k を次式で表すものとする。

$$k = \frac{k_{\infty} \exp(-B^2 \tau_T)}{1 + B^2 L^2} \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

ここで、 k_{∞} 、 B^2 、 τ_T 及び L はそれぞれ無限増倍係数、バックリング、熱中性子年令及び熱中性子拡散距離である。以下の各問に答えよ。

(1) 式①及び4因子公式を用いて、核燃料に熱中性子が1個吸収されたものとして、核分裂連鎖反応における中性子のひとつの世代を説明せよ。

(2) 核分裂による高速中性子源のみがある場合、熱領域への減速密度 $q(r, \tau_T)$ は熱中性子束 $\phi(r)$ を用いて次式で表される。

$$q(r, \tau_T) = \frac{k_{\infty} \Sigma_a}{p} \exp(-B^2 \tau_T) \phi(r) \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

吸収がない場合のフェルミの年令方程式、

$$\frac{\partial}{\partial \tau} q(r, \tau) = \nabla^2 q(r, \tau) \dots\dots\dots \textcircled{3}$$

を用いて、式②を導け。ここで、 Σ_a 及び p はそれぞれ熱中性子吸収断面積及び共鳴を逃れる確率である。

(3) 共鳴吸収は減速領域で起こらず、熱中性子となる直前で起こると仮定して、式②の減速密度を中性子源としてもつ定常状態の熱中性子拡散方程式を用いて、臨界方程式を導け。

(4) 水均質炉の大きさが与えられた場合、臨界組成を決める式を、 $Z = \Sigma_{aF} / \Sigma_{aM}$ について求めよ。ここで、 $\epsilon p = 1$ としてよい。なお、 Σ_{aF} 、 Σ_{aM} 及び ϵ はそれぞれ燃料の熱中性子吸収断面積、減速材の熱中性子吸収断面積及び高速核分裂因子である。

(5) 低濃縮燃料の場合、燃料濃度(燃料対減速材の原子密度比)の変化に対して、 k_{∞} は極大を示す。このふるまいを、 k_{∞} を構成する各因子の主な特性と共に、図示して説明せよ。

第1-5 遅発臨界で定常状態にある原子炉に対して、即発臨界に至らない十分小さい正の反応度を、時刻 $t = 0$ にステップ状に加えたものとする。なお、この原子炉の特性を次式で表す。

$$\frac{d}{dt} N(t) = \frac{k(1 - \beta) - 1}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \dots\dots\dots(1)$$

$$\frac{d}{dt} C_i(t) = -\frac{k\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (i = 1, 2, \dots, 6) \dots\dots\dots(2)$$

ここで、 $N(t)$ は中性子密度、 $C_i(t)$ は第 i 群の先行核密度、 k は実効増倍係数、 β_i は第 i 群の遅発中性子割合 ($\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$)、 Λ は中性子寿命、 λ_i は第 i 群の先行核の崩壊定数である。以下の各問に答えよ。

- (1) 遅発臨界と即発臨界について説明せよ。なお、実効増倍係数及び反応度 ρ の大きさも示すこと。
- (2) $t < 0$ における定常解を、中性子密度 N_0 と第 i 群の先行核密度 C_{i0} について求めよ。
- (3) $t \geq 0$ における特性は、次の反応度方程式(逆時間方程式)の根 ω によって特徴づけられる。次式を導け。

$$\frac{k-1}{k} = \frac{\omega\Lambda}{1+\omega\Lambda} + \frac{\omega}{1+\omega\Lambda} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\omega + \lambda_i} \dots\dots\dots(3)$$

- (4) 正反応度の投入直後において、中性子密度は急速に増加する(即発跳躍)。この増加の立ち上がりを特徴づけるペリオド T_p を示し、増加の大きさを N_0 に対する相対値として ρ 及び β を用いて表せ。
- (5) 即発跳躍の後、中性子密度は指数関数的に増加する。このときの安定ペリオド T_s を求めよ。なお、 T_p と T_s の物理的な違いも記すこと。

第1-6 軽水炉では $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ 反応で冷却水中に放射性的 ^{16}N が生成する。いま冷却水が時間 T_1 で炉心を通過し、炉心を出てから時間 T_2 後に再び炉心入口に戻るものとする。

- (1) 炉心内において冷却水中の ^{16}N の濃度 n の時間変化を表す微分方程式を示せ。ただし、冷却水中での $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ 反応の巨視的断面積を Σ 、 $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ 反応に寄与するエネルギー領域の炉心平均中性子束を ϕ 、 ^{16}N の崩壊定数を λ とせよ。
- (2) 炉心入口における ^{16}N 濃度が n_0 だった場合、この冷却水が炉心を出るときの ^{16}N 濃度を求めよ。
- (3) 運転開始から十分時間がたつと、冷却水中の ^{16}N 濃度分布は飽和して一定になる。このときの炉心出口における ^{16}N 濃度を求めよ。

2

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。
- (問題の全文を写し取る必要はない。)

原子炉の設計

6 問中 5 問を選択して解答すること。

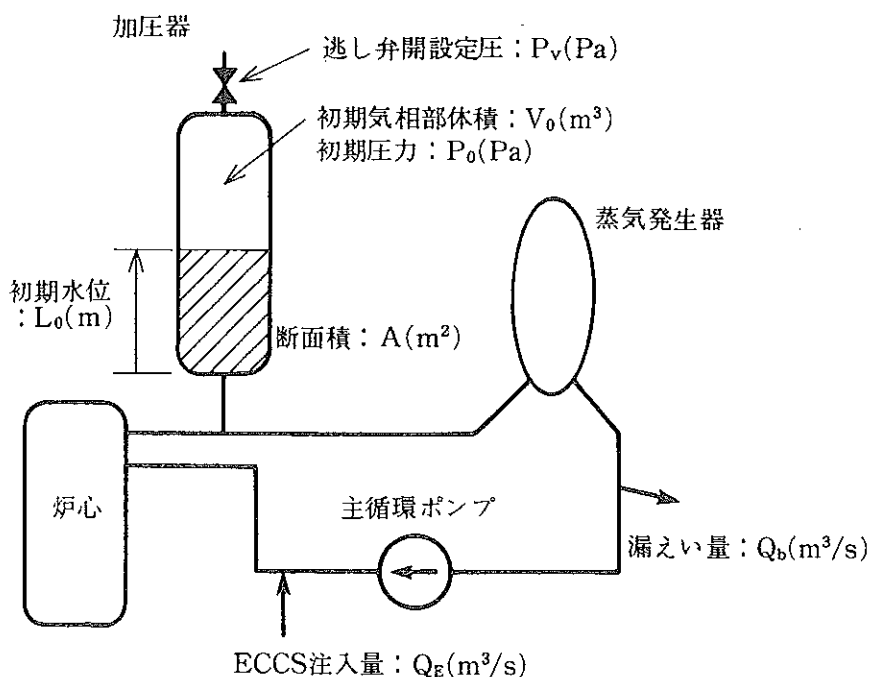
第 2 - 1 内半径 R_1 、外半径 R_2 、長さ L の鉄管(熱伝導率 λ_1 (一定))を用いて飽和蒸気を通す。ただし、この鉄管の内面及び外面は、それぞれ飽和蒸気及び外気によって一定温度 T_1 及び T_2 ($T_1 > T_2$) に保たれ、温度は半径方向のみ変化すると仮定する。以下の各問に答えよ。

- (1) この鉄管内の半径方向の温度分布及び鉄管全外面を通過して外気に流れる熱量を求めよ。
- (2) この鉄管の内面に厚さ 1 mm の一様な水あか(熱伝導率 $\lambda_2 = 0.1 \text{ W/mK}$)が付着した場合、鉄管全外面を通過して外気に流れる熱量を求めよ。ただし、鉄管の内径を 100mm、外径を 110 mm、長さを 100 m、熱伝導率を 40 W/mK とし、また、飽和蒸気及び外気の温度をそれぞれ 200°C、20°C とする。

第2-2 下図に示すような加圧水型原子炉で、時刻 $t = 0$ (s) で一定の漏えい量 Q_b (m^3/s) での小漏えいが発生した場合を想定する。原子炉圧力 P (Pa) は時間と共に減少し、原子炉はスクラムする。また、加圧器水位が L_s (m) まで下がった時刻 t_s (s) で非常用炉心冷却系 (ECCS) の起動信号が発せられ、 Δt (s) 遅れて ECCS から一定の注水流量 Q_E (m^3/s) で注水が始まる。この結果、原子炉圧力は上昇に転じ、時刻 t_v (s) で加圧器逃し弁設定圧 P_v (Pa) に達する。その後、逃し弁が開くことにより原子炉圧力は P_v に保たれる。

加圧器は断面積 A (m^2) の円筒形とし、気相部の初期圧力を P_0 (Pa)、気相部の初期体積を V_0 (m^3)、初期水位を L_0 (m) として以下の各問に答えよ。ただし、事象は準定常的に推移するものとする。加圧器内の気相は理想気体と仮定し、温度変化は考えない。さらに、一次冷却材及び ECCS からの注入水は非圧縮とする。また、原子炉圧力は加圧器気相部圧力と代表できるものとする。沸騰は考えない。

- (1) 時刻 t_s 及びそのときの原子炉圧力 P_s (Pa) を L_s の関数として求めよ。
- (2) 時刻 t_v を Q_b 及び Q_E の関数として求めよ。
- (3) 時刻 t_v までに ECCS から注水された冷却材の総量 V_E (m^3) を Q_b 及び Q_E の関数として求めよ。
- (4) 横軸を時間、縦軸を圧力として原子炉圧力 P の過渡変化の概要を図示せよ。



第2-3 下図に示すような熱出力 $Q(W)$ 、炉心流量 $W(\text{kg/s})$ の自然循環による沸騰水型原子炉の定常状態を考える。炉心部は断面積一定、高さ $L(\text{m})$ の円筒形で、炉心内での発熱は一様とする。炉心入口での冷却材(未飽和水)のエンタルピーを $h_f(\text{J/kg})$ とするとき、以下の各問に答えよ。ただし、流路内の圧力差による状態量の変化は無視できるものとし、摩擦によるエネルギーの散逸も無視できるものとする。重力加速度は $g(\text{m/s}^2)$ とし、冷却水の状態量は以下で与えられるものとする。

h_{fs} : 飽和水エンタルピー(J/kg)

h_{gs} : 飽和蒸気エンタルピー(J/kg)

v_{fs} : 飽和水比体積(m^3/kg)

v_{gs} : 飽和蒸気比体積(m^3/kg)

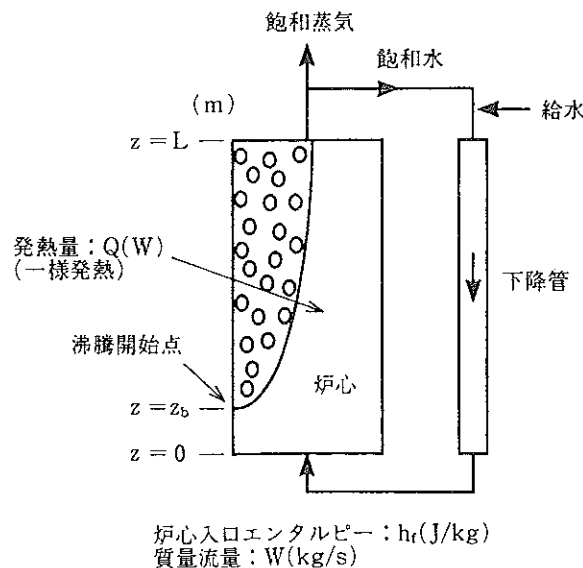
- (1) 炉心下端を $z = 0(\text{m})$ とするとき、沸騰開始点の位置 $z_b(\text{m})$ を、 W 、 L 、 Q 、 h_{fs} 及び h_f で表せ。
- (2) 沸騰領域での位置 z におけるクオリティ $x(z)$ を、 h_{fs} 、 h_{gs} 、 h_f 、 z_b 及び z で表せ。
- (3) 気相の速度と液相の速度は等しいと仮定した場合、沸騰領域での位置 z における冷却材の密度 $\rho(z)$ (二相流の平均密度) を、 ε 、 v_{fs} 、 z_b 及び z で表せ。

ただし、

$$\varepsilon = \frac{h_{gs} - h_{fs}}{h_{fs} - h_f} \frac{v_{fs}}{v_{gs} - v_{fs}}$$

とする。

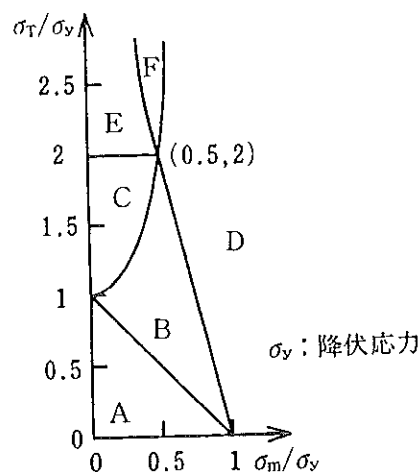
- (4) 自然循環駆動力 $\Delta P_{NC}(\text{Pa})$ を、 ε 、 v_{fs} 、 L 、 z_b 及び g で表せ。ただし、自然循環駆動力は、下降管部での水頭差と炉心部での水頭差の差で定義されるものとし、下降管及び炉心入口部での未飽和水の比体積は v_{fs} で近似できるものとする。



第2-4 原子炉施設の各種機器は、通常、各階の床上に据え付けられている。このような機器の耐震設計には床応答スペクトルという一種の応答スペクトルが用いられる。床応答スペクトルの作成法の概念を模式図を用いて説明せよ。

第2-5 一定荷重を受ける構造物に熱応力が繰り返し加えられる場合には、一定荷重による一次応力と熱応力が、ある限界を超えた組み合わせになっていると、ひずみまたは変形が荷重の作用方向に熱サイクルと共に進行し累積する。この現象に関連して、以下の各問に答えよ。

- (1) シェイクダウンについて説明せよ。
- (2) ラチェットについて説明せよ。
- (3) 一定内圧による一次応力(σ_m)と繰り返し熱応力(σ_T)を受ける円筒殻に関して Bree はラチェットの発生領域を調べ、下図に示すような線図を得た。図中のA~Fの領域の意味をそれぞれ説明せよ。



第2-6 以下の用語について、簡潔に説明せよ。

- (1) 多様性, 独立性
- (2) 最小限界熱流束比
- (3) 設計用最強地震
- (4) ティアリング・モジュラス
- (5) マイナー則

第41回

3

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の運転制御

6問中5問を選択して解答すること。

第3—1 以下の用語について簡単に説明せよ。(6問中5問を選択して解答せよ。)

- (1) 安全保護系
- (2) 反応度停止余裕
- (3) 原子炉崩壊熱
- (4) キャンベル法
- (5) 乾式キャスク貯蔵
- (6) 反応度係数

第3—2 原子炉施設の運転管理上の主要事項である炉心管理について、以下の各問に答えよ。なお、必要な場合には対象とする炉型を明記して解答してもよい。

- (1) 燃焼の進行に伴う反応度減少を補償する方法について知るところを述べよ。
- (2) 原子炉内の出力分布を均一にするための監視及び運転方法について知るところを述べよ。
- (3) 炉心特性を把握・確認するために実施する試験等について、具体例を三つ以上挙げて、その目的・方法等を説明せよ。

第3—3 プルトニウムの軽水炉における利用、いわゆるプルサーマル計画において、MOX燃料の炉心装荷率は1/3程度までとされている。MOX燃料の利用について、以下の各問に答えよ。

- (1) MOX燃料の部分装荷によって生じ得る炉特性変化を5点挙げ、その変化の理由について述べよ。
- (2) 上記の炉特性変化が原子炉の運転制御性及び安全性に与える影響について述べよ。

第3-4 沸騰水型原子炉(BWR)の核熱水力学的安定性について、以下の各問に答えよ。

(1) 次の各々の安定性について簡単に説明せよ。

- (a) チャンネル安定性
- (b) 炉心安定性
- (c) 領域安定性
- (d) キセノン空間振動

(2) 以下の文章中の に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ⑨—流力振動)

- (a) チャンネル内の二相流のスweep時間遅れなどによって生じる二相流特有の流量振動を ① 振動と呼ぶ。
- (b) チャンネル安定性は、 ② に対する ③ を低減し、 ④ を平坦化することにより改善される。
- (c) 領域安定性は、炉心内の半径方向出力分布において ⑤ の大きいバンドルが ⑥ に存在する場合に悪くなる。
- (d) 炉心安定性は、炉心内の半径方向出力分布を平坦化し、 ⑦ を低減することにより改善される。
- (e) BWR プラントの各々の安定性に対する設計基準の指標として ⑧ が用いられる。

第3-5 ゼロ出力の原子炉に速く現れるフィードバック効果と遅れて現れるフィードバック効果があるものとする。各フィードバック効果は一次遅れ要素で近似できるものとし、ゼロ出力原子炉伝達関数は簡単のために、

$$G(s) = \frac{K(1 + \tau_1 s)}{s(1 + \tau_2 s)}$$

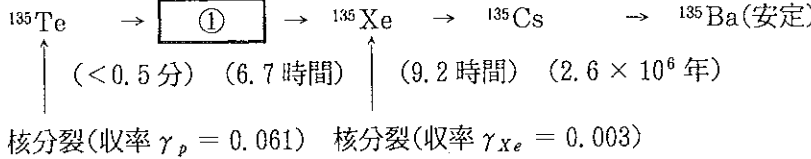
と近似する。このとき、以下の各問に答えよ。

- (1) 一次遅れの伝達関数を示せ。
- (2) この原子炉が不安定となる条件を示せ。

第3-6 Xe毒作用について、以下の文章中の に入れるべき適切な語句、記号または数式を番号と共に記せ。必要ならば、下欄の記号を用いよ。ここで、先行核とは ^{135}Te の崩壊系列における ^{135}Xe の先行核をいう。(解答例 $\textcircled{9} = \phi_0 \cos \frac{\pi}{h} x$)

k_{eff} : 実効増倍係数, k_{∞} : 無限増倍係数, L : 中性子の漏れない確率, N_p : 先行核の蓄積量, N_{Xe} : ^{135}Xe の蓄積量, γ_p : 先行核の実効核分裂収率, γ_{Xe} : ^{135}Xe の直接核分裂収率, λ_p : 先行核の崩壊定数, λ_{Xe} : ^{135}Xe の崩壊定数, ν : 核分裂当たり発生する即発中性子の平均個数, Σ_f : 巨視的核分裂断面積, Σ_{aXe} : ^{135}Xe の巨視的中性子吸収断面積, Σ_{aF} : 燃料の巨視的中性子吸収断面積, Σ_{aM} : 減速材の巨視的中性子吸収断面積, σ_p : 先行核の中性子捕獲断面積, σ_{Xe} : ^{135}Xe の中性子捕獲断面積, ϕ : 熱中性子束。

(1) Xe毒作用は、以下のような核分裂生成物の崩壊によって生成された ^{135}Xe の蓄積に伴う反応度変化である(ただし、括弧内の時間は半減期を表す)。



(2) ^{135}Xe の蓄積が反応度に影響するのは、4因子公式のうち $\textcircled{2}$ が変化するためと考えられる。これより Xe毒作用による反応度 ρ は、巨視的吸収断面積を用いて次式で表される。

$$\rho = \textcircled{3} \dots\dots\dots (1 \text{式})$$

(3) ^{135}Xe の先行核及び ^{135}Xe 蓄積に関する方程式は以下のとおりである。ただし、 ^{135}Te の半減期は短いので先行核は核分裂により直接生成されるものと考えてよい。

$$\frac{dN_p}{dt} = \textcircled{4} \dots\dots\dots (2 \text{式})$$

$$\frac{dN_{Xe}}{dt} = \textcircled{5} \dots\dots\dots (3 \text{式})$$

(4) 原子炉を十分長時間運転した状態で先行核及び ^{135}Xe の蓄積量の平衡値をそれぞれ $N_{p\infty}$ 及び $N_{Xe\infty}$ とすれば、これらは次式で与えられる。ただし、先行核の中性子捕獲断面積は十分小さいので、ゼロとしてよい。

$$N_{p\infty} = \textcircled{6} \dots\dots\dots (4 \text{式})$$

$$N_{Xe\infty} = \textcircled{7} \dots\dots\dots (5 \text{式})$$

(5) 1式、4式、5式及び4因子公式を用い、中性子の漏れを考慮すると、平衡状態における Xeの蓄積による反応度は次式で与えられる。

$$\rho = \textcircled{8} \dots\dots\dots (6 \text{式})$$

第 41 回

4

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 4—1 軽水炉燃料の破損は、その原因によっていくつかに分類される。以下に掲げる破損原因あるいは破損形態の各項目について、破損機構と破損防止対策を簡潔に述べよ。

- (1) デブリフレティング
- (2) PCI 破損
- (3) CILC
- (4) 水分破損
- (5) 焼きしまり(コラプス)

第 4—2 以下の事項について、挙げられた用語を全て使って説明せよ。

- (1) 応力—ひずみ関係
比例限界, 上・下降伏点, 極限強さ, 破断点
- (2) 疲れ破壊
S—N 曲線, 疲れ寿命, 疲れ限度, 高サイクル疲労, 低サイクル疲労
- (3) 応力腐食割れ
水化学, フェライト系ステンレス鋼, 粒界, イオン
- (4) じん性
塑性, 延性, 破壊, 脆性
- (5) 圧力容器寿命評価
照射脆化, 監視試験片, 貫通孔, き裂

第4—3 以下の文章は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の製造または取扱いにおいて留意すべき事項を述べたものである。□□□□に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ①—ウラン)

- (1) プルトニウムはウランに比べ □①□ が 10^5 倍程度高く、放射線による毒性が強いため □②□ の面から徹底した □③□ 対策が必要となる。
- (2) プルトニウムは気密性を有するグローブボックスの中で取り扱われ、グローブボックスは作業環境に対して十分な □④□ が維持されるように管理されている。
- (3) プルトニウムは主に α 崩壊するが、同位体の1つである ^{241}Pu は β 崩壊して ^{241}Am に変わる。 ^{241}Am は、□⑤□ するとき □⑥□ を放出するため、プルトニウムから放出される中性子と共に作業者の外部被ばく低減対策が必要である。
- (4) プルトニウムはウランに比べ □⑦□ が小さいため、一般に数%以下の低濃縮ウランのみを取り扱うウラン燃料加工施設に比べ □⑧□ が重要である。
- (5) プルトニウムは、ウランに比べ核爆発装置への転用が容易なため、□⑨□ 上厳しい対応を求められると共に、嚴重な □⑩□ が必要となる。

第4—4 以下の原子炉構造材料の欠陥及び特性((1)~(7))の検出に適切な検査方法((a)~(k))を選び、その組み合わせを記せ。なお、解答は複数の検査方法を選んでもよい。

(解答例 (8)—(m))

- | | |
|-----------|---------------|
| (1) 点欠陥 | (a) 渦電流試験 |
| (2) 転位 | (b) 光学顕微鏡 |
| (3) 脆化 | (c) 陽電子消滅法 |
| (4) DBTT | (d) 微粉試験 |
| (5) SCC | (e) 透過型電子顕微鏡 |
| (6) 溶接部き裂 | (f) ブラックライト |
| (7) 残留応力 | (g) 超音波試験 |
| | (h) シャルピー衝撃試験 |
| | (i) 中性子回折 |
| | (j) ビッカース硬さ |
| | (k) X線回折 |

第4—5 以下の表は、核燃料化合物の物性値及び結晶構造を示したものである。空欄に当てはまる数値又は語句を下から選び、番号と共に記号で記せ。なお、結晶構造については同じ記号を選んでよい。(解答例 ㉑—f)

核燃料化合物	融点 (°C)	理論密度 (g/cm ³)	熱伝導度 (W/cm°C)	結晶構造
U	①	⑥	⑪	⑯
UO ₂	②	⑦	⑫	⑰
UC	③	⑧	⑬	⑱
(U _{0.8} -Pu _{0.2})O ₂	④	⑨	⑭	⑲
UN	⑤	⑩	⑮	⑳

- 融点(°C) a 1130 b 2550 c 2750 d 2850 e 2850
- 理論密度(g/cm³) a 10.96 b 11.06 c 13.63 d 14.32 e 19.06
- 熱伝導度(W/cm°C) a 0.06 b 0.07 c 0.15 d 0.20 e 0.31
(200°Cでの値)
- 結晶構造
(室温での状態) a 体心立方晶 b 面心立方晶 c 斜方晶 d 六方晶 e 正方晶

第4—6 以下の文章は、軽水炉で使用される燃料被覆管の特性や照射挙動などについて述べたものである。□に入れるべき適切な語句(元素記号を含む)を番号と共に記せ。

(解答例 ㉑—A1)

軽水炉燃料被覆材としてジルコニウム合金が用いられるのは、□①がステンレス鋼やチタンなどの元素と比べて小さく□②に優れているためである。BWRではジルコニウム合金である□③が、PWRでは□④が用いられている。これらの合金の主要添加元素は□⑤、□⑥、□⑦、□⑧、□⑨であり、最も多量に添加される元素は□⑤である。なお、PWR用の□④では□⑩を抑制する目的で添加元素のうち□⑧を除いている。

ジルコニウム合金の結晶構造は□⑪であり、結晶レベルでの□⑫が大きい。このため、被覆管等の製品は、加工条件に応じて特定の方向に特定の結晶面が配向した□⑬を有する。

燃料被覆管は炉内での使用中に□⑭で照射されるため、その機械的性質のうち、□⑮は増大し、□⑯は低下する。また、被覆管の表面には冷却材との反応によって□⑰が形成される。この反応で生じる□⑱の一部は被覆管中に吸収される。

BWRでの□③の腐食では□⑲腐食と呼ばれる腐食形態が問題とされた。この現象は被覆材中に析出する□⑳の粒径との関連が強いことが明らかになったため、耐食性改善のために合金成分の適正化と被覆管製造工程における熱処理の最適化が図られている。

第41回

5

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6問中5問を選択して解答すること。

第5-1 以下の放射線防護に関連する用語について簡単に説明せよ。

- (1) 酸素効果
- (2) ALARA
- (3) バイオアッセイ法
- (4) ベルゴニー・トリボンドーの法則
- (5) 基本限度

第5-2 以下の文章は、安全審査指針等各種指針、専門部会報告書の記載に関するものである。

()内の用語から適切な語句を選択し、対応する記号を番号と共に記せ。

(解答例 (6)一ホ)

- (1) 発電用軽水炉施設の設計にあたっては、施設周辺における将来の(イ、人口、ロ、都市、ハ、集落、ニ、産業)の形成を考慮して線量当量を評価した結果が線量目標値を達成するよう努めること。
- (2) 原子炉施設の事故時には、(イ、一般公衆はもとより従事者、ロ、周辺環境はもとより原子力施設、ハ、一般公衆はもとより周辺環境、ニ、原子力施設はもとより従事者)を放射線から防護するため事故の規模、事故の拡大の可能性等事故の状況を的確に把握し、迅速に対応することが重要である。
- (3) 気象観測は、大気中における放射性物質の(イ、農産物汚染、ロ、地表沈着、ハ、吸入摂取、ニ、拡散状態)を推定するために必要な気象資料を得ることを目的として行う。
- (4) 一般公衆の被ばくは、原子炉施設から環境に放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する放射線並びに(イ、固体廃棄物、ロ、原子炉施設、ハ、原子炉本体、ニ、使用済燃料貯蔵施設)から直接放出される放射線によるものである。
- (5) 環境放射線モニタリングの基本目標は、原子炉施設周辺公衆の(イ、生活と安全、ロ、健康と安全、ハ、生命と財産、ニ、生活環境)を守るため、環境における原子炉施設起因の放射線による公衆の線量当量が、年線量当量限度を十分下回っていることを確認することにある。

第5-3 以下の放射性核種を吸入した場合における体内摂取量の評価について、それぞれ適切な測定評価方法、測定部位(または採取試料の種類)、検出器の種類を記せ。

- (1) 粒子状 ^{60}Co (不溶性)
- (2) 水蒸気状 ^3H (可溶性)
- (3) 気体状 ^{131}I (可溶性)
- (4) 粒子状 ^{239}Pu (不溶性)

第5-4 以下の各問について答を選択し、記号を番号と共に記せ。(解答例 (5)一へ)

(1) 核種 i の空气中放射能濃度 C (Bq/m^3)の作業場所で、防護マスクを装着し作業時間 t (min)の作業を行ったときの預託実効線量当量 H (mSv)はどのように表されるか。ただし、呼吸率を V (m^3/min)、防護マスクの防護係数を10、摂取限度を ALI (Bq)とする。

- イ. $H = 20 \cdot C \cdot V \cdot t / (10 \cdot \text{ALI})$
- ロ. $H = 5 \cdot C \cdot V \cdot t \cdot \text{ALI} \cdot 10$
- ハ. $H = 50 \cdot C \cdot V \cdot t / (10 \cdot \text{ALI})$
- ニ. $H = 50 \cdot C \cdot V \cdot t \cdot \text{ALI} / 10$
- ホ. $H = 500 \cdot C \cdot V \cdot t / (10 \cdot \text{ALI})$

(2) 放射線測定器でバックグラウンドと放射性試料をそれぞれ T_b , T_s 時間測定したとき、その係数がそれぞれ N_b , N_s であった。このときの試料の正味の計数の標準偏差 σ は、次のうちどれか。

- イ. $\sigma = \sqrt{(N_s/T_s)^2 + (N_b/T_b)^2}$
- ロ. $\sigma = \sqrt{(N_s/T_s^2) + (N_b/T_b^2)}$
- ハ. $\sigma = \sqrt{(N_s/T_s) + (N_b/T_b)}$
- ニ. $\sigma = \sqrt{(N_s^2/T_s) + (N_b^2/T_b)}$
- ホ. $\sigma = \sqrt{(N_s/T_s)} + \sqrt{(N_b/T_b)}$

(3) 廃液中の核種 i の濃度が C_i であったとき、周辺監視区域外への排水可能の判定を示す関係式はどれか。ただし、核種 i の周辺監視区域外の水中の濃度限度を L_i とする。

- イ. $\sum L_i / \sum C_i \leq 1$
- ロ. $\sum (L_i / C_i) \leq 1$
- ハ. $\sum (L_i \cdot C_i) \leq 1$
- ニ. $\sum C_i / \sum L_i \leq 1$
- ホ. $\sum (C_i / L_i) \leq 1$

(4) 環境放射線モニタリングに関する記述として適切でないものはどれか。

- イ. 公衆の健康安全を確保することの担保として、周辺監視区域外の線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を十分下回っていることを確認できればよい。
 - ロ. 空間放射線の測定は γ 線を対象とすれば十分であり、連続測定と積算線量の測定により行う。
 - ハ. 環境試料の採取及び測定については、放射性核種の蓄積状況の把握には土壌と海底土が重要と考えられる。
- ニ. 施設操業前の調査に関して、大気浮遊塵を連続採取し、少なくとも1ヶ月に1回測定する。この調査は操業前の1年以上にわたって行う。
- ホ. モニタリングの目標の1つは、公衆の線量当量を推定、評価することである。

第5-5 以下は、放射線影響の分類に係る記述である。□□□□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。(解答例 ⑩—基準)

放射線影響が誰に現れるかによる分類で、被ばくした本人に現れるものと、子孫に現れるものがあり、前者を □①□, 後者を □②□ という。

被ばくしてから影響が現れるまでの時間、潜伏期の長さに着目した分類方法で、数週間以内に現れるものを □③□, 数ヶ月以上たって現れるものを □④□ とよぶ。前者の代表的なものは □⑤□ があり、後者には □⑥□ や □⑦□ などがある。

受けた線量に着目した分類で、□⑧□ とよばれる影響は、しきい線量が無いと仮定され、線量の増加に従って発生割合が増加するもので、□⑥□ 及び遺伝的影響が該当する。一方、□⑨□ とよばれる影響は、しきい線量がある影響で、例えば □⑤□, □⑦□ がある。この □⑩□ は線量が大きくなるに従って大きくなる。

第5-6 ^{85}Kr ガスが大気圧に等しくなるように捕集されたガス捕集型電離箱(1500 cm³)を振動容量型電位計を用いて測定し、濃度を算出した。

この場合、高抵抗 $10^{12} \Omega$ を用いて測定したところ、電位計は正味 1 mV を指示した。これについて、以下の各問に答えよ。

(1) 下記の に入れるべき適切な語句又は数字を番号と共に記せ。

(解答例 ④—GM 計数管)

$$C = \frac{W \cdot I}{Q \cdot E \times 10^6 \cdot 1.6 \times 10^{-19} \cdot \eta \times 10^{-2}}$$

ここで、

C : ^{85}Kr ガスの濃度(Bq/cm³)

W : 1 個のイオン対を作るのに要するエネルギー(eV)

(β 線に対しては ① eV, α 線に対しては 35 eV)

I : 電離電流(A)

Q : ガス捕集型電離箱の容積, 1500 cm³

E : ^{85}Kr ガスの平均エネルギー(MeV)

(^{85}Kr の β 線の最大エネルギー(E max)は, 0.69 MeV で、一般的に

E = ② \cdot E max として計算してよい。)

10^6 : 換算係数(eV/MeV)

1.6×10^{-19} : ③ の電荷(クーロン)

η : ガス捕集型電離箱(1500 cm³)の ^{85}Kr に対する電離効率, 0.1 %

(2) 電離電流 I を求めよ。

(3) ^{85}Kr ガスの濃度を求めよ。

6

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「規制法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律をいい、「主務省令」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則又は実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

第6—1 規制法第37条において規定している、保安規定に関して以下の各問に答えよ。

- (1) 主務省令で定めている、保安規定で記載すべき事項のうち、5つを記せ。
- (2) 主務大臣が原子炉設置者に対して保安規定の変更を命ずることができるのはどのような場合か。
- (3) 保安規定を守らなければならない者は誰か。

第6—2 規制法第35条において規定している、保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置に関して以下の各問に答えよ。

- (1) 主務省令で定めている、原子炉施設の定期自主検査で行うべき事項を記せ。
- (2) 以下の文章の に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ⑧—線量当量限度)

原子炉設置者は、毎日 ① , ② に原子炉施設について ③ させ、次の各号に掲げる施設及び設備について ④ を行わせなければならない。

- 一 ⑤
- 二 ⑥
- 三 電源, ⑦

第6—3 以下の文章について、規制法で規定している内容として正しいものには○印を、間違っているものには×印を番号と共に記せ。

また、×印を記したものについては、その理由を簡単に述べよ。

- (1) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、原子炉施設の工事及び性能について主務大臣の検査を受け、これに合格した後でなければ、原子炉施設を使用してはならない。
- (2) 原子炉施設設置者及び外国原子力船運航者は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を原子炉施設を設置した工場又は事業所の外において廃棄する場合には、総理府令で定めるところにより、安全に廃棄するために必要な方法を定めなければならない。
- (3) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、その設置に係る原子炉の運転計画を作成し、主務大臣に届け出なければならない。これを変更したときも、同様とする。
- (4) 原子炉の運転に従事する者は、原子炉設置者がその保安のためにする指示に従わなければならない。
- (5) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、原子炉の運転その他原子炉施設の使用に関し主務省令で定める事項を記録し、運転管理責任者が保管しなければならない。

第6—4 主務省令で定めている以下の用語を説明せよ。

- (1) 管理区域
- (2) 放射線業務従事者
- (3) 放射性廃棄物
- (4) 周辺監視区域

第6—5 危険時の措置として、主務省令で定めている内容について、以下の各問に答えよ。

- (1) 原子炉施設に火災が起こった場合の措置を記せ。
- (2) 放射線障害を受けた者がいる場合の措置を記せ。
- (3) 核燃料物質を他の場所に移す余裕がある場合の措置を記せ。
- (4) 核燃料物質による汚染が生じた場合の措置を記せ。
- (5) 放射線障害の発生を防止するために必要がある場合の措置を記せ。

①

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
 (問題の全文を写し取る必要はない。)
 (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 理 論

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 1—1 原子数で 99 % を占めるトリウム ^{232}Th と 1 % のウラニウム ^{233}U からなる直径 1.0 [cm]、厚さ 1 [mm] の試料に、熱中性子ビームが直角に入射している。その中性子束は $10^9 [\text{cm}^{-2}\text{sec}^{-1}]$ で、熱中性子はマクスウェル分布に従うものとし、入射熱中性子の平均エネルギーは温度 50°C に対応している。

下表はエネルギーが 0.0253 [eV] の中性子に対する ^{232}Th と ^{233}U の散乱断面積 σ_s 、核分裂断面積 σ_f 、捕獲断面積 σ_c 、吸収断面積 σ_a を示す (単位 : barn)。

断 面 積	^{232}Th	^{233}U
σ_s	12.5	50
σ_f	~ 0	525
σ_c	7.3	50
σ_a	7.5	575

試料が真空中に置かれているとして、以下の問に答えよ。なお、必要に応じて以下の近似式を用いて良い。

$$\sqrt{1+x} \cong 1 + \frac{1}{2}x \quad (|x| < 1), \quad e^x \cong 1 + x + \frac{x^2}{2}$$

- (1) 中性子のエネルギーが 0.0253 [eV] である中性子の速さ及び対応する温度を求めよ。ただし、1 [eV] は 1.6×10^{-19} [J]、中性子の質量を 1.67×10^{-27} [kg]、ボルツマン定数 k を 1.38×10^{-23} [J/K] とする。
- (2) 入射中性子に対する ^{232}Th と ^{233}U の吸収断面積 σ_a を求めよ。ただし、 σ_a は熱中性子に対し $1/v$ 則に従うものとする。なお、マクスウェル分布に従う中性子の平均速さ v は、 T を温度 [K]、 m を中性子の質量とすると、次の式で与えられる。

$$v = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \left(\frac{2kT}{m} \right)^{0.5}$$
- (3) 標的となる試料の密度が $11.7 [\text{g}/\text{cm}^3]$ のとき、 ^{232}Th と ^{233}U の数密度を求めよ。ただし、アボガドロ数を $6.02 \times 10^{23} [\text{mol}^{-1}]$ とする。
- (4) 入射中性子に対する試料の巨視的全断面積 Σ_t を求めよ。
- (5) 試料を通過する熱中性子の割合を求めよ。
- (6) 試料中のトリウム ^{233}Th の生成率を求めよ。
- (7) 試料中の 1 秒当たりの核分裂総数を求めよ。

第1-2 高速中性子が大きな散乱媒質中で、ほとんど吸収されず弾性散乱で減速している。散乱によるレサジーの平均増加は、衝突当たりごととする。

- (1) レサジー u を中性子エネルギー E を用いて表せ。また、そのエネルギー微分を示せ。
- (2) エネルギー E_0 (レサジー u_0) の高速中性子が、平均レサジー \bar{u} に対応するエネルギー E になるまでの平均衝突回数を求めよ。
- (3) レサジー当たりの衝突密度 (collision density) を示せ。
- (4) レサジー当たりの衝突密度は、中性子エネルギーによらず一定である。このことを使って減速中の中性子スペクトルの第一近似式を求めよ。

第1-3 濃縮度(原子数比)20%，ウラン濃度 370[g/l]のウラン水溶液がある。以下の問に答えよ。

ただし、共鳴吸収を逃れる確率 $p = 0.93$ 、 H_2O に対して拡散係数 $D = 0.16$ [cm]、熱エネルギーにおけるフェルミ年齢 $\tau = 33$ [cm²]、巨視的吸収断面積 $\Sigma_a = 0.020$ [cm⁻¹]、²³⁵U に対して核分裂断面積 $\sigma_f = 516$ [barn]、吸収断面積 $\sigma_a = 600$ [barn]、平均核分裂中性子数 $\nu = 2.42$ 、²³⁸U に対して吸収断面積 $\sigma_a = 2.4$ [barn] とし、高速核分裂、外挿距離は無視して良い。

- (1) このウラン水溶液の体系の無限増倍係数 k_∞ を求めよ。
- (2) このウラン水溶液の最小臨界量は何リットルか、修正1群理論を用いて求めよ。
- (3) このウラン水溶液を円筒溶液で取り扱う場合、容器の直径を何センチメートル未満にすれば臨界制限なしに取り扱うことができるか。ただし、反射体効果は無視して良い。

第1-4 現行軽水炉の炉心に MOX (ウラン・プルトニウム混合酸化物) 燃料を装荷することが、現在検討されている。これについて、以下の問に答えよ。

- (1) プルトニウム同位体の核的性質をウランと比較した場合の特徴を述べよ。
- (2) MOX 燃料を現行軽水炉の炉心に装荷する場合に、炉心核設計上考慮すべき点を、(1)との関連において説明せよ。

第1-5 水反射体をもつ溶液円柱炉心が、中性子数 n_0 、温度 T_0 で臨界になっている。そこで、反射体の水の一部を急激に抜くと、いったん未臨界になり、中性子数は急激に n_1 に減少した。その後、過渡的状态を経て、温度が T_1 に下がり、再び臨界になって安定した。このときの反射体から抜いた水の反応度値を求めよ。また、この溶液の反応度の温度係数はいくらか。

第1—6 直径、高さが外挿距離を含めてそれぞれ 380[cm]、400[cm]である裸で均一な円柱形状の原子炉に対し、エネルギー2群で近似した中性子束 ϕ_g 、巨視的群断面積 Σ_{ag} 、 $\nu\Sigma_{fg}$ ($g = 1, 2$)が下表のように与えられている。

群 g	中性子束 ϕ_g (相対値)	吸収断面積 Σ_{ag} [cm^{-1}]	核分裂断面積 $\nu\Sigma_{fg}$ [cm^{-1}]
1	5.23	0.012	0.0085
2	1.0	0.121	0.185

1群拡散理論に基づいて、この炉の特性を求めたい。以下の問に答えよ。

- (1) エネルギー群を1群に縮約したときの吸収断面積 Σ_a 、核分裂断面積 $\nu\Sigma_f$ を求めよ。
- (2) 無限増倍係数 k_∞ を求めよ。
- (3) この体系の巨視的輸送断面積 Σ_{tr} が $0.0362[\text{cm}^{-1}]$ で与えられるとする。この原子炉の外挿距離と拡散係数 D を求めよ。
- (4) 材料バックリング B_m^2 、幾何学的バックリング B_g^2 を求め、この B_m^2 、 B_g^2 を用いて、体系が臨界にあるかどうか説明せよ。ただし、ゼロ次ベッセル関数 J_0 の最小ゼロ点 ν_0 は 2.405 とする。
- (5) 実効増倍係数 k_{eff} を求めよ。

2

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 2-1 図 1 のような等価環状流路(流路面積は A (m^2))を有し、高さ H (m)で、線出力密度 q' (kW/m)で一様発熱する沸騰水型炉の炉心について、入口流速が u_{in} (m/s)、入口サブクール度が ΔT_{sub} (K)の定格運転時について以下の問に答えよ。ただし、水と蒸気の密度は ρ_f 、 ρ_g (kg/m^3)、水の比熱は C_{pf} ($\text{kJ}/\text{kg} \cdot \text{K}$)、飽和水と飽和蒸気のエンタルピーは h_f 、 h_g (kJ/kg)とし、物性値は流れ方向で一定とせよ。

- (1) 冷却水が飽和温度となる炉心入口からの距離(沸騰開始点) Z_B (m)を求めよ。
- (2) 炉心のクオリティ α (-)の分布 $X(z)$ を Z_B を用いて求めよ。
- (3) 炉心のポイド率 α (-)の分布 $\alpha(z)$ を Z_B を用いて求めよ。ただし、スリップ比 s (-)は次式を用いよ。

$$s = \frac{1 - \alpha}{K - \alpha}$$

ここで、 α はポイド率、 K は定数とせよ。

- (4) 炉心の平均ポイド率 $\bar{\alpha}$ (-)を求めよ。
- (5) 炉心出口の水と蒸気の流速 $u_f(H)$ 、 $u_g(H)$ (m/s)を求めよ。
- (6) 炉心の水頭損失 ΔP_{head} (Pa)を求めよ。

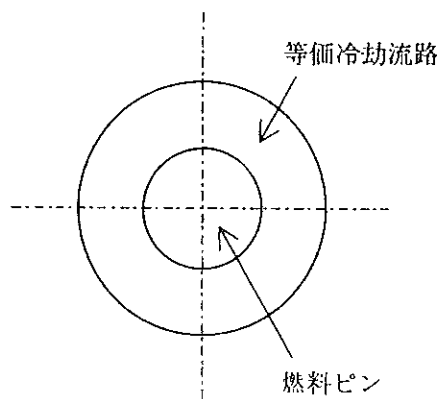


図 1

- 第2-2 2ループの加圧水型軽水炉で、蒸気発生器伝熱管破断事故が起きた場合を想定する。1次冷却系圧力は低下し、原子炉はスクラムするが、非常用炉心冷却系(ECCS)が作動して、1次冷却系圧力は p_0 [Pa]で一定に保たれるとする。この時、 p_0 は破断側蒸気発生器2次側の圧力より高いため、冷却水の流出は継続する。さらに、健全側蒸気発生器での除熱により、1次冷却水の温度は低下する。この時、以下の問に答えよ。ただし、破断流量は w_b [kg/s]で一定とする。1次冷却水及びECCS注入水は非圧縮とし、ECCS注入水のエンタルピーは h_E [J/kg]で一定とする。スクラム後の炉心での発熱量は Q_C [W]、健全側蒸気発生器での除熱量は Q_{SG} [W]で一定とし、破断側蒸気発生器での除熱は無視するものとする。
- (1) ECCS注入特性を図2に示す。本図に示すように、注入流量が1次冷却系圧力の1次関数で表せるとした場合、 p_0 を、図中に示した p_E [Pa]、 w_E [kg/s]及び w_b で表せ。
 - (2) 1次冷却系圧力が一定となる時刻をゼロとし、この時の全1次冷却水量を M_0 [kg]、その平均エンタルピーを h_0 [J/kg]とした場合、時刻 t [s]における平均エンタルピー $h(t)$ [J/kg]を求めよ。さらに、横軸を時間、縦軸をエンタルピーとして $h(t)$ の概要を図示せよ。

ただし、 $h(t)$ は、以下のエネルギー保存方程式を満足するものとする。

$$\frac{d(Mh)}{dt} = Q + \sum_i (w_i^{\text{in}} h_i^{\text{in}}) - h \sum_j w_j^{\text{out}}$$

M : 全1次冷却水量[kg]

Q : 1次冷却系での発熱量及び除熱量の総和[W]

w^{in} : 1次冷却系へ流入する冷却水の流量[kg/s]

w^{out} : 1次冷却系から流出する冷却水の流量[kg/s]

h^{in} : 1次冷却系へ流入する冷却水のエンタルピー[J/kg]

- (3) 1次冷却水平均エンタルピー h が、時刻ゼロ以降、上昇しないようにするために必要な健全側蒸気発生器での除熱量 Q_{SCO} [W]を求めよ。

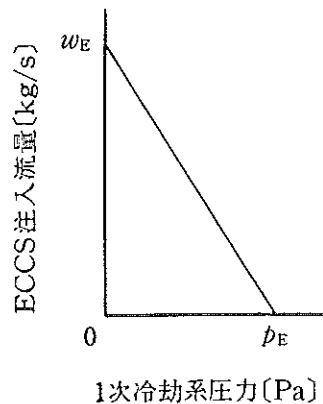


図2

第2-3 図3に示すプール型の研究炉で、定格運転中に何らかの要因で全ての循環ポンプが停止し、原子炉はスクラムした後、自然循環弁を開けてプール内での自然循環に移行すると仮定して以下の問に答えよ。ただし、炉心加熱部の流路は垂直方向1次元とし、流路面積は A_c [m²] で一定、長さは L [m]、単位体積当たりの出力は、炉心発熱部下部を $z = 0$ [m] として、次式で与えられるものとする。

$$Q \sin\left(-\frac{\pi}{L} z\right)$$

ここで、 Q は、定格運転時は Q_0 [W/m³]、スクラム後は εQ_0 [W/m³] で一定とする。定格運転時の流量は w_0 [kg/s] (下向き流れ) とし、プール水のエンタルピーは h_0 [J/kg] で一定とする。さらに、冷却水の密度 ρ [kg/m³] は、エンタルピー h [J/kg] の関数として次式で近似できるものとし、二相状態は考えない。

$$\rho(h) = -c_h(h - h_0) + \rho_0$$

c_h [kg²/m³ · J], ρ_0 [kg/m³] : 定数

- (1) 定格運転状態における炉心内の冷却水のエンタルピー h_c を z の関数として求めよ。
- (2) 自然循環に移行し、定常状態に至った際の炉心流量 w_{nc} [kg/s] を求めよ。ただし、重力加速度は g [m/s²] とし、自然循環流路に沿った全圧力損失 Δp [Pa] は、自然循環弁での圧力損失のみで近似でき、次式で与えられるものとする。

$$\Delta p = \frac{\eta}{2 \rho_0 A_v^2} w_{nc}^2$$

A_v : 自然循環弁の流路面積 [m²]

η : 自然循環弁での圧力損失係数 [-]

- (3) 横軸を z 、縦軸をエンタルピーとして、定格運転時及び自然循環時における炉心内冷却水のエンタルピー h_c の概要を図示せよ。
- (4) 定常の自然循環に至った時に、炉心上部で沸騰が起きないようにしたい。そのための η/A_v^2 (自然循環弁での圧力損失係数の流路面積の2乗に対する比) に対する条件を求めよ。ただし、冷却水の飽和エンタルピーを h_f [J/kg] とする。

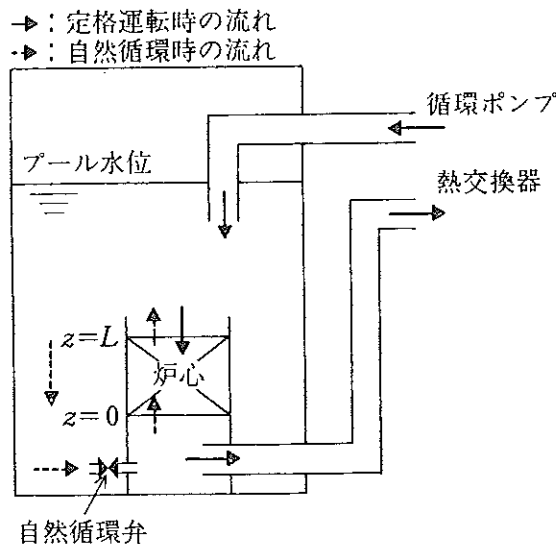


図3

第2-4 図4のように長さ L_1 (m), L_2 (m), 断面積 S_1 (m^2), S_2 (m^2)の2つの部材1, 2からなるヤング率 E (p_a)の段付棒の両端を間隔 L (m) ($L < L_1 + L_2$)の剛体壁に固定する場合について, 以下の問に答えよ。

- (1) 棒の各部に生じる応力の値を求めよ。
- (2) 剛体壁に段付棒が固定された状態で, 温度が ΔT (k)上昇するとき, 棒の各部に生じる応力の値を求めよ。ただし, 棒の線膨張係数は α (k^{-1})とする。
- (3) (2)の状態において, クリープが生じたとすると, 棒はどのような挙動を示すか。その挙動について, そう考える理由とともに説明せよ。
- (4) (3)の現象の名称を答えよ。

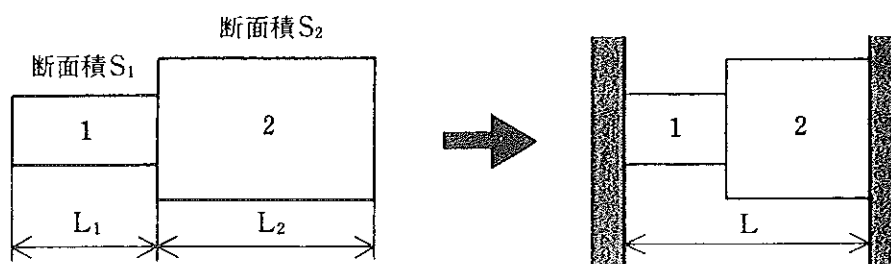


図4

第2-5 原子力構造機器の設計において採用されている延性破断及び塑性崩壊の防止基準について, 以下の各問に答えよ。

- (1) 延性破断, 塑性崩壊について説明せよ。
- (2) 許容応力の決定法について, 具体例をあげて説明せよ。
- (3) 安全裕度のとり方について, 具体的に説明せよ。

第2-6 以下の問について簡潔に答えよ。

- (1) 沸騰水型炉における炉心不安定性について説明せよ。
- (2) ボイド反応度係数を説明し, 原子炉の安全性と負のボイド反応度係数の関係を説明せよ。
- (3) 燃焼度を説明し, 燃焼度を高めることによる効果を3つ挙げよ。
- (4) サーマル・ストラティフィケーションと熱応力の関係を説明せよ。
- (5) 震度法について説明せよ。

第 42 回

3

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の運転制御

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 3—1 以下の用語について簡単に説明せよ。(6 問中 5 問を選択して解答せよ。)

- (1) 安全目標
- (2) 高経年化
- (3) 安定炉周期
- (4) フール・プルーフ
- (5) クリアランスレベル
- (6) 熱的制限値

第 3—2 原子炉の起動・運転において使用される中性子測定系及び中性子検出器について、以下の問いに答えよ。

- (1) 中性子検出器の種類を三つあげ、その検出原理と特徴を述べよ。
- (2) 原子炉の起動から定格出力運転までをカバーする測定系統の区分について、対応する中性子束レベルの特徴に留意して、知るところを記せ。
- (3) 原子炉起動時に使用される中性子源の役割を、中性子測定系との関係に留意して、述べよ。
- (4) 中性子計装からの信号によって原子炉をスクラムする場合の回路構成を簡単なブロック図で示し、当該系統に要求される特性について述べよ。

第3-3 以下の運転・制御に関する文章において [] 内に入れるべき語句を下表から選択し、記号と共に番号で示せ。

(解答例 (u)–42)

- (1) BWR では、原子炉停止の他に燃料の燃焼による反応度変化の補償及び [(a)] の調整に [(b)] を用いる。
- (2) BWR では、比較的速い出力調整には [(c)] が用いられる。これは BWR の炉心に [(d)] が存在し、主としてこれが反応度に影響することを利用するものである。
- (3) PWR では、運転状態の変化に対応した温度変化、 [(e)] , 燃料の燃焼などに伴う時間的に緩やかな反応度変化に対して [(f)] により制御する。
- (4) PWR で使用される制御棒は [(g)] と呼ばれ、通常運転中はほとんど [(h)] にある。
- (5) 高出力の研究用原子炉では、原子炉停止直後からある時間が経過すると、 [(i)] が原子炉の [(j)] を上回るため、原子炉を再起動できない期間が生じる。
- (6) U-235 を燃料とする原子炉にステップ状の大きな負の反応度を加えたとき、原子炉の出力は約 [(k)] のペリオドで低下する。
- (7) 軽水炉において最も有効な即発的な負の反応度フィードバック効果は [(l)] であり、その値は [(m)] の大きさの程度である。
- (8) 軽水炉では遅発中性子割合は [(n)] 程度であり、即発中性子生成時間は [(o)] 程度である。
- (9) 混合酸化物燃料を用いた軽水炉では、プルトニウムの遅発中性子割合が U-235 燃料に比べて [(p)] ため、反応度投入時の出力上昇量が [(q)] なる。
- (10) 大型のナトリウム冷却型高速炉では、 [(r)] で [(s)] が正となるので、冷却材が [(t)] しないように設計する必要がある。

- | |
|---|
| <p>(1) 十字型制御棒, (2) クラスタ型制御棒, (3) 平板型制御棒, (4) 微調整棒,
 (5) ケミカルシム, (6) 流量制御, (7) 温度制御, (8) 圧力制御, (9) 蒸気ボイド,
 (10) 沸騰, (11) ゼノン毒作用, (12) 過剰反応度, (13) 停止余裕, (14) ドプラー係数,
 (15) 減速材温度係数, (16) 大きい, (17) 小さい, (18) 大きく, (19) 小さく, (20) 硬く,
 (21) 柔らかく, (22) 炉心外, (23) 炉心内, (24) 炉心中央, (25) 炉心周辺部,
 (26) ナトリウムボイド係数, (27) ナトリウム温度係数, (28) 炉内出力分布,
 (29) 炉内流量分布, (30) $-10^{-5}(\Delta k/k)/K$, (31) $-10^{-3}(\Delta k/k)/K$,
 (32) $-10^{-1}(\Delta k/k)/K$, (33) 0.007, (34) 0.7, (35) 0.07, (36) 10^{-4}秒, (37) 10^{-6}秒,
 (38) 10^{-2}秒, (39) 40 秒, (40) 80 秒, (41) 100 秒</p> |
|---|

第3-4 原子炉一次冷却システムの健全性に関して、以下の問いに答えよ。

なお、必要な場合には対象とする炉型を明記して解答して良い。

- (1) 原子炉一次冷却システムの健全性を保証する方法について、知るところを記せ。
- (2) 原子炉冷却材の許容漏えい量について、配管系に生じたき裂の大きさと漏えい率の関係に着目して、述べよ。
- (3) 原子炉冷却材の漏えいを検出する方法を三つ以上あげ、その特徴を簡単に述べよ。
- (4) 漏えい検出系に要求される検出感度と応答時間について、許容漏えい量との関係に留意して、知るところを記せ。

第3-5 制御棒落下法による反応度測定に関して以下の問いに答えよ。

- (1) 平衡状態で T 時間、炉出力 N_0 で運転している原子炉に大きな負の反応度 $\Delta k/k_{\text{eff}}$ を与えるとき、次の式が成立する。

$$N(t) = N_0 \frac{k_{\text{eff}} \beta}{k_{\text{eff}} \beta + \Delta k} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\beta} e^{-\alpha_i t} (1 - e^{-\lambda_i T})$$
$$\alpha_i = \lambda_i \left(1 - \frac{k_{\text{eff}} \beta_i}{k_{\text{eff}} \beta + \Delta k} \right)$$

ここで、

$N(t)$: 時刻 t での炉出力

β_i : i 郡の遅発中性子割合

k_{eff} : 原子炉の実効増倍係数

λ_i : i 郡の遅発中性子先行核崩壊定数

この関係式を用い、長時間運転した原子炉で制御棒落下法により反応度を求める式を導き、測定法の概略を述べよ。

- (2) 制御棒落下後、適当な時刻 t_1 と t_2 をとり、初期出力と t_1 から t_2 の間の出力の積分値の比 R と反応度の関係から反応度を評価する方法を積分法と呼ぶ。この方法によって反応度を求める式を導き、測定法の概略を述べよ。

また、(1)の方法と比較して、(2)の方法の利点を述べよ。

第3-6 初期温度 $T(0) = T_0$ の原子炉に大きな正の反応度 ρ_0 がステップ状に印加された反応度事故を考える。このとき、次の文章の に適切な語句、記号または式を埋めよ。

(解答例：③→大きい)

- (1) 原子炉は ① 状態になる。
 (2) 遅発中性子の寄与は ② と考えて良い。
 (3) 炉内で発生したエネルギーはすべて ③ と考えて良い。

したがって、

- (4) 時刻 t における出力 $P(t)$ の時間変化は次式に従う。

$$\frac{dP(t)}{dt} = \text{ ④} \quad (1)$$

ここで $\rho(t)$: 時刻 t における反応度, Λ : 即発中性子世代時間, β : 実効遅発中性子割合。

- (5) 時刻 t における原子炉の温度 $T(t)$ の時間変化は次式に従う。

$$\frac{dT(t)}{dt} = \text{ ⑤} \quad (2)$$

ここで c : 原子炉の熱容量とする。

- (6) 温度係数は負の値 $-a$ (ただし $a > 0$) であり一定とすると、時刻 t における反応度 $\rho(t)$ は、

$$\rho(t) = \text{ ⑥} \quad (3)$$

- (7) (1)式、(2)式及び(3)式を用いて、 P と ρ との微分方程式に書き直すと、次式を得る。

$$\frac{dP}{d\rho} = \text{ ⑦} \quad (4)$$

- (8) 初期条件 $t = 0$ のとき、 $P = 0$ 、 $\rho = \rho_0$ のもとに(4)式を解くと、次式を得る。

$$P = \text{ ⑧} \quad (5)$$

- (9) (5)式よりピーク出力 P_{Peak} を求めると、

$$P_{\text{Peak}} = \text{ ⑨}$$

- (10) (5)式によれば、原子炉の出力は負の反応度フィードバックの効果により再びゼロになる。このときの反応度の値を(3)式に代入すると、原子炉の温度上昇 $(T - T_0)$ が得られ、次式の様になる。

$$T - T_0 = \text{ ⑩}$$

- (11) このとき原子炉に蓄積したエネルギー E は次式で与えられる。

$$E = \text{ ⑪}$$

- (12) 上で求めたピーク出力と蓄積エネルギーを用いると、出力バーストの継続時間のめやすとなる半値幅 Δt_{burst} が得られ、次式のようになる。

$$\Delta t_{\text{burst}} = \text{ ⑫}$$

第 42 回

4

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 4-1 軽水型動力炉、Na 冷却高速炉及び水冷却研究炉燃料の被覆材について、それぞれ代表的なものを 1 つ挙げて、それらが選定されている理由を原子炉毎に簡潔に述べよ。

第 4-2 次の事項について 150 字程度で説明せよ。(式、図を用いてもよい。)

- (1) き裂伝播速度と応力拡大係数との関係
- (2) 累積被害(損傷)則
- (3) PKA とカスケード損傷
- (4) 照射脆化と延性—脆性遷移温度
- (5) 予防保全と事後保全

第4-3 以下の文章は、二酸化ウラン(UO₂)ペレットの特性とその照射挙動について述べたものである。空欄に適切な用語を番号と共に記入せよ。ただし、同一の用語を2回以上使用しないこと。なお、、、、については、適切な用語あるいは値を下欄から選択して記入せよ。(解答例 20-原子力)

UO₂ は蛍石型の 構造を有している。理論密度は で融点は約 と高く化学的にも極めて安定である。

U-235 の核分裂で生成する安定で長寿命のガス状 FP には収率の比較的大きい と小さい がある。核分裂収率は燃焼の進行と共に幾分変化するが、FP ガス収率の合計は約 %である。生成した FP ガスの一部は燃焼に伴いペレットから放出され、ペレット-被覆管ギャップの を低下させる。これは、 の上昇と の増大の原因となる。

一方、ペレット内に蓄積された FP ガスや固体 FP はペレットを僅かに膨張させる。これを と呼び、 の要因となる。ペレットは燃焼の進行に伴って、その形態やマイクロ組織が変化する。この変化には、、 及び製造時気泡の再分布などがある。 はペレットの中心温度が 1600~1700°C を越えるような高温になった場合に生じる。

燃焼の進行に伴って、ペレット外周部では核的効果により が局所的に蓄積されるようになる。このため平均燃焼度が 35~40 GWd/t 以上の高燃焼度では、ペレットの最外周部で、 の蓄積に起因した と呼ばれる特異な組織変化が生じる。この組織の特徴として、 の微細化と の増加が挙げられる。このような組織が形成されることによる燃料の照射挙動に対する影響として、 の低下による燃料中心温度の や FP ガス放出量増大の可能性などが考えられる。

選択すべき用語	
<input type="text" value="①"/>	; 体心立方, 面心立方, 六方晶, 斜方晶, 正方晶
<input type="text" value="②"/>	; 9.55, 9.95, 10.55, 10.95, 11.55
<input type="text" value="③"/>	; 1850°C, 2050°C, 2480°C, 2700°C, 2850°C
<input type="text" value="⑥"/>	; 5, 15, 25, 35, 45, 55

第4-4 軽水炉燃料の開発に関する以下の文章中の [] に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。(解答例 ㉑-v)

- (1) PWR 燃料において、燃料の [(1)] により被覆管に [(2)] が生じたため、燃料棒の He の加圧量を [(3)] するようになった。
- (2) BWR 燃料において、ペレットと被覆管との相互作用による燃料破損を低減させるため、被覆管には [(4)] に優れた [(5)] を使用するようになった。
- (3) PWR 燃料の高燃焼度化のための方法の1つとして、アルミニウムとケイ素の酸化物を添加することによる燃料ペレットの [(6)] により [(7)] を低減することが考えられている。
- (4) BWR 燃料の負荷追従性を高めるため、 [(8)] , [(9)] 及び [(10)] が候補として研究され、これらのうち [(10)] がすでに実用化されている。

第4-5 炉内構造材料の健全性管理に関して以下の文章中の [] に適当な語句または記号を番号と共に記せ。(解答例 ㉑-原子炉)

1. 炉内構造材料に見られる粒界型応力腐食割れ(IGSCC)の発生には、 [(1)] , [(2)] , [(3)] 的要因がある。
2. [(1)] 的要因に関する対策として、耐食性を向上させるべく、低 [(4)] ステンレス鋼、安定化ステンレス鋼、二相ステンレス鋼の使用、内面肉盛溶接、固溶化熱処理などがある。
3. [(2)] 的要因に関する対策として、 [(5)] 残留応力の低減と [(6)] 化が重要であり、内面水冷溶接によって内面 [(6)] 応力をかけること、固溶化熱処理による応力の低減、 [(7)] 処理による残留応力の緩和がある。特に [(8)] 部の残留応力の緩和が重要である。
4. [(3)] 的要因に関する対策は、脱気運転及び冷却水への [(9)] 注入で、炉水溶解 [(10)] 濃度を低減することにより腐食を抑制できる。

第4—6 軽水炉の想定事故である大破断 LOCA について、ある加圧水型原子炉を例にとり事故時の炉心状態変化と燃料棒特定位置の温度変化を安全解析コードを用いて解析した結果、以下のような過渡が計算された。

- ・一次冷却材の喪失により原子炉一次系の圧力は瞬時に低下した後、緩やかに2，3気圧程度に低下する。
- ・その後、燃料棒の温度は最高で1000℃程度まで上昇し、高温の状態が約5分間継続する。
- ・その後、非常用炉心冷却水の注入によって燃料棒は、冠水し急冷される。

(I) このような状況下で生じる燃料棒の主な状態変化を300字以内で説明せよ。

(II) 内に適切な用語あるいは数値を番号と共に記せ。(解答例 ①—原子炉)

冷却材喪失事故時に、炉心の冷却可能な形状を維持しつつ、事故を収束させるための設備として、原子炉には ① が備わっている。この設備の性能を評価するための判断基準として以下の4つの基準が設けられている。

- (1) 燃料被覆の ② の計算値の最高値は、 ③ 以下であること。
- (2) 燃料被覆の化学量論的 ④ の計算値は、 ⑤ 反応が著しくなる前の ⑥ の ⑦ 以下であること。
- (3) 炉心で燃料被覆及び構造材が ⑧ と反応するに伴い発生する ⑨ の量は、格納容器の健全性確保の見地から十分低い値であること。
- (4) 燃料の形状の変化を考慮しても、 ⑩ の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

第42回

5

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6問中5問を選択して解答すること。

第5—1 以下のガンマ線スペクトル分析に関する用語について簡単に説明せよ。

- (1) エネルギー分解能
- (2) 全吸収ピーク
- (3) サムピーク
- (4) エスケープピーク
- (5) 特性 X 線

第5—2 以下の問の適切な解答を番号と共に記入せよ。(解答例 (6)～(6))

(1) ある GM 計数管で、分解時間が τ 秒の検出器に入射した放射線の数 N_0 とし、そのときの計数を N とするとき、 N_0 の関係式はどれか。

- ① $N_0 = N\tau$, ② $N_0 = N(1 - \tau)$, ③ $N_0 = N/(N\tau - 1)$,
④ $N_0 = N/(1 - N\tau)$, ⑤ $N_0 = N\tau/(1 - \tau)$

(2) ベータ線源でないものはどれか。

- ① ^3H , ② ^{32}P , ③ ^{133}Ba , ④ ^{204}Tl , ⑤ ^{14}C

(3) 親核種と娘核種の原子数を N_1 , N_2 , また崩壊定数を λ_1 , λ_2 とするとき、過渡平衡の関係式はどれか。

- ① $N_1\lambda_1 = N_2\lambda_2$, ② $N_1/\lambda_1 = N_2/\lambda_2$, ③ $N_1/N_2 = \lambda_1/\lambda_2$,
④ $N_2/N_1 = \lambda_1/(\lambda_2 - \lambda_1)$, ⑤ $N_2/N_1 = \lambda_2/(\lambda_1 - \lambda_2)$

(4) アルファ線の検出器として適切なものはどれか。

- (1) $\text{NaI}(\text{Tl})$, ② $\text{ZnS}(\text{Ag})$, ③ $\text{Ge}(\text{Li})$,
④ 電離箱, ⑤ TLD

(5) 放射線量であるカーマの単位はどれか。

- ① Ckg^{-1} , ② s^{-1} , ③ m^{-2} ,
④ $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$, ⑤ Jkg^{-1}

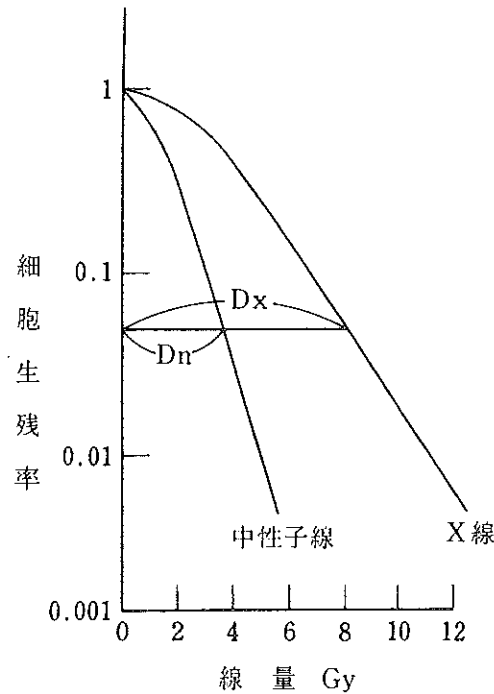
第5—3 放射線の生物影響の大小を表す指標として、相対的生物学的効果(Relative Biological Effectiveness : RBE)が用いられることがある。RBEについて以下の問に答えよ。

- (1) あるAという影響を生ずるのに要する基準放射線の線量を D_x とし、同じ影響Aをもたらす中性子線の線量を D_n として、中性子線のRBEを与える式を 内を完成しなさい。

RBE =

- (2) 下の図は、ある哺乳動物の細胞に基準放射線(200 kV の X 線)と中性子線を照射して得た線量と細胞生残率の関係を示している。

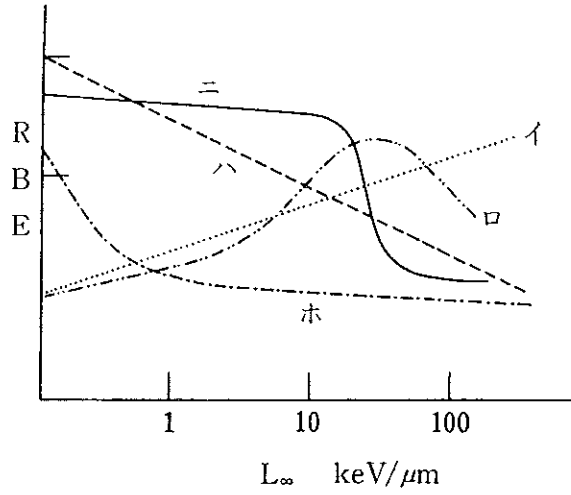
この図を用いて低線量域と高線量域とでは、いずれの中性子線のRBEが大きいか。理由を付して解答せよ。



- (3) 線量率の高い中性子線と線量率の低い中性子線とでは、どちらの中性子線のRBEが大きいか。理由を付して解答せよ。

(4) 物質中を通過した荷電粒子により、その粒子の道筋の単位長さあたりに付与されたエネルギーを L_{∞} keV/ μ m で表し、線エネルギー付与(LET)という。

LET の異なる放射線を照射して得られた線量と細胞の生残率との関係から求められた RBE と LET との関係を示す曲線はどれか。下図の記号から答えよ。(解答例；へ)



第5—4 人への放射線障害に関する以下の各問において最も適当と思われるものを一つ選び、番号と共に記せ。(解答例 (11)—原子炉)

- (1) 5 Gy 程度のガンマ線をそれぞれの臓器・組織が受けたとき、数年後に発現する可能性が比較的大きいと思われる障害は、(肺線維症, 慢性肝炎, 白内障, 甲状腺機能低下症, 毛細血管拡張症)。
- (2) 放射線による精神遅滞は、(受胎直後, 妊娠 4～6 週, 妊娠 8～15 週, 妊娠 6～8 月, 妊娠 8～10 月)の胎内被ばくで最もおこりやすい。
- (3) 遺伝的影響のリスク評価に用いられる倍加線量は、低線量率, 低 LET(線エネルギー付与)放射線では、(100 μ Gy, 1 mGy, 100 mGy, 1 Gy, 10 Gy)である。
- (4) 放射線で誘発される固形がんの潜伏期間は、被ばく後(1～6 月, 6～12 月, 1～3 年, 5～9 年, 10～数 10 年)である。
- (5) (放射線宿酔, 骨の成長障害, 胃潰瘍, 放射線肺炎, 口内炎)は、晩発性放射線障害である。
- (6) 疫学調査で有意な超過死亡数が現時点では確認されていない放射線障害は、(白血病, 肺癌, 乳癌, 結腸癌, 脳腫瘍)である。
- (7) 放射線感受性が最も高いのは、次のうち(神経組織, 骨組織, 造血組織, 筋肉組織, 結合組織)である。
- (8) 放射線による皮膚障害で最もしきい値の高いものは、(脱毛, 紅斑, 乾性皮膚炎, 湿性皮膚炎, 皮膚潰瘍)である。
- (9) 5 Gy の全身 1 回被ばくにより死の主な原因となりうる障害は、(胃腸障害, 造血障害, 口腔障害, 皮膚障害, 中枢神経障害)である。
- (10) 組織荷重係数が最も大きい臓器・組織は、(骨髄, 乳房, 甲状腺, 大腸上部, 生殖腺)である。

第5-5 発電用軽水型原子炉から平常運転時に放出される可能性のある代表的な放射性物質について述べたものである。()にあてはまる適切な核種を下欄から選択せよ。

(解答例 (D)-Eu-152)

気体状放射性物質は、気体として挙動する放射性物質であり、主として空気を構成している核種が原子炉及びその近傍で中性子に照射されて生ずる(①), (②), (③)等の放射化生成物及び原子炉内の核分裂によって生じた(④), (⑤)等の核分裂生成物である。

揮発性放射性物質は、燃料の核分裂によって生成するが、このうち(⑥)は生成量が多く、また他のハロゲン核種にくらべて物理的半減期も長いので、特に注意しなければならない。

粒子状放射性物質は塵埃等に付着して挙動するので、気体状放射性物質や揮発性放射性物質と異なり環境に放出され易いものではない。これらの中には(⑦), (⑧), (⑨)等の核種が含まれる。

原子炉施設に設けられた液体廃棄物処理施設は、一般にリサイクルの処理システムを有しており、処理が不十分な場合は繰り返して処理を行えるので、環境に放出される放射性物質は(⑩)を除いて比較的管理しやすい。

H-3, C-14, N-16, Na-24, S-35, K-40, Ar-41, Mn-54, Co-60, Kr-85, Sr-90, Tc-99, I-131, Xe-133, Cs-137, U-235, Pu-238, Ra-226

第5-6 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する以下の文章中、誤っている記述の部分を抽出し、正しい記述にせよ。(解答例 (6)誤—推定する 正—測定する)

- (1) 線量目標値は、線量当量限度等を変更するものではないが、法的規制を受ける。
- (2) 線量目標値は、環境への放射性物質の放出を出来るだけ少なくする努力を払わせるための抽象的な目標である。
- (3) 線量目標値として定めた「線量当量」は、線量当量と障害との直接的関係から障害発生の可能性をどこまで低減するかという観点に基づいて定めたものである。
- (4) 線量目標値が達成されない状態に至ったときは、直ちに運転を停止し、放出方法や設備の改善が要請される。
- (5) 線量目標値は、全ての原子炉施設等について適用される。

6

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「規制法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律をいい、「主務省令」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則又は実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 6—1 規制法第 35 条第 1 項には、原子炉設置者及び外国原子力船運航者が、原子炉施設の保全、原子炉の運転、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵又は廃棄について保安のために必要な措置を講じなければならないとされている。これに関して以下の各問について答えよ。

- (1) 原子炉設置者が管理区域について講ずべき措置のうち、3つを記せ。
- (2) 原子炉設置者が原子炉の運転に関して採らなければならない措置のうち、3つを記せ。
- (3) 原子炉設置者が核燃料物質の貯蔵に関して採らなければならない措置のうち、3つを記せ。
- (4) 放射線業務従事者の線量当量限度に関し、に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。(解答例 ③—許可)
 - ・放射線業務従事者の線量当量限度は、実効線量当量について一年間につき ① とする。
 - ・緊急作業に係る線量当量限度は、実効線量当量について ② とする。

第6-2 原子力基本法(以下、「基本法」という。)第3条(定義)に関して、以下の文の に
 入れるべき適当な語句を下表から選び、番号と共に記号で記せ。(解答例 (i9-v))

(1) 基本法第3条第2号の核燃料物質は、核燃料物質、核原料物質、原子炉及び放射線の定
 義に関する政令(以下「定義政令」という。)において次に掲げる物質と規定されている。

- 一 ① の ② に対する比率が ③ ウラン及びその化合物
- 二 ① の ② に対する比率が ④ ウラン及びその化合物
- 三 ⑤ 及びその化合物
- 四 前三号の物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの
- 五 ① の ② に対する比率が ⑥ ウラン及びその化合物
- 六 ⑦ 及びその化合物
- 七 ⑧ 及びその化合物
- 八 前三号の物質の一又は二以上を含む物質

(2) 基本法第3条第5号の放射線は、定義政令において次に掲げる電磁波又は粒子線と規定
 されている。

- 一 ⑨ , ⑩ , ⑪ その他の重荷電粒子線及び ⑫
- 二 ⑬
- 三 ⑭ 及び ⑮ (軌道電子捕獲に伴って発生する ⑮ に限る。)
- 四 ⑯ 以上のエネルギーを有する ⑰ 及び ⑱

- | | | |
|----------------------|--------------|--------------|
| a. ウラン 233 | b. ウラン 235 | c. ウラン 238 |
| d. ウラン 235 及びウラン 238 | e. トリウム | f. プルトニウム |
| g. 天然の混合率に達しない | h. 天然の混合率である | |
| i. 天然の混合率をこえる | j. アルファ線 | k. ベータ線 |
| l. ガンマ線 | m. エックス線 | n. 特性エックス線 |
| o. 陽子線 | p. 重陽子線 | q. 電子線 |
| r. 中性子線 | s. 1メガ電子ボルト | t. 10メガ電子ボルト |
| u. 100メガ電子ボルト | | |

第6—3 以下の条文は規制法の保安規定、原子炉主任技術者の関係条文である。以下の問に答えよ。

(保安規定)

第37条 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、保安規定を定め、原子炉の に主務大臣の認可を受けなければならない。これを変更しようとするときも、同様とする。

2 主務大臣は、保安規定が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止上十分でないとき、前項の認可をしてはならない。

3 主務大臣は、核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止のため必要があるとき、原子炉設置者に対し、保安規定の変更を命ずることができる。

4 原子炉設置者及びその従業者は、保安規定を守らなければならない。

(原子炉主任技術者)

第40条 原子炉設置者は、原子炉の運転に関して保安の監督を行わせるため、主務省令で定めるところにより、次条第1項の原子炉主任技術者免状を有する者のうちから、原子炉主任技術者を選任しなければならない。

2 原子炉設置者は、前項の規定により原子炉主任技術者を選任したときは、選任した日から に、その旨を主務大臣に届け出なければならない。これを解任したときも、同様とする。

(原子炉主任技術者免状)

第41条 (第1項～第2項 略)

3 科学技術庁長官は、原子炉主任技術者免状の交付を受けた者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反したときは、その原子炉主任技術者免状の返納を命ずることができる。

(原子炉主任技術者の義務等)

第42条 原子炉主任技術者は、誠実にその職務を遂行しなければならない。

2 原子炉の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従わなければならない。

(原子炉主任技術者の解任命令)

第43条 主務大臣は、原子炉主任技術者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反したときは、原子炉設置者に対し、原子炉主任技術者の解任を命ずることができる。

(1) に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。(解答例 ③—許可)

(2) 規制法第33条第2項において、主務大臣は設置許可の取り消し、又は一年以内の期間を定めて原子炉の運転の停止を命ずることができることになっているが、原子炉設置者が上記条文の何に違反したとき、この条項が適用されることになるか記せ。

(3) 規制法の第8章(第76条の2から第84条)には罰則が定められているが、上記条文においてどのような者に対して罰則が課せられることになるか記せ。

第6—4 規制法第43条の2(核物質防護規定)及び同第43条の3(核物質防護管理者)に関して、以下の問に答えよ。

- (1) 核物質防護規定に定めることとして主務省令に規定されている事項を3つ記せ。
- (2) 核物質防護管理者を選任する目的を記せ。
- (3) 核物質防護管理者を選任するに当たっての、主務省令で定める要件について、以下の文の に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。(解答例 ㉠—原子炉)
 - ・原子炉施設を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質の防護に関する業務を ① 的に管理することができる ② にある者であること。
 - ・特定核燃料物質に関する ③ 的な ④ を有する者であること。
 - ・特定核燃料物質に関する業務に ⑤ 的地位にある者として ⑥ 年以上従事した経験を有する者又はこれと同等以上の知識及び経験を有していると主務大臣が認められた者であること。

第6—5 規則法第64条(危険時の措置)及び同第68条(立入検査等)に関して、 に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。(解答例 ㉠—許可)

- (1) 製錬事業者、加工事業者、原子炉設置者、外国原子力船運航者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者(以下「事業者等」という。)並びに事業者等から運搬又は保管を委託された者は、その所持する核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉に関し、地震、火災その他の災害が起こったことにより、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害が発生するおそれがあり、又は発生した場合においては、直ちに、主務省令で定めるところにより、応急の措置を講じなければならない。

このような事態を発見した者は、直ちに、その旨を ① 又は ② に通報しなければならない。

- (2) 内閣総理大臣、通商産業大臣、運輸大臣又は ③ は、この法律の ④ において、その職員に、製錬事業者、加工事業者、原子炉設置者、外国原子力船運航者、再処理事業者、廃棄事業者、使用者、核原料物質使用者又は国際規制物質使用者、第六十一条の三第一項各号の一に該当する場合における当該各号に規定する者若しくは同条第五項に規定する者の事務所又は工場若しくは事業所に ⑤、その者の帳簿、書類その他 ⑥ させ、 ⑦ させ、又は試験のため必要な最小限度の量に限り、核原料物質、核燃料物質その他の必要な ⑧ させることができる。

この規定により職員が立ち入るときは、その ⑨ を携帯し、かつ、関係者の請求があるときは、これを掲示しなければならない。

この規定による権限は、 ⑩ のために認められたものと解してはならない。

第6—6 規制法第67条(報告徴収)に関して、以下の問に答えよ。

(1) 主務省令においては、主務大臣に報告しなければならないときとして、以下の事象等を定めているが、に入れるべき適当な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ⑦—原子炉)

- ・核燃料物質の盗取又は ① が生じたとき
- ・原子炉の ② 中において、 ③ により、原子炉の運転が ④ したとき又は原子炉の運転を ④ することが必要となったとき。
- ・原子炉の ⑤ 中において、原子炉の運転に支障を及ぼすおそれのある ③ があったとき。
- ・気体状又は液体状の核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物が ⑥ 外で漏えいしたとき。

(2) 上記(1)の各事象の一に該当するとき、その旨を、いつ主務大臣に報告しなければならないか記せ。

(3) 更に、その事象の状況及びそれに対する処置を、いつ主務大臣に報告しなければならないか記せ。

第 43 回

①

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 理 論

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 1—1 次の用語の意味を各 200 字程度で説明せよ。

- (1) 反応度ポイド係数
- (2) 反射体節約
- (3) 減速密度
- (4) 遅発中性子

第 1—2 核分裂反応に関して、以下の問に答えよ。

- (1) $1.66 \times 10^{-27}(\text{kg})$ を 1 原子質量単位(u) とする時、1 (u) と等価なエネルギーを、MeV 単位で求めよ。なお、光の速度を $3.00 \times 10^8(\text{m} \cdot \text{s}^{-1})$ 、1 (eV) を $1.60 \times 10^{-19}(\text{J})$ とする。
- (2) ^{235}U 、 ^{144}Ba 、 ^{90}Kr の 1 核子あたりの結合エネルギーはそれぞれ 7.4 (MeV)、8.2 (MeV)、8.5 (MeV) である。陽子ならびに中性子の質量をそれぞれ 1.0072 (u)、1.0087 (u) とする時、 ^{235}U 、 ^{144}Ba 、 ^{90}Kr の質量を、u 単位で求めよ。なお、 ^{90}Kr 、 ^{144}Ba の原子番号は 36、56 である。
- (3) ^{235}U が起こす核分裂反応の典型的なものとして、



が挙げられる。この核分裂反応の Q 値を、MeV 単位で求めよ。

- (4) 直径 10 (mm)、高さ 10 (mm) の円筒状の二酸化ウランペレットが、 $3.0 \times 10^{13} (\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ の中性子束の原子炉中に置かれている。このペレットの UO_2 密度が $10(\text{g} \cdot \text{cm}^{-3})$ 、濃縮度 (^{235}U 原子数密度比) が 3.0 (%) であって、 ^{235}U の核分裂断面積が 500 (barm) である時、このペレットの発熱エネルギーを、W 単位で求めよ。ただし、 ^{235}U はすべて上記(3)の核分裂反応を起こすものとし、また ^{235}U 以外の原子核は核分裂反応を起こさないものとする。なお、アボガドロ数としては 6×10^{23} 、 UO_2 中の U と O の原子量としては 238、16 を用いるものとする。

第1-3 熱中性子が燃料棒直径を固定したまま格子間隔を変化させ、減速材と燃料の体積比

$x = V_M/V_F$ を変化させたとき、 x を変数として熱中性子利用率 f は、

$$f = \frac{1}{1 + ax} \quad \text{①}$$

共鳴を逃れる確率 p は

$$p = \exp\left(-\frac{1}{bx}\right) \quad \text{②}$$

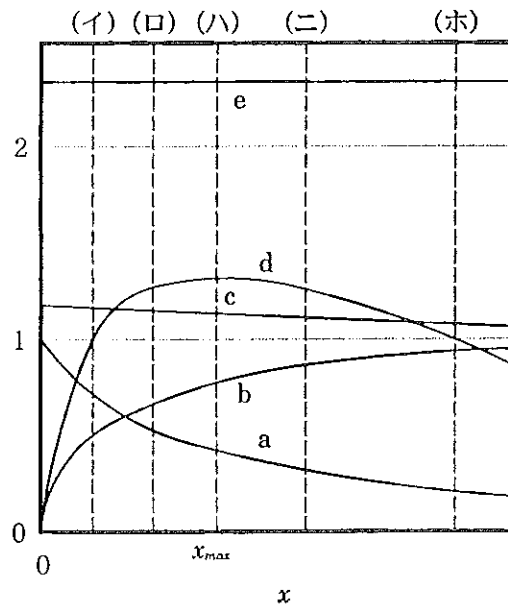
ただし、

$$b = \frac{(\xi\Sigma_s)_M}{N_F l} \quad \text{③}$$

の形で表せる。ここで、 $(\xi\Sigma_s)_M$ は減速材の減速能、 N_F は燃料の原子数密度である。

次の間に答えよ。

- (1) 熱中性子利用率が①式で表せることを熱中性子利用率の定義より示し、 a を求めよ。ただし、熱中性子不利係数(disadvantage factor) $d = \overline{\phi_M}/\overline{\phi_F}$ は一定であると仮定する。
- (2) ③式のパラメータ l の原子が理論における名称と定義を示し、原子がにおける重要な役割を説明せよ。
- (3) 無限中性子増倍率 k_∞ 、吸収あたりの平均核分裂中性子放出数 η 、高速核分裂補正因子 ϵ 、熱中性子利用率 f 、共鳴を逃れる確率 p を x に対してプロットすると図のようになった。曲線 a, b, c, d, e はそれぞれ k_∞ , η , ϵ , f , p のどのパラメータに対応するか答えよ。
- (4) 4 因子のうちの η と ϵ が x によらず一定であると仮定し、 k_∞ を最大にする体積比 x_{max} を求めよ。ただし $a/b \ll 1$ として近似してよい。
- (5) 熱中性子動力炉の設計では、図の(イ)~(ホ)のうちのどの点に x を設定するのが適切か、理由を付して答えよ。



第1-4 真空中に置かれた、均質の直方体原子炉を考える。この原子炉は1群の拡散理論に従うとし、その拡散係数を D 、吸収断面積を Σ_a 、核分裂断面積を Σ_f 、無限増倍率を k_∞ および、核分裂1回あたりの発生エネルギーを E_f とする。また、原子炉の三辺の長さを、外挿距離を含んで a (x 方向)、 b (y 方向)、 c (z 方向) とし、原子炉の熱出力を P とする。この原子炉について、以下の問に答えよ。

- (1) この原子炉内の中性子束が従う方程式と境界条件を書け。
- (2) この原子炉が臨界となる条件ならびに、臨界時の中性子束分布を求めよ。
- (3) 原子炉を運転すると、原子炉内に核分裂生成物が蓄積する。(2)の中性子束分布を持つ原子炉において、核分裂1回あたりの生成割合が Y 、中性子捕獲反応断面積が σ_r 、崩壊定数が λ の核分裂生成物を考えるとき、その核分裂生成物の単位体積あたりの濃度分布を、原子炉内の位置 (x, y, z) および運転開始からの時間 t において求めよ。ここで、この核分裂生成物は中性子捕獲反応以外の核反応を起こさず、また運転開始時には存在しなかったものとする。なお、この原子炉の $D, \Sigma_a, \Sigma_f, k_\infty, E_f, P$ ならびに中性子束分布は、運転中一定であるとする。
- (4) 運転中の濃度分布が(3)で与えられる核分裂生成物について、その核分裂生成物が次の特徴をもつとき、その濃度分布の空間ならびに時間変化を、図を用いて説明せよ。
 - (イ) 核分裂生成物の中性子捕獲反応断面積がゼロ
 - (ロ) 核分裂生成物が安定核

なお、空間分布に関しては、 x 方向に限って示せば良い。

第1—5 原子炉に非常に大きな反応度が添加されたときには、添加反応度 $\rho_1 (> \beta)$ から発生エネルギー $E(t)$ に比例したフィードバック反応度を引いた反応度が、時刻 t における正味の反応度である。この近似においてステップ反応度添加 $\rho_1 = \rho_0$ のときの動特性方程式の即発中性子近似は

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{1}{\Lambda} \left[\rho_0 - \beta - |\mu| \int_0^t P(t') dt' \right] P(t)$$

である。ここで $P(t)$ は原子炉出力、 Λ は即発中性子世代時間、 β は実効遅発中性子生成比率、 μ は単位放出エネルギーあたりのフィードバック反応度(出力係数)である。この方程式の解は次式となる。

$$P(t) = \frac{2 \Lambda R^2}{|\mu|} \frac{A e^{-Rt}}{(1 + \Lambda e^{-Rt})^2}$$

ここで A が非常に大きい(正確には $(\rho_0 - \beta)^2 / 2 \Lambda |\mu| \cdot P(0)$) 近似では

$$R = \frac{\rho_0 - \beta}{\Lambda}, \quad A = \frac{2(\rho_0 - \beta)^2}{\Lambda |\mu| P(0)}$$

である。 $P(0)$ は初期出力である。

これらを使ってバースト出力の全放出エネルギー、最大出力、バースト幅を求めよ。簡単のためバーストが対称であると仮定して、最大出力までの時間の2倍をバースト幅と近似する。

第1—6 中性子非増倍体系および増倍体系へ、パルス状に中性子を入射する(パルス中性子法)。この場合、時間に依存する1群拡散理論によると、時間が十分たった後では、体系の中性子束 $\phi(r, t)$ の時間変化が

$$\phi(r, t) \approx A_1 \varphi_1(r) e^{-\alpha t}$$

に漸近する。ここで $\varphi(r)$ は体系の形状で決まる基本モードであり、ヘルムホルツ方程式 $\nabla^2 \varphi_1(r) + B^2 \varphi_1(r) = 0$ にしたがう。 B^2 は幾何学的バックリング、 α は基本モードの減衰係数、 A_1 は初期値で決まる定数である。

- (1) 中性子非増倍体系の時間に依存する1群拡散方程式を示し、減衰係数 α を求めなさい。
- (2) $\alpha - B^2$ 曲線を描き、中性子非増倍体系の中性子拡散係数 D とマクロ吸収断面積 Σ_a が求められることを示しなさい。
- (3) 無限増倍率 k_∞ の中性子増倍体系における減衰係数を求めなさい。
- (4) 非増倍体系の $\alpha - B^2$ 曲線と同じ図に裸の増倍体系の $\alpha - B^2$ 曲線を描き材料バックリング B_m が求められることを示しなさい。

2

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 2—1 壁面から加熱を受ける内径 $d[m]$ 、長さ $L[m]$ の円管の中に水を流して冷却する。加熱は円管の周方向には一様で、軸方向には次の線出力密度 $q'[W/m]$ の分布があるものとする。

$$q'(x) = q_0' \sin\left(\frac{\pi x}{L}\right)$$

ここで $x[m]$ は円管入口からの距離、 $q_0'[W/m]$ は定数である。水の入口温度を $T_{in}[K]$ 、質量流量を $G[kg/s]$ 、比熱を $C[J/kgK]$ とし、円管壁面と水との間の熱伝達係数は一定で $h[W/m^2K]$ とする。水は円管内で相変化を起こさず、また、水の物性値は温度によって変化しないものとする。

- (1) 水の温度の円管軸方向の分布と円管出口での値を求めよ。
- (2) 円管壁面の温度の軸方向分布を求めよ。
- (3) 円管壁面の温度が最高となる位置 x_m を求めよ。
- (4) 水の温度と円管壁面温度の円管軸方向分布の概略図を書け。横軸を x 、たて軸を温度とし、両者を同一の図に示せ。

第2-2 2ループの加圧水型原子炉(図1)で、定格運転中に時刻 $t = 0$ (s) でポンプ1が停止し、流量が徐々に低下するが、ポンプ2は定格運転を継続する場合を想定する。両ポンプの特性は同一とする。諸量は以下で与えられるものとして以下の間に答えよ。

Q_0 : 定格ポンプ流量[m³/s] $Q_i(t)$: ポンプ i の流量[m³/s] ($i = 1, 2$)
 H_0 : 定格ポンプ揚程[Pa] $H_i(t)$: ポンプ i の揚程[Pa] ($i = 1, 2$)
 ω_0 : 定格ポンプ回転角速度[rad/s] $\omega(t)$: ポンプ1の回転角速度[rad/s]
 ρ : 冷却材密度[kg/m³] (一定)

(1) 定格運転時に、各ループでポンプの揚程と流路圧損がつりあっているととして、このつりあいの式を求めよ。ただし、炉心部での全圧力損失 Δp_c [Pa] 及び配管部での全圧力損失 Δp_i [Pa] ($i = 1, 2$) は次式で与えられるものとする。

$$\Delta p_c = \frac{1}{2} \frac{\rho \eta_c}{A_c^2} (Q_1 + Q_2)^2, \quad \Delta p_i = \frac{1}{2} \frac{\rho \eta_L}{A_L^2} Q_i^2 \quad (i = 1, 2)$$

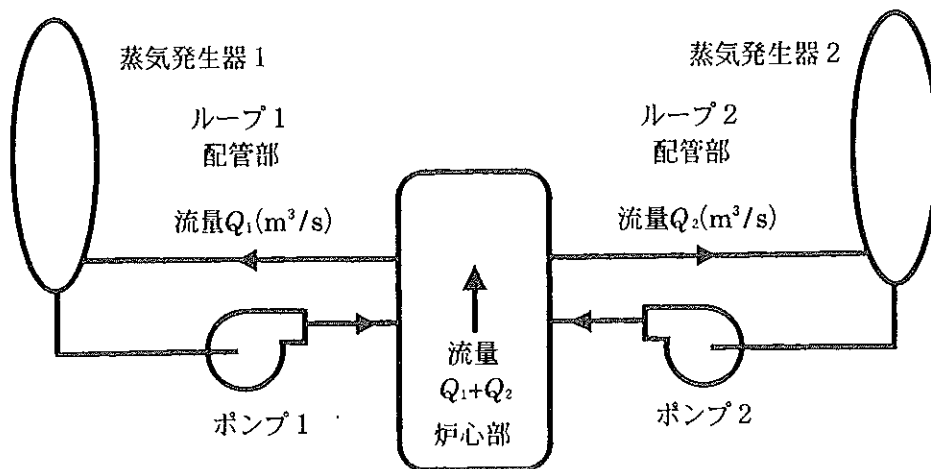
ここで、 η_c 、 η_L は圧力損失係数(-)、 A_c 、 A_L は代表流路面積(m²)とする。

(2) ループ1で流量が低下し始めた後も、ポンプの揚程と流路圧損がつりあった状態で、現象が準定常的に推移すると仮定した場合、各ループでのつりあいの式を求めよ。ただし、 H_1 、 H_2 は次式を満足するものとする。

$$H_1(t) = H_0 \left\{ \frac{\omega(t)}{\omega_0} \right\}^2, \quad H_2 = H_0 \text{ (一定)}$$

(3) $Q_1(t) = Q_0 + \Delta Q_1(t)$ 、 $Q_2(t) = Q_0 + \Delta Q_2(t)$ とし、 $\Delta Q_1(t)/Q_0$ 、 $\Delta Q_2(t)/Q_0$ を $\omega(t)/\omega_0$ の関数として求めよ。ただし、 $\Delta Q_1(t)/Q_0$ 、 $\Delta Q_2(t)/Q_0$ は1より十分小さく、2次以上の高次項は無視できるものとする。

(4) 横軸を t として、ポンプ停止初期における $Q_1(t)$ 、 $Q_2(t)$ の概要を図示せよ。ただし、 $\omega(t)$ は時間とともに緩やかに減少するものとする。



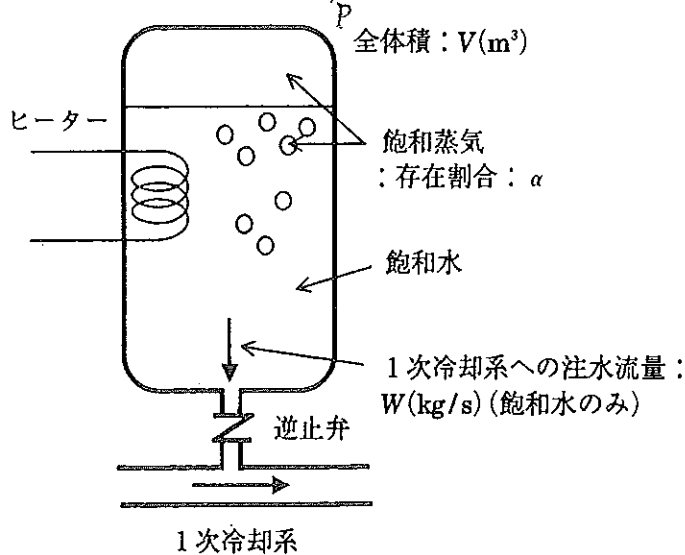
(図1)

第2-3 静的安全注入系として、減圧沸騰型蓄圧器(図2)を考える。1次冷却系が減圧して逆止弁が開き、水が質量流量 W [kg/s] (一定) で注入されている場合を想定する。ただし、圧力 p [Pa] は一様で、気液両相は常に飽和平衡状態にあると仮定し、ヒーターからの入熱、系外への熱損失、摩擦は考えない。全体積を V [m³]、全体積に対する全水蒸気(気相)の体積割合を α [-] とし、飽和水のみが注水されるとする。物理量 a の時間微分を \dot{a} と表記し、水の状態量は以下で与えられるとして以下の問に答えよ。

$\rho_{gs}(p)$: 気相密度 [kg/m³] ρ_{fs} : 液相密度 [kg/m³] (一定)

h_{gs} : 気相エンタルピー [J/kg] (一定) $h_{fs}(p)$: 液相エンタルピー [J/kg]

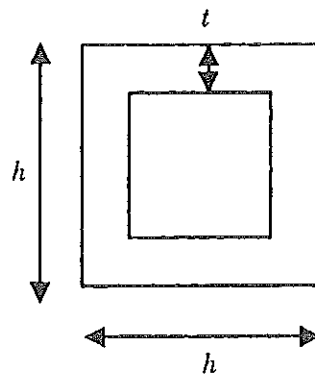
- (1) 各相の全質量を M_g, M_f [kg]、蓄圧器全体での相変化率を Γ_g [kg/s] とし、各相に対する質量保存の式を求めよ。すなわち、 \dot{M}_g, \dot{M}_f を Γ_g, W で表わせ。
- (2) 各相の全エンタルピーを H_g, H_f [J] とし、各相に対するエネルギー保存の式を求めよ。すなわち、 \dot{H}_g, \dot{H}_f を $\Gamma_g, W, h_{gs}, h_{fs}$ で表わせ。ただし、流体の運動エネルギーは無視する。
- (3) M_g, M_f, H_g, H_f を $V, \alpha, \rho_{gs}, \rho_{fs}, h_{gs}, h_{fs}$ で表わせ。
- (4) (3) で求めた M_g, M_f を時間で微分し、(1) で求めた質量保存の式に代入することにより、 $\dot{\alpha}, \dot{p}$ を $V, \alpha, \rho_{gs}, \rho_{fs}, C_p, \Gamma_g, W$ で表わせ。ただし、 $\dot{\rho}_{gs} = C_p \dot{p}$ とする。
- (5) (3) で求めた H_f を時間で微分して(1) で求めた液相のエネルギー保存式に代入して得られる式に、(4) で求めた $\dot{\alpha}, \dot{p}$ を代入することにより、 Γ_g を $\alpha, \rho_{gs}, \rho_{fs}, h_{gs}, h_{fs}, C_p, C_h, W$ で表わせ。ただし、 $\dot{h}_{fs} = C_h \dot{p}$ とする。



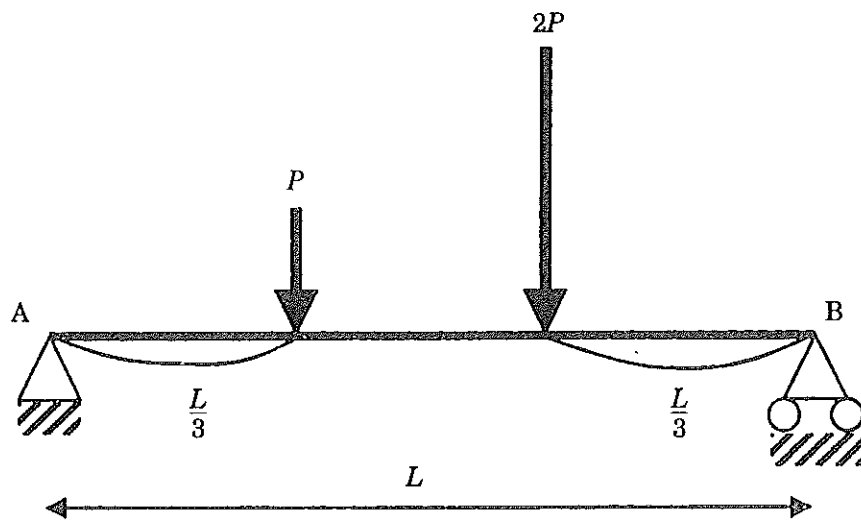
(図2)

第2—4 図(1)に示すような矩形の中空断面(1辺 h (m), 厚さ t (m))を有し, 長さ L (m), ヤング率 E (N/m^2)の直管が, 図(2)に示されるように両端で単純支持され, 端部より $L/3$ の位置において P (N)と $2P$ (N)という荷重を受けるとする。次の問に答えよ。ただし, $L \gg h$ であり, 単純支持はりとみなせるとする。また, 断面2次モーメントを I (m^4)とする。

- (1) 直管に生じるせん断力図および曲げモーメント図を求め, 図示せよ。
- (2) 直管のたわみ曲線を求め, 最大たわみ量を求めよ。
- (3) 直管の内部に発生する最大曲げ応力を求めよ。



図(1)



図(2)

第2-5 原子炉圧力容器などの原子力構造機器は溶接構造物であり、その特徴を考慮して構造機器の設計がなされている。関連して、次の問に答えよ。

- (1) 溶接構造の特徴について記せ。
- (2) 設計・製造・施工・検査の各過程において、溶接構造の破損を防止するために施されている事項について、具体例を上げながら説明せよ。

第2-6 次の各事項について、それぞれ数行～10行程度で述べよ。

- (1) 流れまたは伝熱に現れる無次元数を3つあげ、それぞれの意味するところを説明せよ。
- (2) 多重防護(深層防護)の考え方を、原子炉における具体例を交えて説明せよ。
- (3) 共通要因故障と多様性について、具体例を交えて説明せよ。
- (4) き裂を含む構造機器の破壊現象を記述する破壊力学パラメータを2つあげ、それぞれの意味するところを説明せよ。

第 43 回

3

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の運転制御

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 3—1 以下の用語について簡単に説明せよ。(6 問中 5 問を選択して解答せよ。)

- (1) 核分裂計数管
- (2) 放射能インベントリ
- (3) 反応度外乱
- (4) 給水制御系
- (5) 伝達関数
- (6) 減速材

第 3—2 原子炉の燃料被覆の破損を検出するシステム(燃料破損検出系)について、以下の問いに答えよ。

- (1) 燃料破損検出系に要求される性能・特性について簡単に述べよ。
- (2) 炉心全体を対象としたバルクな検出方法を 2 つ以上挙げ、それぞれの特徴を説明せよ。
- (3) どの燃料集合体で破損が生じたか、その位置決め(ロケーション)を行う方法を 3 つ以上挙げ、その長所と短所を簡単に述べよ。
- (4) 燃料破損が検出された場合のプラント操作及び監視について知るところを記せ。

第3—3 発電用軽水型原子炉施設における冷却材喪失事故について以下の各問いに答えよ。なお、解答に当たっては特定の原子炉型式を選択しても差し支えないが、その場合は選択した型式を明記すること。

- (1) 一次冷却系の大口径配管が破断して始まる冷却材喪失事故において、非常用炉心冷却系(ECCS)設備が全く機能しないと仮定して、生じうる事象推移を簡潔に述べよ。
- (2) 上記の想定事象推移に対応して設けられる ECCS 設備を挙げ、期待される機能を簡潔に述べよ。
- (3) ECCS 設備のほかに、冷却材喪失事故に対応する安全設備として設けられるものを挙げ、期待される機能を簡潔に述べよ。
- (4) 小口径配管の破断に起因する冷却材喪失事故の特徴を、大口径配管破断の場合と比較して簡潔に述べよ。

第3—4 原子力発電所における炉心管理のうち、燃料取替計画について以下の各問いに答えよ。なお、解答に当たっては特定の原子炉型式を選択しても差し支えないが、その場合は選択した型式を明記すること。

- (1) 燃料取替計画の策定に当たって考慮しなければならない条件を4つ挙げ、簡潔に説明せよ。
- (2) 主な燃料装荷パターンを3つ挙げ、それぞれについて、利点・欠点を含め、簡潔に説明せよ。

第3—5 臨界近接の方法として逆増倍法がある。これについて以下の問いに答えよ。

- (1) 未臨界の核燃料体系(増倍率 $k < 1$)があり、この近くの適切な位置に強さ S の中性子源と中性子検出器を配置したとき、この検出器による中性子の計数率は、核燃料のない状態に対して M 倍となる。この倍率 M は k と S とを用いてどのように表されるか。
- (2) この体系に少しずつ順次、核燃料を追加していったとき、 M と k の関係を表す曲線(直線を含む)は、中性子源と中性子検出器の位置により異なる傾向を示す。これの概略を図に表して説明せよ。また、この図を使って逆増倍法による臨界近接の手順を説明せよ。
- (3) 逆増倍法による臨界近接を行って初めての炉心を構成する場合の注意事項を述べよ。

第3-6 定格出力 $P_n (= 10 \text{ MW})$ の水冷型原子炉があり、この炉心の冷却水流量を $W (= 200 \text{ kg/s})$ 、炉心入口水温を $T_{in} (= 40^\circ\text{C})$ とする。また、原子炉の動特性は近似的に次の方程式により表されるものとする。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\ell} n(t) + \lambda C(t) \dots\dots\dots(1)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\ell} n(t) - \lambda C(t) \dots\dots\dots(2)$$

ただし、 t : 時間、 $n(t)$: 定格出力で規格化された時刻 t における炉出力、 $\rho(t)$: 反応度、 β : 遅発中性子割合 ($= 0.0065$)、 ℓ : 即発中性子寿命 ($= 10^{-3} \text{ s}$)、 λ : 遅発中性子先行核崩壊定数 ($= 0.08 \text{ s}^{-1}$)、 $C(t)$: 時刻 t における遅発中性子先行核濃度である。

このとき、次の問いに答えよ。

- (1) 時刻 $t = 0$ において炉心に $\rho(0) = \rho_0 = 0.02$ ドルの正の反応度がステップ状に印加されたとき、自動制御系が作動せず、かつ、反応度フィードバックがない場合の出力上昇の安定ペリオドを求めよ。ただし、出力上昇は極めて緩やかで、(1)式において $dn/dt \approx 0$ と近似できるものとして出力上昇を与える式を導出し、その式を用いよ。
- (2) この原子炉の減速材温度係数を $-a (= -1.0 \times 10^{-4} (\frac{\Delta k}{k}) / \text{K})$ とすれば、減速材温度上昇による反応度フィードバックは $-a[T_m(t) - T_m(0)]$ で表される。ただし、 T_m は炉心内冷却水混合平均温度(ここでは、炉心出入口の冷却水温度の算術平均温度とする)である。上記(1)の場合において、この反応度フィードバックを考慮したとき、原子炉の出力および炉心出口における冷却水温度はどのように変化するか。なお、冷却水流量および炉心入口における冷却水温度は変化しないものとし、冷却水の比熱を $4 \text{ kJ}/(\text{kg} \cdot \text{K})$ とする。また、炉心内の発生熱はすべて冷却水に伝達されるものとする。
- (3) この原子炉を定格出力で運転中に、炉心内冷却水混合平均温度がステップ状に 5°C 低下したとき、自動制御系が作動しない場合、原子炉はどのような振る舞いをするか。できるだけ定量的に説明せよ。

第 43 回

4

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 4—1 軽水炉燃料の特性あるいは照射挙動に関する以下の事項について、簡潔に述べよ。

- (1) ガドリニア添加ペレット
- (2) プルトニウムスポット
- (3) 燃料棒の予加圧
- (4) ペレットからの FP ガス放出
- (5) 被覆管の照射成長

第 4—2 軽水炉構造材料の機械的負荷や照射による劣化を調べる次の手法につき、その原理、どの構造物のどのような欠陥が対象として適しているか、および適用の仕方を、それぞれの手法につき、下に挙げた用語の中から 5 個を選択し、150 字以内で説明せよ。

- a. 透過型電子顕微鏡観察
- b. 陽電子消滅法
- c. ECT
- d. シャルピー衝撃試験
- e. 超音波試験

用語：

点欠陥、照射脆化、転位、き裂、疲労初期、压力容器、蒸気発生器細管、溶接部、炉内構造物、監視試験片、非磁性体、1～10 MHz、100～500 kHz、100～300 kV、延性—脆性遷移温度、Sパラメータ、 γ 線、吸収エネルギー、表皮深さ、進行波、飽和、基礎研究、定期検査

第4-3 燃料製造等について述べた下記の文章の空欄に入れるべき適切な語句や記号・数字を番号と共に記せ。なお、比率や温度に関する設問のうち、, , , , については下表の中から適当なものを選べ。

(解答例 ㉔—有機物)

- ・ウランは地核を構成する岩石、沈積物などに広く分布しており、平均すると 程度存在する。また海水1トンには約 のウランが含まれている。
- ・粗製錬工程では、採取されたウラン鉱石をまず粉砕した後、化学的に浸出させ、次いで や により精製してからその溶液に や苛性アルカリを加えて を沈殿させる。
- ・天然ウランの中には熱中性子により核分裂を起こすU-235は約 %しか含まれず、残りはU-238である。これを軽水炉用燃料として用いるためには、U-235の を %まで高める必要がある。このための作業が濃縮である。
- ・ウラン中のU-235を 法や 法で濃縮するには、ウランをガス状の化合物に転換する必要があるが、この化合物として が用いられる。ウラン濃縮法としては上記の他に化学交換法、、分子レーザー法の開発が進められている。
- ・濃縮の製品である を 粉末にする工程を再転換という。再転換法には , がある。
- ・再転換によって得られた粉末をプレス機で圧縮して理論密度60%程度の に成型し、 雰囲気中で約 °Cの温度で焼結させる。軽水炉燃料の場合には、理論密度の %まで密度を上昇させる。

<input type="text" value="①"/>	数 ppb, 数十 ppb, 数百 ppb, 数 ppm, 数十 ppm, 数百 ppm
<input type="text" value="②"/>	0.3 mg, 3 mg, 30 mg, 300 mg, 3 g, 30 g
<input type="text" value="⑨"/>	1-2, 3-5, 6-8, 10-20
<input type="text" value="⑱"/>	800, 1000, 1300, 1700, 2000, 2300, 2850
<input type="text" value="㉔"/>	80-85, 85-90, 92-94, 95-97, 99-100

第4-4 以下の文章は、高速炉燃料の特性や照射挙動などについて述べたものである。 []

に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。(解答例 ①—ウラン)

- (1) 高速炉燃料で最も特徴的なことは、 [①] が高いことで、軽水炉燃料の2～3倍である。
- (2) 高速炉燃料では、線出力が軽水炉燃料に比べて高く、 [②] が小さいため [③] が大きくなる。これらの特徴から、軽水炉燃料と比べて、高温と大きな [③] のために燃料の [④] が著しい。より高温の領域においては、燃料製造時の空孔が [③] に従って [⑤] に移動してゆき、その後結晶が成長してゆく。この結晶が成長した領域は密度が高くなり、この領域を [⑥] 晶領域と呼ぶ。
- (3) 高速炉用被覆管には、高温に耐えるように、現在 [⑦] が主に使用されている。この [⑦] に [⑧] が当たり、ある一定量以上の値を超えると急に [⑨] が大きくなる現象が見いだされており、これ以降の [⑨] の割合は、製造条件や合金成分にあまり関係がないことが分かっている。被覆管のクリープ変形については、照射により通常の熱クリープよりも速い速度で変形し、これを [⑩] と呼んでいる。

第4-5 軽水炉構造材料の健全性管理等に関して以下の文章中の [] に適当な語句または記号を番号と共に記せ。(解答例 ①—圧力容器)

- (1) IGSCCとは日本語では [①] のことで、 [②] 系ステンレス鋼構造物において、 [③] 部に近い部分([③] 熱影響部)が [④] 化することにより高温高圧水中で起こりやすくなる。ミクロ的には熱 [④] 化による [⑤] における [⑥] 欠乏層の形成が主要因である。
- (2) IASCCとは日本語では [⑦] のことで、 [③] 熱影響部以外の場所で起こり、 [⑧] により [⑤] に生じる [⑥] 欠乏層が主要因となる。さらに、照射誘起 [⑨] が割れを促進する。
- (3) SCCを防ぐ水化学的方策は、高温水の中性子照射分解中間生成物の中で最も影響のあるものは H_2O_2 であるため、 [⑩] 注入、最近では [⑪] 注入によって溶存 [⑫] 濃度を0.001 ppm以下に落とすことである。
- (4) 軽水炉圧力容器の [⑬] 鋼の中性子照射脆化は、ミクロ的には中性子が原子に衝突して [⑭] 欠陥が生成し、 [⑮] 析出物の形成や、マトリックス損傷の形成によって、破壊 [⑯] が低下することである。
- (5) 原子力発電所の長寿命化に伴い、保全技術の向上が重要となっている。この保全は一般に [⑰] 保全と [⑱] 保全に分類され、前者も時間基準保全と状態基準保全に細分類されている。時間基準保全は主に [⑲] などの形で実施され、 [⑳] などの状態基準保全とバランスよく組み合わせることが肝要である。

第4—6 制御棒の急激な引抜きや落下などの原因によって原子炉の炉心に短時間に大きな異常反応度が増えられ、原子炉の出力が急上昇し、その程度によっては燃料破損に至る。

以下について簡潔に述べよ。字数は制限しない。

(1) 軽水炉でこのような異常が生じた際、燃料の発熱の程度により、燃焼の進んでいない燃料棒はどのような状態変化・損傷を受けるか。

なお、発熱量に関する定量的な記述は不要である。

(2) 燃料の高燃焼度化(例えば 50 GWD/t 以上)は反応度事故による燃料破損現象にどのように影響するか。

第 43 回

5

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6 問中 5 問を選択して解答すること。

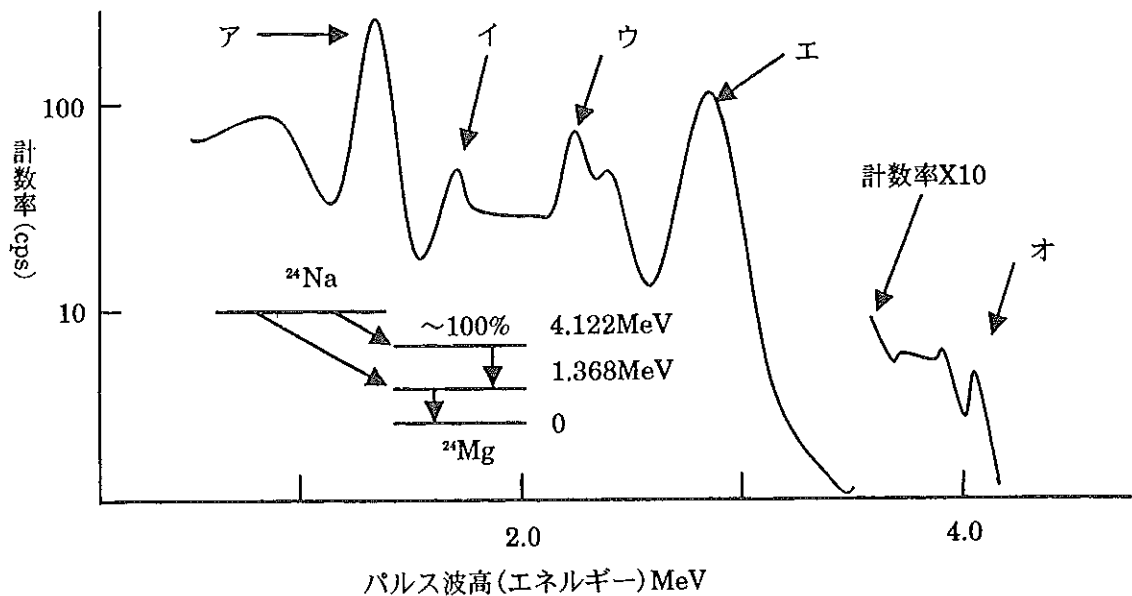
第 5—1 次の用語について簡単に説明せよ。

- (1) 食物連鎖
- (2) 実効線量
- (3) 有効半減期
- (4) バイオロジカルドジメトリ
- (5) 確定的影響

第5—2 次の各問いについて(ア)~(オ)の中から該当するものを一つ選び、その記号を記せ。

(解答例 (7)~(9))

- (1) β 線測定用として適切なシンチレーターはどれか。
 (ア) NaI(Tl), (イ) LiI, (ウ) CsI(Tl),
 (エ) プラスチック, (オ) Zn-Ag
- (2) γ 線源として適切なものはどれか。
 (ア) ^{63}Ni , (イ) ^{90}Sr , (ウ) ^{192}Ir , (エ) ^{147}Pm , (オ) ^{252}Cf
- (3) 熱中性子検出に最も適する反応はどれか。
 (ア) $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$, (イ) $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$, (ウ) $^{31}\text{P}(n, p)^{31}\text{Si}$,
 (エ) $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$, (オ) $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$
- (4) 電離箱の電極電圧を次第に高くしていくとき、電離パルスの領域が分けられている。最も電圧の高い状態の領域はどれか。
 (ア) 電離箱領域, (イ) 連続放電領域, (ウ) 比例計数領域,
 (エ) GM計数領域, (オ) 再結合領域
- (5) 下の図は、 ^{24}Na をNaI(Tl)シンチレータで測定したガンマ線スペクトルである。シングルエスケープピークが見られるが、どのピークか。



第5-3 β - γ 同時計測法により試料の放射能の絶対測定を行った。このとき測定された β 線検出器による計数率を n_{β} (cps)及びその計数効率を η_{β} (cps/Bq)、 γ 線検出器による計数率を n_{γ} (cps)及びその計数効率を η_{γ} (cps/Bq)、 β - γ 同時計数率を $n_{\beta,\gamma}$ (cps)とすると、これらの計数率のみを使用して試料の放射能の絶対値 N (Bq)を算出する式を導き、導出過程とともに記せ。

第5-4 以下の問の適切な解答を番号と共に記入せよ。(解答例 11-(イ))

- 自己吸収の無視できる ^{32}P 100 Bqの試料をGM計数管で測定したところ、1分間で480カウントの正味計数値を得た。この検出効率は何%か。
 (イ) 3 (ロ) 5 (ハ) 6 (ニ) 7 (ホ) 8
- 分解時間100 μs のGM計数管で2000 cpsの実測値を得た。数え落としは真の計数率の何%になるか。
 (イ) 8 (ロ) 10 (ハ) 20 (ニ) 25 (ホ) 36
- GM計数管で試料を10分間測定し、1500カウントを得た。バックグラウンドが20分間で400カウントであった。このとき正味の計数率は何cpmか。
 (イ) 110 ± 2 (ロ) 110 ± 3 (ハ) 130 ± 3 (ニ) 130 ± 4 (ホ) 130 ± 5
- 5 Gyの被ばくを受けたとき、急性障害が現れやすい臓器・組織の組み合わせはどれか。
 (イ) 脳, 腸, 皮膚 (ロ) 脾臓, 骨, 乳房 (ハ) 骨髄, 生殖腺, 皮膚
 (ニ) 膵臓, 筋肉, 肺 (ホ) 胃, 肝臓, 膀胱
- 放射線感受性が最も高い臓器・組織はどれか。
 (イ) 筋肉 (ロ) 肺 (ハ) 脳 (ニ) 腸上皮 (ホ) 中枢神経
- 放射線の皮膚障害で、被ばく後に最も早く出現するのはどれか。
 (イ) 色素沈着 (ロ) 色素萎縮 (ハ) 潰瘍 (ニ) 脱毛 (ホ) 紅斑
- 放射線の胎内被ばくにより精神遅滞が最も起こりやすいのは、妊娠後のいずれの時期か。
 (イ) 妊娠3週から8週 (ロ) 妊娠8週から15週 (ハ) 妊娠16週から21週
 (ニ) 妊娠22週から28週 (ホ) 妊娠29週から35週
- 培養細胞の放射線感受性に直接関係すると考えられないのはどれか。
 (イ) 線エネルギー付与分布 (ロ) 放射線の線量率 (ハ) 温度
 (ニ) 酸素濃度 (ホ) 倍加線量
- 次のうち、個人モニタリングに使われていない測定器はどれか。
 (イ) 自由空気電離箱 (ロ) 蛍光ガラス線量計 (ハ) 熱ルミネセンス線量計
 (ニ) 電子式線量計 (ホ) 固体飛跡検出器
- 中性子サーベイメーターに最もよく使用されている検出器はどれか。
 (イ) 有機シンチレータ (ロ) NaI(Tl)シンチレータ
 (ハ) 組織等価プラスチック電離箱 (ニ) BF_3 比例計数管
 (ホ) 核分裂電離箱

第5--5 放射線による細胞の生残を取り扱う時、「細胞の中にDNAのような標的を考え、そこに電離のようなヒットが命中したとき細胞は死ぬ」という標的理論の考え方がある。これは現在でも放射線生物学の基本的考え方の一つになっている。

この考え方では、標的の容積 V 、単位体積あたりに生ずるヒットの数 h とした時、ヒットの期待数は Vh であり、容積 V 中に n 個のヒットが与えられる確率 $P(n)$ は、ポアソン(Poisson)の法則により、次式で与えられる。

$$P(n) = e^{-Vh} \frac{(Vh)^n}{n!} \dots\dots\dots(1)$$

この式を用いて、次の問いに答えなさい。

(1) 一つの標的に1ヒットでも与えられたとき細胞が死ぬとすれば、一つの標的にヒットが与えられなければ、生き残ることになる。この場合の生残率 S_0 を求めなさい。

ヒットは線量 D に比例する ($h = aD$) とし、(1)式で $aV = k$ としなさい。

(2) m 個の標的にそれぞれ1つ以上のヒットが与えられたとき、細胞が死ぬとする。このときの生残率 S_m を求めなさい。

(3) 問題(1)で求めた式で、 $kD = 1$ を満足する線量を D_0 (この線量を平均致死線量という) として、問題(2)で得られた式を近似法を用いて、簡単な式に変換しなさい。

(4) 平均致死線量 D_0 の放射線生物学的な意味を簡単に書きなさい。

第5—6 以下の文章は、安全審査指針等各種指針、専門部会報告書の記載に関するものである。

□□□□に入れるべき適切な語句を番号とともに記せ。(解答例 ①—沈着速度)

- (1) 事故時における放射線計測の目的は、□①□ 障壁の健全性の把握、放射性物質の放出量の把握、周辺環境における放射線量率等の状況の把握及び従事者の□②□ 立入りのための放射線量率の状況の把握のために、事故時の放射線又は放射能に関する情報を得ることである。
- (2) 気象観測は、大気中における放射性物質の□③□ 状態を推定するために必要な気象資料を得ることを目的とし、通常観測と□④□ 観測に区分して行う。
- (3) 放出放射性物質の測定の目的は、発電用軽水型原子炉施設の□⑤□ 時において、環境に放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質の□⑥□ 量を把握することである。
- (4) 環境放射線モニタリングの目標は、周辺住民等の□⑦□ を推定、評価すること、環境における放射性物質の□⑧□ 状況を把握すること及び原子炉施設からの予期しない放射性物質又は放射線の放出による環境への影響の評価に資すること等に要約される。
- (5) 緊急時環境モニタリングの具体的な目標は、適切な防護対策の決定に資するための周辺環境における□⑨□ 線量の迅速な推定、周辺住民等が□⑩□ に被ばくしたと考えられる線量の評価、原子炉施設周辺の空間放射線量率及び周辺に放出された大気中の放射性物質の濃度の把握並びに放射性物質の放出により影響を受けた環境試料中の放射性物質の濃度の把握などを行うことである。

第 43 回

6

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「規制法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律をいい、「主務省令」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則、研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則又は実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

5 問について解答すること。

第 6 — 1 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、保安のために必要な措置を講じなければならない(規制法第 35 条第 1 項)。これについて、以下の問に答えよ。

- (1) 原子炉設置者が①管理区域、②保全区域及び③周辺監視区域において講ずべき措置として主務省令で定められているものを、それぞれ説明せよ。
- (2) 主務省令で定める原子炉設置者が講じなければならない原子炉の運転に関する措置のうち、5 つを記せ。

第6—2 以下は報告の徴収に係る主務省令の一部である。□に入るべき適当な語句を番号とともに記せ。なお、同じ番号の□内には同じ語句が入る。(解答例②—原子炉)。

原子炉設置者は、次の各号の一に該当するときは、その旨を□①、また、その状況及びそれに対する処置を□②以内に主務大臣に報告しなければならない。

- (1) 核燃料物質の□③又は□④が生じたとき。
- (2) 原子炉の□⑤において、原子炉施設の故障により、原子炉の□⑥が□⑦したとき又は原子炉の□⑥を□⑦することが必要になったとき。
- (3) 原子炉の□⑧において、原子炉の□⑥に支障を及ぼすおそれのある原子炉の故障があったとき。
- (4) 気体状の□⑨を排気施設によって排出した場合において、□⑩の外の空気中の□⑪の□⑫が第十四条第四号(注：主務省令により条番号は異なる)の□⑫限度を超えたとき。
- (5) 気体状の□⑬が□⑭で漏えいしたとき。
- (6) 液体状の□⑨を排水施設によって排出した場合において、□⑩の外側の境界における水中の□⑪の□⑫が第十四条第七号(注：主務省令により条番号は異なる)の□⑫限度を超えたとき。
- (7) 液体状の□⑬が□⑭で漏えいしたとき。
- (8) □⑬が□⑮で漏えいした場合において、漏えいに係る場所について人の□⑯、かぎの管理等の措置を□⑰講じたとき又は漏えいした物が□⑱に広がったとき。
- (9) □⑲について第八条第一項第一号(注：主務省令により条番号は異なる)の□⑲を超え、又は超えるおそれのある被ばくがあったとき。
- (10) 前各号のほか、原子炉施設に関し人の□⑳(放射線障害以外の□㉑)であって軽微なものを除く。が発生し、又は発生するおそれがあるとき。

第6-3 次の文章で正しいものには○印を、誤っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印を付けたものについては、その理由を簡単に述べよ。

- (1) 原子炉を設置しようとする者は、原子炉の区分に応じ、主務大臣に申請書を提出し、認可を受けなければならない。
- (2) (1)の申請を行う法人であって、その業務を行う役員のうち、被保佐人に該当する者がある場合は、当該法人は原子炉設置者となることはできない。
- (3) 規制法第30条に基づき、原子炉設置者は、運転計画を主務大臣に届け出ることが義務付けられている。これにより原子炉設置者は、運転開始予定の日の属する年度以後毎年度、当該年度の4月1日を始期とする1年間の運転計画を当該年度の前年度の1月31日までに運転計画の届出を行うこととされている。
- (4) 放射線業務従事者とは、原子炉の運転又は利用、原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄又は除染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入るものをいう。
- (5) 規制法第40条第1項の規定による原子炉主任技術者の選任は、原子炉ごとに行うものとする。ただし、同一の工場又は事業所(船舶にあっては、その船舶)における同一型式の原子炉については、兼任することを妨げない。

第6-4 規制法第23条第2項は、原子炉を設置しようとする者が、主務大臣に提出する申請書に記載しなければならない事項を規定している。以下の文章は、その規定の内容である。□に入れるべき適当な語句を記号とともに記せ。(解答例①—原子炉)

- (1) 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- (2) 氏名の
- (3) 原子炉の 、 及び
- (4) 原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地(原子炉を船舶に設置する場合にあっては、その船舶を建造する造船事業者の工場又は事業所の名称及び所在地並びに原子炉の設置の工事を行う際の船舶の所在地)
- (5) 原子炉及びその附属施設(以下「原子炉施設」という。)の 、 及び
- (6) 原子炉施設の
- (7) 原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその
- (8) の方法

第6—5 次の問に答えよ。

(1) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、保安規定を定め、原子炉の運転開始前に、主務大臣の認可を受けなければならない(規制法第37条第1項)。

主務省令において、この保安規定の申請書の記載事項のうち、保安教育の内容に関する事項が5つ定められているが、これらを全て記せ。

(2) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、保安規定の遵守の状況について、主務大臣が定期に行う検査を受けなければならない(規制法第37条第5項)。

主務省令において定められているこの検査の頻度を記せ。また、主務省令においてこの検査に当たり、主務大臣の指定する職員が行うことができる事項が4つ定められているが、これらを全て記せ。

①

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
 (問題の全文を写し取る必要はない。)
 (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉理論

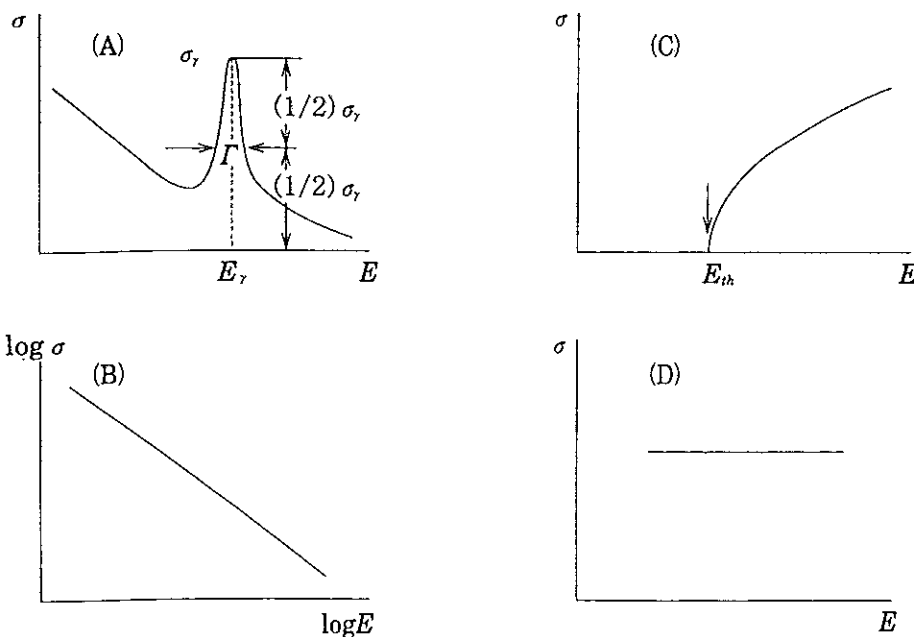
6問中5問を選択して解答すること。

第1—1 以下の事項をそれぞれ5行以内で説明せよ。

- (1) フィックの法則(拡散近似)が成立するための条件
- (2) 即発臨界と遅発臨界の違い
- (3) 熱中性子炉にくらべて高速炉が核燃料の増殖に有利である理由
- (4) 炉停止後における ^{135}Xe と ^{149}Sm の毒作用の特徴的違い

第1—2 (A), (B), (C), (D)は原子炉で使われる物質の中性子反応断面積の中性子エネルギー依存性を示している。それぞれの断面積は、どのようなタイプの中性子反応であるか、その適用できるエネルギー範囲、および吸熱、発熱反応、いずれともいえない、の区別とともに示し、各エネルギー依存性を示す代表的な核種を一つずつ示しなさい。

また、(A)において E_r と Γ の名称、(B)特性の通常の名前、(C)図で E_{th} の名称、(D)特性が原子炉でよく使われる理由を述べなさい。



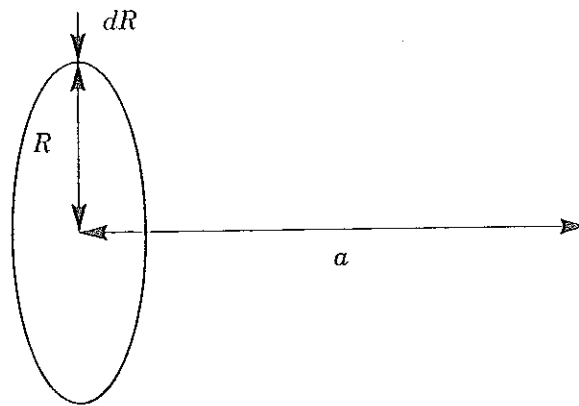
第1—3 無限大媒質中に置かれた点状中性子源があり毎秒1個の中性子を放出しているとき、この中性子源から距離 r だけ離れた点における中性子束は、

$$\phi_0 = \frac{1}{4\pi D} \frac{e^{-r/L}}{r}$$

で与えられる。ただし、 D 、 L はそれぞれ媒質の拡散係数、拡散距離である。

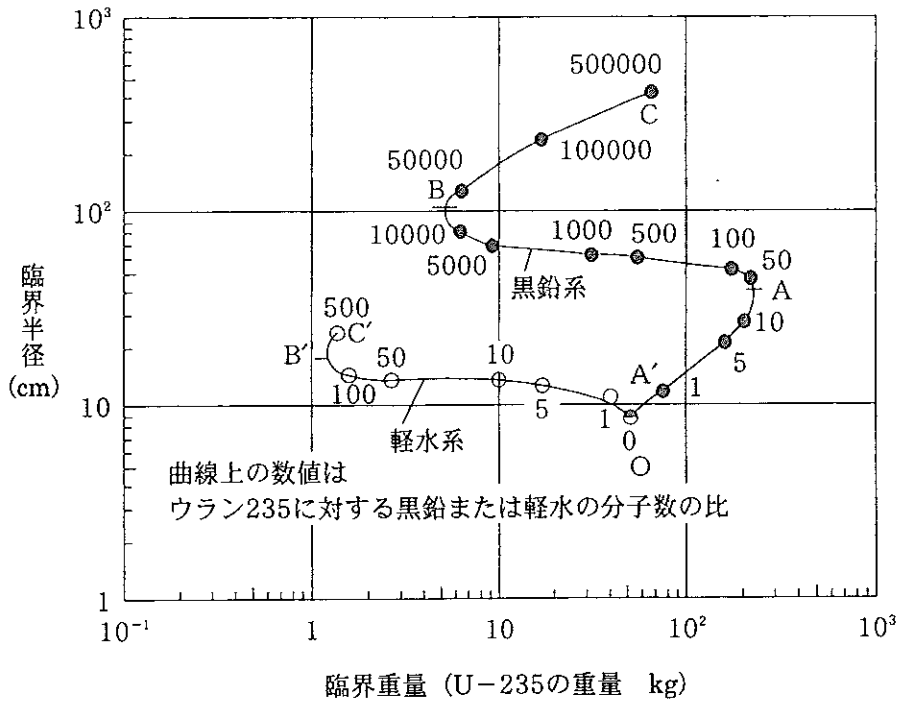
(1) 図のように単位面積当り毎秒 S 個の中性子を放出する半径 R 、幅 dR のリング状中性子源が無限大媒質中に置かれている。このリングの中心から垂直に a だけ離れた点における中性子束 ϕ_1 を求めよ。

(2) (1)の結果を用いて、単位面積当り毎秒 S 個の中性子を放出する平面状中性子源が無限大媒質中に置かれているときの中性子束分布 ϕ_2 を表す式を求めよ。



第1—4 ウラン 235 に黒鉛, または軽水を均質に混合したときの球体系の臨界重量と臨界半径の関係を図に示している。曲線上の数値はウラン 235 に対する黒鉛, または軽水の分子数比(モル比)を表している。これを見て次の問に答えよ。

- (1) $\widehat{AB} \cdot \widehat{A'B'}$ の部分は臨界半径があまり変化しないのに, ウラン重量が急激に減少している。この理由を説明しなさい。
- (2) $\widehat{BC} \cdot \widehat{B'C'}$ における半径と重量増加はなぜか。
- (3) 黒鉛系で, \widehat{OA} の半径と重量増加の理由はなにか。また軽水系では, \widehat{OA} に相当する $\widehat{OA'}$ の部分がほとんどみられないのはなぜか。
- (4) ウラン—軽水系の最小臨界重量における軽水とウラン 235 の分子数比をグラフから読み, このときの軽水の重量を求めよ。



第1—5 拡散係数 $4.0(\text{cm})$ 、吸収断面積 $0.4(\text{cm}^{-1})$ 、輸送断面積 $0.1(\text{cm}^{-1})$ の液体状の物質を、周りに何も置かれていない、直径 $106.0(\text{cm})$ の円筒容器に注ぎ込んだところ、高さ $56.2(\text{cm})$ で臨界となった。この物質に関して、以下の問に答えよ。

- (1) この物質の無限増倍率はいくらか。
- (2) (1)の物質を大量に取り扱いたい。(1)の物質を扱うときに、決して臨界とならない円筒容器の直径を、容器の外側には何も置かれないものと仮定して、求めよ。
- (3) 反射体の存在を考えると(2)の容器でも臨界を超える可能性がある。より安全に(1)の物質を取り扱うため、無限に厚い反射体で覆われても臨界にならない容器を得たい。拡散係数 $4.0(\text{cm})$ 、吸収断面積 $0.111(\text{cm}^{-1})$ の物質を反射体として考えたとき、(1)の物質を取り扱う際、決して臨界とならない円筒容器の直径を決定せよ。

なお解答に当たって、外挿距離(補外距離) d は、輸送断面積を Σ_{tr} として、

$$d = 0.7 \cdot \frac{1}{\Sigma_{tr}}$$

で与えられ、また、充分厚い反射体の反射体節約 δ は、炉心の拡散係数を D_c 、反射体の拡散距離を L_r 、反射体の拡散係数を D_r として、

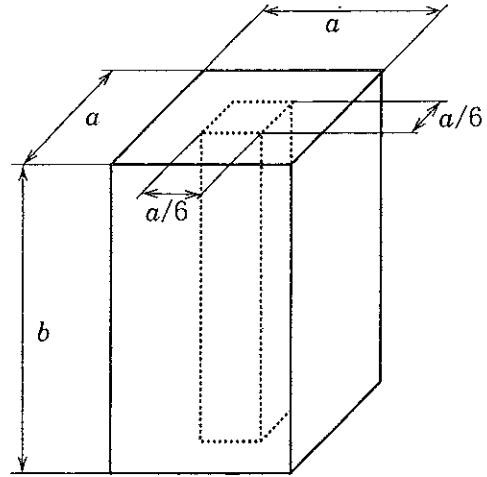
$$\delta = L_r \cdot \frac{D_c}{D_r}$$

で与えられるものとする。

第1—6 辺の長さが a の正方形の底面を持ち、高さが b の直方体の原子炉がある (a, b とも外挿距離を含む)。この原子炉は、核分裂断面積 Σ_f 、核分裂あたりに発生する中性子数 ν 、吸収断面積 Σ_a 、拡散係数 D の物質で構成されており、原子炉の周囲には何も存在しないものとする。この原子炉について、以下の問に答えよ。

(1) この原子炉に対する拡散方程式とその境界条件を書け。また、それを解いて得られる中性子束分布と幾何バックリングを書け。

(2) この原子炉において、直方体底面の中心点の周りに、辺の長さが $a/6$ の正方形の面を考え、その面から吸収物質を高さ方向に向かって添加する。この吸収物質が、すべての高さにわたって(底面から高さ b まで)添加されたとき、どのくらいの反応度が投入されることになるか、摂動論に従って求めよ。なお、この吸収物質が添加されると、添加された領域では、吸収断面積のみが $\delta\Sigma_a$ だけ増加するものとする。



なお摂動論によると、吸収断面積が $\delta\Sigma_a$ 変化したときに投入される反応度は、

$$\Delta\rho = - \frac{\int_V \delta\Sigma_a \phi^2 dV}{\int_V \nu\Sigma_f \phi^2 dV}$$

で与えられる。

2

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
 (問題の全文を写し取る必要はない。)
 (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

6問中5問を選択して解答すること。

第2—1 拡大管で流れが減速して圧力が回復の様子を検討しよう。流体は非圧縮性で定常流れであるとし、重力、壁でのまさつは無視できるものとする。流体の密度は ρ とする。

- (1) 図1に示す円管のなめらかな拡大管において、入口流速を v_1 、入口圧力を p_1 、出口流速を v_2 とする。このとき出口での圧力はいくらか。

さて、図2のように流路面積が急に拡大する拡大管では、拡大部で流れが剥離するため、出口圧力は(1)で求めた値までは回復しない。この圧力の損失分を損失水頭という。図2の中に点線で示した円柱領域を考える。拡大直後には圧力は p_1 のままであり、この円柱の左面には一様に圧力 p_1 が加わっている。円柱の右面には出口圧力が加わっている。

- (2) ここで、入口での流路断面積を A とし、単位時間にこの円柱の左面から入る運動量と右面から出ていく運動量を求めよ。
- (3) 円柱に正味に流入する単位時間の運動量と円柱に加わる力が釣り合うことを用いて、このときの出口圧力を求めよ。
- (4) (1)と(3)の結果より、急拡大による損失水頭を求めよ。
- (5) 損失水頭を小さくするため、図3のように中間に流速が v となるような円管を挿入するとき、 v をどう選ぶと全体の損失水頭を最も小さくできるか。また、このときの損失水頭は(4)で求めた値の何倍か。

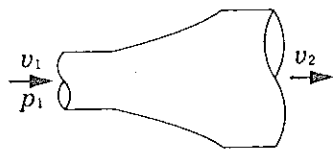


図1

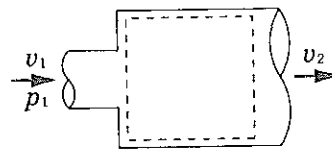


図2

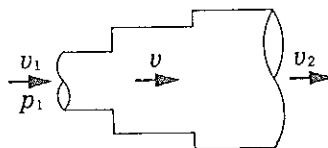


図3

第2-2 飽和蒸気で満たされ、圧力 P [Pa] で一定に保たれているタンクに、肉厚の無視できる直径 d [m] の配管が接続されている(図4参照)。D点の弁は閉じており、配管内では放熱により凝縮水が生成され、それに見合う蒸気がタンクから流入する。B-D間で生成された凝縮水は弁側にたまり、A-B間で生成された凝縮水はタンク内に排出される。配管単位長さ当たりの放熱量 q [w/m] は $\pi dh(T_b - T_a)$ で与えられるものとする。ただし、 h [W/m²·K] は熱伝達係数(一定)、 T_b [K] は配管内の水または蒸気の温度、 T_a [K] は外気の温度(一定)とする。図4中のドレイン配管の体積は考慮せず、弁は閉じているものとする。また、状態量は以下で一定とする。

T_s : 圧力 P に対する飽和温度 [K] h_{fg} : 蒸発潜熱 [J/kg]
 ρ_g : 蒸気の密度 [kg/m³] ρ_f : 水の密度 [kg/m³]
 c_p : 水の比熱 [J/kg·K]

- (1) 凝縮水の水位がB点とC点の間(垂直配管)の高さ l [m] の位置にあるとした場合、水位からB点までの間で単位時間あたり生成される凝縮水の量 m [kg/s] を求めよ。ただし、放熱量の全てが蒸気の凝縮に使われるものと仮定する。
- (2) (1)で求めた率で生成される凝縮水が水相に加わると仮定して、 l についての時間に関する微分方程式を求めよ。
- (3) (2)で求めた微分方程式を解いて、 l を時間の関数として表わせ。ただし、時刻 $t = 0$ [s] で、 $l = 0$ (C-D間の水平配管部が満水の状態) とする。
- (4) 時刻 $t = 0$ で、C-D間の水平配管内の水の温度が一様に T_{f0} [K] であった場合、時刻 t におけるこの部分の水の温度 T_f [K] を t の関数として表せ。ただし、放熱量は全て水の温度低下に使われるものとし、軸方向の熱の流れは考えない。

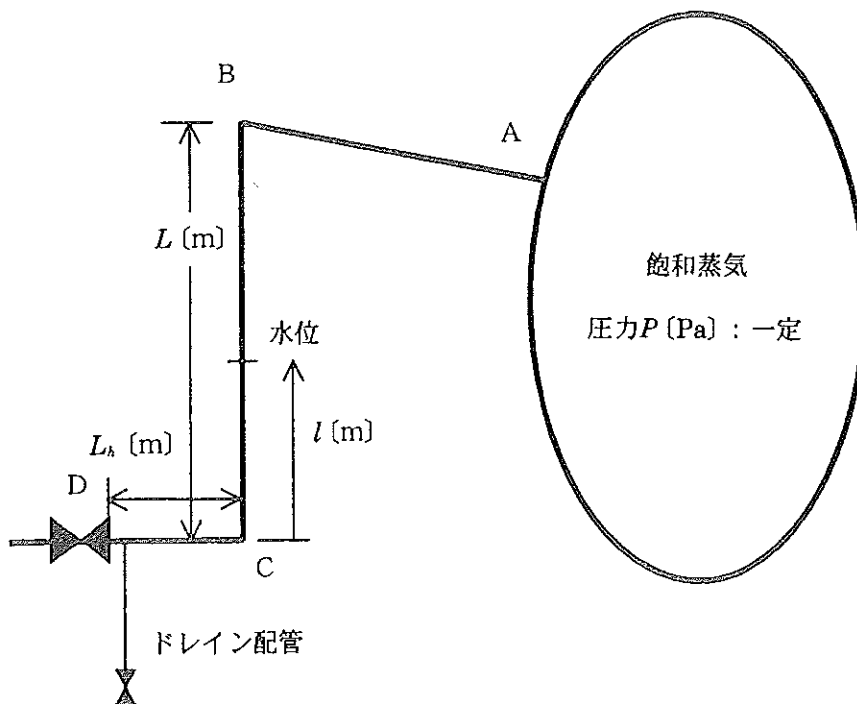


図4

第2-3 原子炉の定常運転中の時刻 $t = 0$ [s] に小漏えいが発生し、原子炉はスクラムするとともに非常用炉心冷却系(ECCS)が作動したとする。原子炉1次冷却水は均一に混合され一点で近似できるものとし、全体積を $V(\text{m}^3)$ 、スクラム後の炉心での発熱量、蒸気発生器での除熱量を各々 $Q_c(\text{W})$ (一定)、 $Q_{sc}(\text{W})$ (一定) と仮定して、1次冷却水の平均エンタルピー $\bar{h}(\text{J/kg})$ の時間変化を考える(図5参照)。漏えい流量は $W_b(\text{kg/s})$ (一定) とし、平均エンタルピー \bar{h} の冷却水が流出するものとする。ECCS から漏えい流量と同量の冷却水が注入され、注入水のエンタルピーは $h_E(\text{J/kg})$ とする。ただし、 $t = 0$ における平均エンタルピーは $\bar{h}_0(\text{J/kg})$ ($h_E < \bar{h}_0$) とし、圧力の変化は考えない。水の密度を $\rho(\text{kg/m}^3)$ 、比熱を $c_p(\text{J/kg} \cdot \text{K})$ で一定とする。

- (1) 原子炉1次系の全エンタルピー $V\rho\bar{h}$ の時間微分は、発熱量、除熱量及び流入、流出するエンタルピーの収支に一致するとして、そのバランスの式を求めよ。
- (2) 蒸気発生器での除熱が十分でないと、原子炉1次系平均温度は上昇する。(1)で求めた式より、時刻 $t = 0$ で原子炉1次系の平均温度、すなわち平均エンタルピーが上昇しないための Q_{sc} に対する条件を求めよ。
- (3) (1)で求めた微分方程式を $t = 0$ で $\bar{h} = \bar{h}_0$ の初期条件のもとに解き、 \bar{h} を t の関数として表わせ。
- (4) (3)で求めた解より、(2)で求めた条件を満足していると仮定して平均エンタルピーの時間変化の概要を、横軸を t として図示せよ。

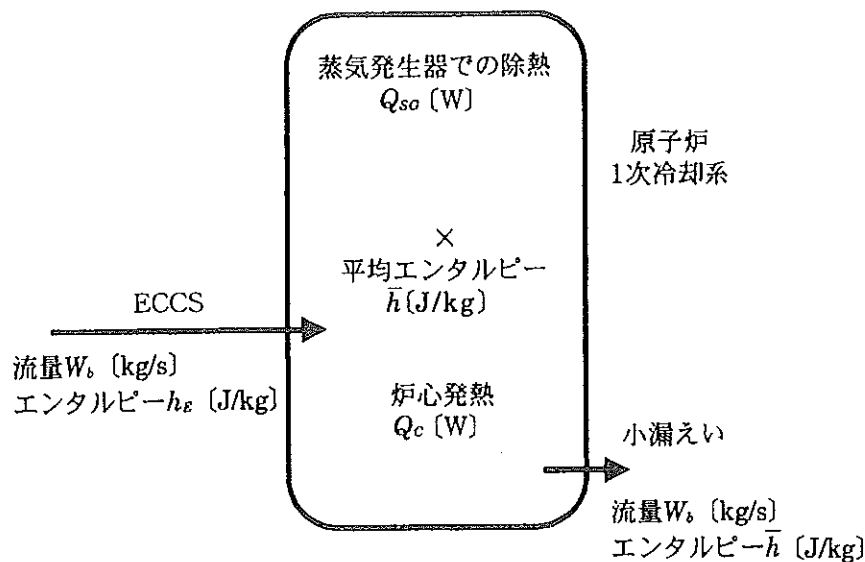


図5

第2-4 図6に示すように、板厚 t [m]、長さ L [m]であり、直径が $d = ae^{-x}$ [m]で変化する薄肉円管($t \ll a, d, L$)がある。その太くなった一端を固定し、他端に一様引張り力 P [N]を作用させる。次の間に答えよ。ただし、ヤング率を E [Pa]とおく。

- (1) 円管内部に発生するひずみ及び応力を求めよ。
- (2) 円管全体に蓄えられるひずみエネルギーを求めよ。
- (3) 引張り力 P が作用する端部の引張り方向への伸び量を求めよ。

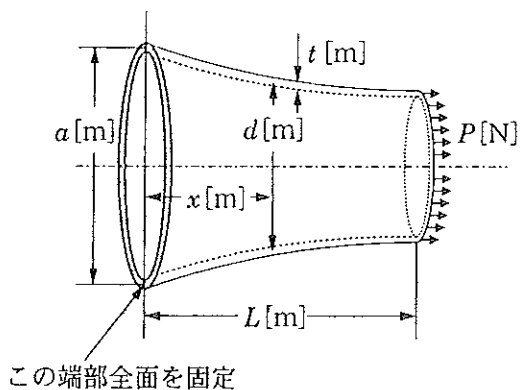


図6

第2—5 原子力分野では、金属製容器に高温高压の流体が部分的に満たされているという構造が多く見られる。このとき、何らかの原因で高温流体が図7に実線で示した位置を中心として上下に周期的に振動する状況を考える。次の問に答えよ。ただし、図中 P 〔N/m²〕は内圧によって金属容器に生じた膜応力とする。

- (1) 振動する液面が接する金属容器壁領域において生じ得る現象について、メカニズムに則して説明せよ。
- (2) その領域における構造設計上のポイントを列挙し、それぞれについて説明せよ。

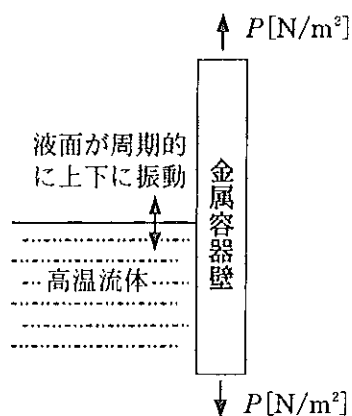


図7

第2—6 次の各事項について、知るところをそれぞれ簡潔に答えよ。

- (1) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関し、運転時の異常な過度変化についての判断基準を述べよ。
- (2) 非常用炉心冷却系の設計において、安全確保上考慮されていることがらを述べよ。
- (3) 円管内の上昇流について、水の飽和状態の流れを徐々に加熱していくと気液二相流の流動様式はどのように変化していくか説明せよ。
- (4) ウォーターハンマー現象を説明せよ。

3

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 の 運 転 制 御

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 3—1 以下の用語について簡単に説明せよ。(5 問中 4 問を選択して解答せよ。)

- (1) 反応度投入事象
- (2) 固有の出力抑制特性
- (3) 遅発中性子先行核
- (4) 再循環流量制御
- (5) ほう素濃度の調整

第 3—2 原子炉施設を運転制御する為に必要な下記の諸量の測定において、使用される測定器や測定方法等について代表的な例をあげ、その特徴や測定上の注意点等について簡潔に述べよ。

- (1) 定格出力運転中における炉心の中性子束
- (2) 原子炉冷却材の流量
- (3) 格納容器内の圧力
- (4) 環境中に放出される放射性物質の濃度
- (5) 制御棒の反応度価値

第 3—3 原子炉の出力(中性子束)を制御する方法として原理的に考えられるものを四つ挙げ、それぞれについて、そのような制御方法が可能となる原子炉の構成や構造との関連を含め、簡潔に説明せよ。

第3—4 原子炉施設は一般に複雑なシステムであり、運転管理に当たって様々な品質保証上の不適合の発生が予想される。このような不適合の再発を防止するために取るべき対策を決定するにあたり重要な検討事項あるいは施策について簡潔に説明せよ。

第3—5 ^{235}U を燃料とする原子炉が10 MWの一定出力で長時間運転されていたとき、突然、制御棒が挿入され、ステップ状に大きい負の反応度が印加された。このとき次の問に答えよ。

(1) 1点炉近似の動特性方程式を解いて、ステップ状に大きい負の反応度が加わった直後の原子炉の出力は、次式で表されることを示せ。

$$P = P_0 \frac{\beta(1-\rho)}{\beta-\rho} \dots\dots\dots(1)$$

ここで、 P ：大きい負の反応度が加わった直後の原子炉出力、 P_0 ：初期の原子炉出力、 β ：実効遅発中性子割合、 ρ ：反応度を表す。

(2) 制御棒の挿入による負の反応度の大きさを4ドルとして、式(1)を用いて制御棒挿入直後の原子炉の出力を、有効数字3桁以下を切り捨て有効数字2桁まで求めよ。ただし、遅発中性子割合の値を0.0065とせよ。

(3) 制御棒挿入後、4分経過した後の原子炉の出力を有効数字2桁まで求めよ。ここで、 $\exp(-1) = 0.37$ 、 $\exp(-2) = 0.14$ 、 $\exp(-3) = 0.050$ であることを用いてよい。

第3—6 次の問に答えよ。

- (1) 初期に臨界状態にあった熱中性子炉にステップ状に反応度が加わったとき、反応度印加前後の原子炉出力の変化をグラフに示せ。
- (2) コサイン状の中性子束分布をしている原子炉のスクラム反応度曲線を制御棒挿入時間の関数としてグラフに示せ。
- (3) 50%出力で長時間運転をしていた熱中性子炉において、制御棒を操作して原子炉の出力をステップ状に100%まで変化させたとき、 ^{135}Xe のビルドアップの様子を原子炉出力の変化とともにグラフに示せ。
- (4) 裸の円筒型原子炉の中心軸に沿って制御棒を挿入しないときおよび半分の高さまで挿入したときとで、中性子束分布がどのように異なるかを図示せよ。
- (5) 可燃性毒物がある場合とない場合の原子炉の過剰反応度の全出力運転日数に対する変化をグラフに示せ。
- (6) コサイン状の発熱分布をしている加圧水型原子炉の流れに沿った冷却水温度および燃料棒表面温度の変化の様子をグラフに示せ。
- (7) コサイン状の発熱分布をしている沸騰水型原子炉の流れに沿った冷却水温度および燃料棒表面温度の変化の様子をグラフに示せ。
- (8) 沸騰水型原子炉の出力運転中にタービントリップが発生した場合、タービン主蒸気止め弁が閉止し、原子炉はスクラムにより停止する。このとき、炉心の熱中性子束の変化の様子をグラフに示せ。
- (9) 化学体積制御設備により反応度を制御している加圧水型原子炉において、一定出力運転を継続するために必要なホウ素濃度の時間変化の様子をグラフに示せ。
- (10) 軽水型動力炉は、熱サイクルとしてランキンサイクルに基づいている。このランキンサイクルの T - s 線図を示せ。ただし、 T : 蒸気の温度、 s : 蒸気のエントロピーである。

第 44 回

4

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 4 — 1 原子炉燃料の製造や照射挙動に関する以下の事項について約 200 字以内で説明せよ。

- (1) 振動充填法
- (2) 柱状晶
- (3) Fn 値(水素化物方向性係数)
- (4) リッジ変形

第 4 — 2 下記の 5 種類の原子炉機器材料の非破壊試験について、その原理、対象としている欠陥及び適用の仕方について、試験法毎に下記に掲げた用語の中から 5 ケ以上を用いて、150 字程度で説明せよ。

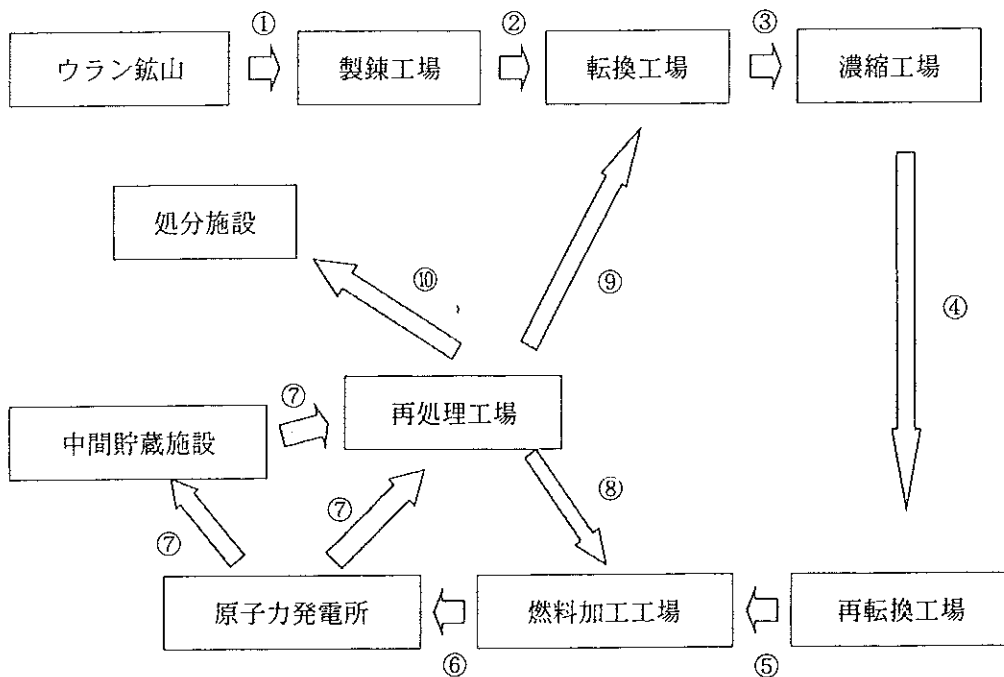
- (1) 超音波探傷試験
- (2) 渦電流探傷試験
- (3) 磁粉探傷試験
- (4) 放射線透過試験
- (5) 浸透探傷試験

用語：体積試験，表面試験，母材，磁性体，溶接部，余盛，鑄造品，斜角法，垂直法，漏洩磁場，渦電流，磁束，音響異方性，磁化，プローブ，周波数，表皮厚さ，基準試験，インピーダンス，線状欠陥，指示模様，現像剤，フィルム，拡大鏡，透過写真，磁粉模様，浸透液，検査液

第4-3 核燃料サイクルに関する以下の間に答えよ。

(1) 下記の燃料サイクル概念図に示される **ウラン鉱山** から **処分施設** に至る各施設間で輸送される①から⑩までの物質または製品名を番号と共に記せ。

(解答例 ①—ジルカロイ)



(2) 使用済燃料の貯蔵に関連する下記の項目を約 200 字以内で説明せよ。

- (ア) 湿式貯蔵
- (イ) 乾式貯蔵
- (ウ) 乾式貯蔵時の燃料棒健全性に影響を及ぼす因子

第4-4 以下の文章は、混合酸化物燃料(以下「MOX燃料」という)の物性や照射中のふるまいについて述べたものである。□□□□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ⑪—原子炉)

(1) MOX燃料において、酸素と重金属の比はO/M比と呼ばれており、□□□□の2.0からのずれの程度に依存して物性が変化する。

例えば、格子定数はVegardの法則に従い、組成に対して□□□□に変化する。

(2) 焼きしまりは、中性子照射や□□□□によりフレンケル対等の□□□□が増加することによって、ウランやプルトニウム原子の拡散係数が増大し、製造時にマトリックス内に形成された微小な気孔が拡散し消滅する現象と考えられている。

また、1000℃以下の低温で生じることや□□□□で観察されることが特徴であり、ウラン燃料とMOX燃料の間に有意な差は認められていない。

(3) スエリングは、□□□□及び□□□□のFPによる体積膨張であり、MOX燃料とウラン燃料の間で差がある可能性があるが、実際の照射後試験結果からは製造ロットによるバラツキを超えるような有意な差は認められていない。

(4) MOX燃料の燃焼が進むと、FPの蓄積に伴って融点が□□□□するが、その程度はあまり大きくないことが確認されている。

(5) 照射中の燃料棒の伸びの要因には、□□□□及びペレット・被覆管軸方向相互作用による□□□□が考えられるが、照射データからはウラン燃料棒とMOX燃料棒の間に有意な差は認められていない。

第4—5 原子炉構造物の損傷に関して以下の(1)から(3)までの文章中の [] に適当な語句または記号を番号とともに記せ。(解答例 ⑬—マルテンサイト)

また、(4)については簡潔に300字程度で記述せよ。

(1) 構造物の損傷の形式として、化学的な環境によって生じる [①]、荷重で表される機械的あるいは物理的因子による [②]、環境と荷重の両因子による [③] に分類することができる。

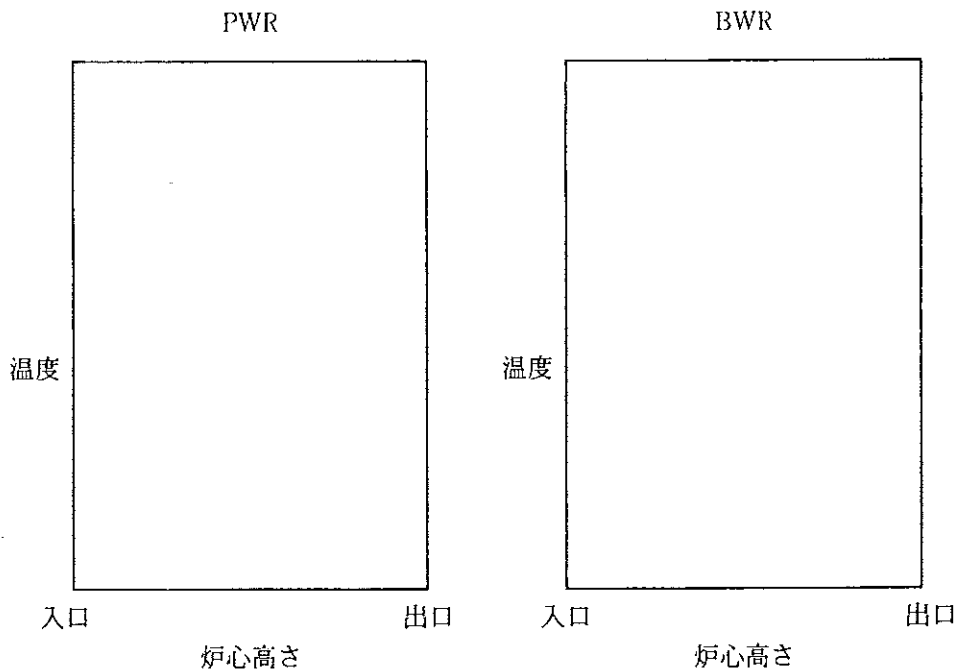
(2) [③] に影響を及ぼす3因子として、[④]、[⑤]、[⑥] が挙げられる。その3因子のすべての相互作用として [⑦] が生じるとされている。

(3) ステンレス鋼の [⑦] として、溶接熱影響部のオーステナイト粒界に沿った割れである [⑧] が知られている。この割れの原因として、[④] 因子としては含有する炭素量や、溶接熱影響部の粒界での [⑨] の析出による [⑩] がある。また、[⑤] 因子としては溶接による [⑪] や外部からの [⑫] がある。[⑥] 因子としては高温高圧水中の [⑬] やpHの影響が知られている。

(4) 原子炉機器における [⑧] の防止対策について、[④] 因子、[⑤] 因子、[⑥] 因子のそれぞれの観点から説明せよ。

第4—6 軽水炉燃料に関する以下の問に答えよ。

- (1) 原子炉運転中にジルカロイ製の燃料被覆管の表面には冷却水との反応によって酸化膜が形成される。この場合の酸化速度は、炉外で測定される速度より有意に大きいことが知られている。その原因を述べよ。(図を補助的に用いても良い、字数制限はない)。
- (2) 核分裂で生成するFPガスがペレットから燃料棒内の自由空間に放出される機構を3点挙げよ。また、これらの中で燃料棒の内圧増加をもたらす可能性のある放出機構は何か。
- (3) 軽水炉の通常運転時における燃料棒の軸方向温度分布をPWRとBWRの場合について、縦軸を温度、横軸を炉心高さとする図に示せ。温度分布としては、ペレット中心温度(①)、ペレット表面温度(②)、被覆管内面温度(③)、被覆管外面温度(④)及び冷却材温度(⑤)の5種類について、変化の概略を同一図上に曲線で示すこと。なお、冷却材の入り口温度は、PWRが300℃、BWRが280℃、ペレット中心温度の最高値は共に1200℃とする。



解答用紙に枠を記入し、解答すること。

5

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 5—1 以下の放射線防護に関する用語について簡単に説明せよ。

- (1) 線量・線量率効果係数
- (2) 線量預託
- (3) 放射線荷重係数
- (4) 潜在被ばく
- (5) EPZ

第 5—2 放射線の測定に係る次の文章の空欄に適切な用語を当てはめて文章を完成せよ。

(解答例 ①—沈着速度)

放射線は直接検出することはできないので、放射線と物質との を利用し、電気信号などに変換して測定する。

, , 比例計数管, 霧箱, 放電管などは気体との電離作用を利用した検出器で, は固体との電離作用を利用した検出器である。

は, 励起作用で生じた励起のエネルギーを直ちに光として放出する固体, 液体, 気体の物質を利用した検出器である。また, 励起のエネルギーを蓄積し, 外部からの熱などの刺激により発光する物質を利用した検出器に がある。

写真乳剤を利用した検出器は, 電離や励起に続いて起こる を利用するものであり, は, 電離や励起のあとに生じる特定の化学反応を利用する検出器である。

また, プラスチックなどの個体の損傷を利用する や荷電粒子が透明な物質中をその物質中での光の速度よりも早い速度で通過するとき光を放射する現象を利用した などがある。

第5—3 ^{137}Cs 線源を用いて照射線量を測定したが、その線量を空気カーマに変換したい。次の(1)から(5)の 内に適切な文字又は数値を入れて、照射線量から空気カーマに変換する係数を求めよ。(解答例 ルーA+B)

(1) 光子によって質量 dm の空気中で発生したすべての電子(陰電子あるいは陽電子)が空気中で完全に停止するまでに生成した電子あるいは正イオンの電荷の総和を dQ とすれば、照射線量 X は次式で定義される。

$$X = \text{イ} \quad (\text{単位: } \text{ロ})$$

(2) 二次電子の放射損失によって生成された光子による電離は dQ には含まれない。あるエネルギー E の光子のエネルギーフルエンスを $\Psi(\text{Jm}^{-2})$ 、空気の質量エネルギー吸収係数を μ_{en}/ρ とすれば、空気に吸収される電子のエネルギーは、ハとなる。さらに、電子が空気中で1イオン対を生ずるのに要する平均エネルギーを $W(\text{eV})$ 、電子の電荷を $e(\text{C})$ とすれば、照射線量 X は次式で与えられる。

$$X = \text{ニ} \quad (\text{単位: } \text{ロ})$$

(3) カーマ(kerma) K は、質量 dm の物質中で ホ放射線によって解放されたすべての荷電粒子の ヘ運動エネルギーの総和を dE_{tr} として、次式で定義される。

$$K = \text{ト} \quad (\text{単位: } \text{チ})$$

(4) あるエネルギー E の光子のエネルギーフルエンスを $\Psi(\text{Jm}^{-2})$ 、空気の質量エネルギー付与係数を μ_{tr}/ρ とすれば、空気カーマ K_a は次式で与えられる。

$$K_a = \text{リ} \quad (\text{単位: } \text{チ})$$

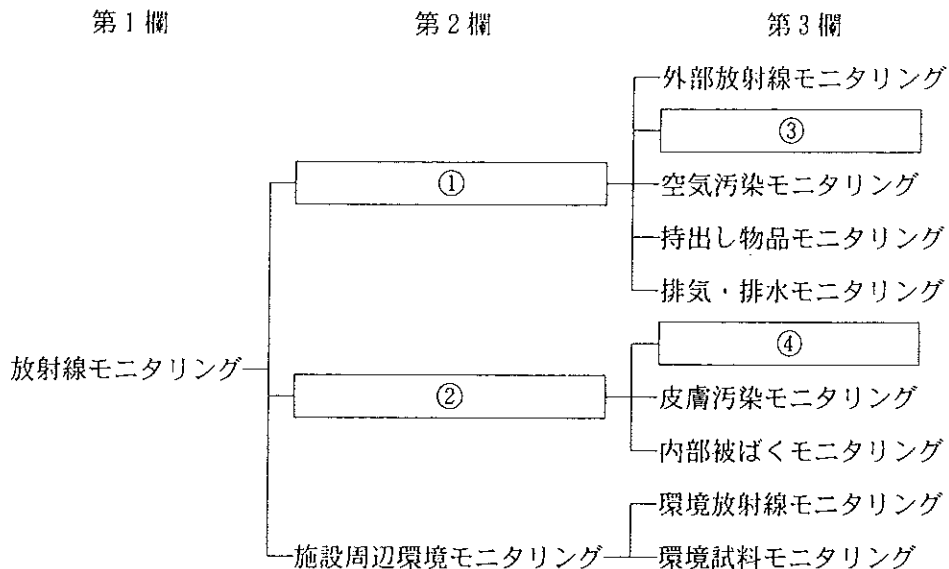
(5) 電子の電荷 e を $1.602 \times 10^{-19}\text{C}$ とし、 $1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19}\text{J}$ とし、さらに空気中で電子が1イオン対を生ずるのに要するエネルギー W を 33.97eV として、照射線量 X ロから空気カーマ K_a チに変換する係数を求めなさい。

必要ならば、質量エネルギー吸収計数 μ_{en}/ρ と質量エネルギー付与係数 μ_{tr}/ρ との関係式 $\mu_{en}/\rho = (\mu_{tr}/\rho) \cdot (1 - g)$ を用いても良い。ただし、 g は空気中で制動放射線が発生するために失った電子のエネルギーの割合であるが、 ^{137}Cs から空気中に放出される電子のエネルギーでは、 $g = 0$ としてよい。

$$K_a = \text{ヌ} \cdot X \text{ となる。}$$

第5-4 次の放射線モニタリングに関する各問に答えよ。

(1) 下表は放射線モニタリングについて対象別に分類したものである。空欄に適切なモニタリング名を当てはめて表を完成せよ。(解答例 ⑥—人口動態モニタリング)



(2) 管理区域内作業で放射性物質を体内摂取する経路を3つあげ、それぞれの経路から摂取した放射性物質による被ばくを評価するために有用な情報を与えると思われる内部被ばくモニタリング以外のモニタリングを上表第3欄から1つだけ選んで簡単な理由とともに記せ。(解答例 太陽光摂取—オゾンホールモニタリング—紫外線量の変化がわかる)

第5—5 次の(1)から(10)までの問いに最も適した語句や数値を下記の選択群から3個ずつ選び、それらの番号を解答欄に記入せよ。(解答例 (1)—61, 62, 63)

- (1) 骨に沈着する核種で、生物学的半減期の長いのはどれか。
- (2) わが国でフィルムバッジのほかに広く用いられている個人線量モニタはどれか。
- (3) 計測に係わる実用量とは、それを測定することにより、防護体系に適合することが立証されるような量である。外部被ばくにおける実用量はどれか。
- (4) 組織・臓器Tの等価線量に荷重する組織荷重係数 w_T の中で生殖腺について大きな荷重係数をもつ臓器・組織はどれか。
- (5) 放射線による晩発性障害と思われるものはどれか。
- (6) 熱中性子検出器に利用される物質はどれか。
- (7) 成人の臓器・組織で比較的放射線感受性の低いのはどれか。
- (8) 生物学的線量計として利用されるものはどれか。
- (9) 自然放射線から世界の人たちが1年間に受けている外部被ばく線量、食物摂取による内部被ばく線量、ラドンなどの吸入による内部被ばく線量を選びなさい。
- (10) 急性皮膚障害はどれか。

1. 歯のエナメル質, 2. 個人線量当量, 3. 金箔, 4. 神経組織, 5. 光刺激ルミネセンス線量計, 6. 1.1 mSv, 7. 臓器等価線量, 8. 骨髄, 9. ^3He ガス, 10. 白血球数の増加率, 11. 乳房, 12. Sr, 13. 眼の水晶体, 14. 末梢血の染色体異常, 15. Th, 16. 1.2 mSv, 17. Po, 18. 脂肪組織, 19. 白血病, 20. 色素沈着, 21. 白内障, 22. 筋肉, 23. 寿命の短縮, 24. 血小板の透明度, 25. 周辺線量当量, 26. 脱毛, 27. 着色ガラス線量計, 28. 0.9 mSv, 29. 膀胱, 30. Ca, 31. 0.3 mSv, 32. 電子式線量計, 33. ハロゲン化銀, 34. 実効線量, 35. BF_3 ガス, 36. 1.0 mSv, 37. びらん, 38. 下痢, 39. 肺, 40. 蛍光ガラス線量計, 41. 方向性線量当量, 42. 粘膜組織, 43. SF_6 ガス, 44. 甲状腺, 45. Pb, 46. 0.4 mSv, 47. 前立腺, 48. リンパ球の核小体, 49. 毛細管拡張症, 50. 空洞電離箱線量計, 51. P, 52. 0.8 mSv, 53. 鉄線量計, 54. 紅斑, 55. 肝臓, 56. 臓器吸収線量, 57. ^7Be , 58. 胃, 59. 尿の電動度, 60. 不妊

第5-6 環境モニタリングについて説明している。 [] 内に当てはまる最も適切な語句を ()内のa-dの中から撰べ。(解答欄(1)-a)

(1) 緊急時における大気中の放射性ヨウ素濃度測定においては [] を装備したサンプラーにより大気試料を採取し、NaIシンチレーション式サーベーターにより簡易測定し、必要に応じてゲルマニウム半導体ガンマスペクトロメータで測定する。

(a. 集塵ろ紙 b. 活性炭カートリッジ c. ミリポアフィルター d. シリカゲル)

(2) 緊急時モニタリングは、第1段階モニタリングと第2段階モニタリングに分かれているが、第1段階モニタリングには [] や環境試料中の放射性物質の表面汚染密度が含まれる。

(a. 積算線量 b. 地下水中放射能濃度 c. 大気中放射性物質の濃度 d. 河川水中放射能濃度)

(3) 環境試料中のウランまたはプルトニウムの測定には、 [] またはシリコン半導体アルファスペクトロメータが利用できる。

(a. GMカウンター b. NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータ c. 液体シンチレーションカウンター d. ICP-MS)

(4) モニタリングと密接に関連する主な気象観測項目は、風向・風速、日射量・放射収支量、降水量、感雨などがある。このうち、特に、 [] は空間線量の測定値に直接影響を与え、局地性も強いので注意を要する。

(a. 風向・風速 b. 日射量・放射収支量 c. 降水量 d. 感雨)

(5) NaI(Tl)シンチレーション検出器を使ったエネルギー補償型の測定器の測定上限値は、検出器の大きさ、計数値の積算時間により異なってくるが、2inφ×2inの検出器では約 [] である。

(a. 50 μGy/h b. 500 μGy/h c. 5 mGy/h d. 500 mGy/h)

(6) 緊急時における線量率測定器として、 [] は幅広い計測範囲を有するものの、エネルギーに関する情報は得られない。

(a. NaIシンチレーションカウンター b. 電離箱 c. ガラス線量計 d. TLD)

(7) 緊急時においては [] の指示値をもって暫定的に中性子線に対する外部被ばく実効線量とみなすが、検出器のガンマ線に対する感度が低いという特徴を持っている。

(a. BF₃カウンター b. レムカウンター c. 中性子放射化検出器 d. 化学線量計)

(8) 環境における放射能レベルの変動を的確かつ迅速に把握するため、環境試料として [] を用いることが有効な場合がある。 [] は線量の把握を直接の目標にしていないので、食用に供されないものでも差しつかえない。

(a. 指標生物 b. 海産生物 c. 微生物 d. 加工食品)

(9) 環境試料の数を減らす目的で長い期間、または広い範囲を代表するような を用いることができる。 を用いることにより、独立した時間又は場所で採取した単一の試料から得られるものより平均化された情報が得られる。

(a. 指標生物試料 b. 定点試料 c. コンポジット試料 d. 連続サンプリング試料)

(10) 空間放射線、大気塵中や環境試料中の放射能のバックグラウンドレベルは、操業前の環境調査の期間は操業開始前の 以上にわたって実施する。

(a. 半年 b. 1年 c. 3年 d. 5年)

6

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「規制法」とは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律をいい、「主務省令」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則、研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則又は実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

5問について解答すること。

第6—1 以下の文章は、原子力基本法及び関係政令並びに規制法及び関係主務省令の条文の一部である。本文中の に入れるべき適当な語句を番号とともに記せ。なお、同じ番号の には同じ語句が入る。(解答例 ㉑—原子力)

(1) 原子力基本法

(基本方針)

第2条 原子力の研究、開発及び ① は、 ② の目的に限り、 ③ の確保を旨として、 ④ 的な運営の下に、 ⑤ 的にこれを行うものとし、その成果を ⑥ し、進んで国際協力に資するものとする。

(2) 核燃料物質、核原料物質、原子炉及び放射線の定義に関する政令

(核原料物質)

第2条 原子力基本法第3条第3号の核原料物質は、 ⑦ 若しくは ⑧ 又はその化合物を含む物質で核燃料物質以外のものとする。

(原子炉)

第3条 原子力基本法第3条第4号ただし書の政令で定めるものは、原子核分裂の ⑨ を制御することができ、かつ、その反応の平衡状態を ⑩ を用いることなく持続することができ、又は持続するおそれのある装置以外のものとする。

(3) 規制法

(目的)

第1条 この法律は原子力基本法にのっとり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用が ② の目的に限られ、かつ、これらの利用が ⑪ 的に行われることを確保するとともに、これらによる ⑫ を防止し、及び核燃料物質を ⑬ して、公共の ③ を図るために、製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制等を行うほか、原子力の研究、開発及び ① に関する条約その他の国際約束を実施するために、 ⑭ の使用等に関する必要な規制等を行うことを目的とする。

(4) 主務省令

(定義)

第1条第2項(条番号は主務省令によって異なる)：一号～三号省略

四 「管理区域」とは、炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における ⑮ に係る線量が ⑯ の定める線量を超え、空気中の放射性物質(空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。以下同じ。)の濃度が ⑰ の定める濃度を超え、又は放射性物質によって汚染された物の ⑱ の放射性物質の密度が ⑲ の定める密度を超えるおそれのあるものをいう。

五 「保全区域」とは ⑳ の保全のために特に管理を必要とする場所であって、管理区域以外のものをいう。

六 「㉑」とは、管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が ㉒ の定める線量限度を超えるおそれのないものをいう。

七 「㉓」とは、原子炉の運転又は利用、原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄又は汚染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入るものをいう。

第6—2 以下の記述は、規制法第37条(保安規定)についての規制法及び主務省令で定める事項に関する内容の一部を簡略記載したものである。□に入れるべき適当な語句を番号とともに記せ。(解答例 ㉑—原子炉)

(1) 次の記述は、保安規定に定めるべき事項として主務省令で定められているものの一部である。保安規定の認可を受けようとする者は、これらの事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を提出しなければならない。

- a. 原子炉の運転及び管理を行う者の □①□ 及び □②□ に関すること。
- b. 原子炉の運転及び管理を行う者に対する □③□ に関することであって次に掲げるもの。(次に掲げるもの例示省略)
- c. 原子炉施設の □④□ に関すること。
- d. 原子炉施設の運転の □⑤□ に関すること。
- e. 管理区域等の設定並びにこれらの区域に係る □⑥□ 等に関すること。
- f. 排気監視設備及び □⑦□ に関すること。
- g. 線量、線量当量、放射性物質の濃度等の監視並びに汚染の除去に関すること。
- h. □⑧□ 測定器の管理に関すること。
- i. 原子炉施設の □⑨□ 及び □⑩□ 並びにこれらに伴う処置に関すること。
- j. 原子炉施設の □⑪□ 検査に関すること。
- k. 核燃料物質の □⑫□, □⑬□, □⑭□ その他の取扱いに関すること。
- l. 放射性廃棄物の □⑮□ に関すること。
- m. □⑯□ の場合に講ずべき処置に関すること。
- n. 原子炉施設に係る保安(□⑰□ を含む)に関する記録に関すること。
- o. その他原子炉施設に係る保安に関し必要な事項。

(2) 主務大臣は、核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による □⑱□ のため必要があると認められるときは、原子炉設置者に対し、保安規定の変更を命ずることができる。

(3) 原子炉設置者は、規制法第37条第5項の規定により □⑲□ について、主務大臣が定期に行う検査を受けなければならない。この検査は、主務省令で、毎年 □⑳□ 回行うものと定められている。

第6—3 次の文章のうち、正しいものには○印を、間違っているものには×印を番号と共に記せ。

また、×印を記したものについては、その理由を簡単に述べよ。

- (1) 主務大臣は、原子炉の設置を許可する場合において、許可の基準の適用に関し、原子炉の設置者に原子炉の設置に必要な技術的能力及び経理的基礎があり、かつ、原子炉の運転を適確に遂行する技術的能力があるかについては原子力安全委員会の意見を聴かなければならない。
- (2) 原子炉設置許可申請書記載事項のうち、原子炉を設置する工場又は事業所の名称のみを変更しようとするときは、許可変更の必要はなく、変更の日から30日以内に、その旨を主務大臣に届け出ればよい。
- (3) 規制法第27条の規定に基づき、原子炉設置者は、原子炉施設の工事に着手する前に原子炉施設に関する設計及び工事の方法(溶接の方法を除く。)について主務大臣の認可を受けなければならないが、電気事業法及び同法に基づく命令の規定による検査を受けるべき原子炉施設であって実用発電用原子炉に係るものは、その適用が除外されている。
- (4) 原子炉設置者は、原子炉ごとに運転計画を作成し、運転開始の予定の日の属する年度以後毎年度、当該年度の4月1日を始期とする3年間の運転計画を当該年度の前年度末までに届け出ることとなっている。また、届け出た運転計画を変更したときは、その変更した運転計画を変更の日から30日以内に、原子炉ごとに作成し、届け出ることとなっている。
- (5) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、原子炉の運転その他原子炉施設の使用に関し主務省令で定める事項を記録し、これをその工場又は事業所(船舶に設置する場合にあっては、その船舶又は原子炉設置者の事務所)に備えて置かなければならない。
- (6) 原子炉設置者ばかりでなく、その従業者も規制法の規定により、保安規定を守る義務を有している。
- (7) 原子炉設置者は、原子炉を解体しようとするときは、主務省令で定めるところにより、あらかじめ主務大臣の認可を受けなければならない。
- (8) 原子炉設置者は、原子炉主任技術者を選任したときは、選任した日から30日以内に、その旨を主務大臣に届け出なければならない。これを解任したときも、同様である。
- (9) 原子炉主任技術者の選任は、原子炉ごとに行うこととされている。ただし、同一の工場又は事業所においては、兼任することができる。
- (10) 原子炉設置者は、原子炉の運転中において、原子炉施設の故障等により、原子炉の運転が停止したとき又は原子炉の運転を停止することが必要となったときは、その旨を直ちに、その状況及びそれに対する処置を30日以内に主務大臣に報告しなければならない。

第6—4 原子炉設置者は、規制法第64条第1項の規定により、地震、火災その他の災害が起こったことにより核燃料物質又は原子炉による災害が発生するおそれがあり、又は発生した場合においては、直ちに応急の措置を講じなければならない。

これに関し、以下の5つの場合について、それぞれ主務省令において定められている措置を記せ。

- (1) 原子炉施設に火災が起こり、又は原子炉施設に延焼するおそれのある場合。
- (2) 核燃料物質を他の場所に移す余裕がある場合。
- (3) 放射線障害の発生を防止するため必要がある場合。
- (4) 核燃料物質による汚染が生じた場合。
- (5) 放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者がいる場合。

第6—5 次の問に答えよ。

- (1) 規制法第35条第2項の規定により、原子炉設置者が、原子炉施設を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質を取り扱う場合で政令で定める場合に、主務省令で定めるところにより、講じなければならない措置は何か記せ。
- (2) この場合、規制法第43条の2の規定により、特定核燃料物質の取り扱いを開始する前に定め、主務大臣の認可を受けなければならないものは何か記せ。
- (3) (2)において定めなければならない事項として主務省令で規定されているもののうちから3つ記せ。
- (4) この場合、規制法第43条の3の規定により、これに関する業務を統一的に管理させるため、主務省令で定めるところにより、特定核燃料物質の取扱い等の知識等について主務省令で定める要件を備える者のうちから選任しなければならない者は誰か記せ。
- (5) (4)における主務省令で定める要件について、以下の に入れるべき適当な語句を番号とともに記せ。なお、同じ番号の には同じ語句が入る。

(解答例 ⑧—原子力)

- ・原子炉施設を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質の ① に関する業務を ② に管理することができる ③ にあること。
- ・特定核燃料物質の取扱いに関する ④ な ⑤ を有すること。
- ・特定核燃料物質の防護に関する業務に ⑥ にある者として ⑦ 以上従事した経験を有すること又はこれと同等以上の ⑧ 及び経験を有していると主務大臣が認めたこと。

第 45 回

①

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 理 論

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 1—1 核的な観点から見ると、原子炉の炉心は、①燃料、②減速材、③制御材、④反射材、⑤中性子検出器材により構成される。我が国で運転中の発電用原子炉を対象にして、以下の問に答えよ。

- (1) ①～⑤の核的な役割を、それぞれ 1～2 行程度で述べよ。
- (2) (1)で述べた役割のために使われている核種とその核種が起こす核反応を、①～⑤について一つずつ挙げよ。
- (3) (2)で挙げた核反応すべてについて、ミクロ(微視的)断面積のエネルギー依存性の概略を図に示すとともに、図中に熱中性子と高速中性子(1 MeV 付近)に対する微視的断面積の概略の値を記せ。

第1-2 薄い金箔とカドミウムカバーを使って原子炉の熱中性子束と熱外中性子束を測定した。金箔のみを炉心で測定したときの箔の計数率を C_{th} 、カドミウムを被せたときの箔の計数率を C_{cd} とする。箔の厚さやカドミウムの厚さなどの補正は済んでいるものとする。

次の問に答えよ。

(1) カドミウム比(カドミ比と省略可) R_{cd} とはどのような量か。熱中性子による計数率 C_{th} と熱外中性子による計数率 C_{epi} からカドミウム比を求めよ。ただし熱外中性子のカットオフエネルギーはカドミウムのカットオフエネルギー E_c に等しいと仮定する。

(2) 金箔の放射化断面積を $\sigma_{act}(E)$ 、エネルギー依存中性子束を $\phi(E)$ とする。

熱中性子束を $\phi_{th} \equiv \int_0^{E_c} \phi(E) dE$ で定義すると、熱中性子領域の計数率は $C_{th} = N\sigma_{act,0}\phi_{th}$ と書ける。 $\sigma_{act,0}$ は基準とするエネルギー $E_0 = 0.025$ eV の放射化断面積である。 N は金箔の原子数密度に比例する定数である。また熱外中性子領域の中性子束は $\phi_{epi}(E) = \phi_{epi}/E$ とし、共鳴積分 I を次の式で定義する。

$$I \equiv \int_{E_c}^{\infty} \frac{\sigma_{act}(E)}{E} dE$$

熱外中性子による計数率 C_{epi} を求め、 $(R_{cd} - 1)$ を計算せよ。

(3) もし金箔ではなく $1/v$ 検出器で測定すると $(R_{cd} - 1)$ はどうなるか。 $E_c = 0.4$ eV とし て計算せよ。また熱中性子束と熱外中性子束の比 ϕ_{th}/ϕ_{epi} を $(R_{cd} - 1)$ を使って表せ。

(4) 金箔の共鳴積分 I は 1566 b である。この場合の比 ϕ_{th}/ϕ_{epi} を求めよ。 $1/v$ 検出器で測定した場合と比べよ。

第1-3 マクロ(巨視的)吸収断面積 Σ_a , 拡散係数 D の無限媒質中に, 強度 S (sec^{-1}) の点状等方中性子源を置く。拡散理論に基づき, この体系に対する以下の間に答えよ。

- (1) 中性子源1個を $r=0$ の位置に置いた体系について, 中性子束分布 $\phi(r)$ を求めよ。
- (2) (1)の体系について, 中性子流分布 $J(r)$ を求めよ。
- (3) 中性子源3個を, 一辺の長さ a の正三角形の頂点に置いた体系について, 正三角形の一辺の中点における, 中性子束と中性子流の値を求めよ。
- (4) 中性子源4個を, 一辺の長さ b の正方形の頂点に置いた体系について, 正方形の2本の対角線の交点における, 中性子束と中性子流の値を求めよ。

第1-4 原子燃料を含んでいるらしい均質で半径 R の球状物体がある。この物体の中性子増倍に対する性質を知りたい。そこで一定の中性子源 S_0 を中心に入れて, エネルギー1群の拡散理論を使って調べることにした。中性子に対する無限増倍率を k_∞ , 拡散距離を L として

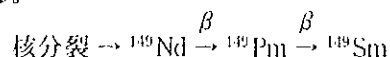
$$B^2 \equiv \frac{k_\infty - 1}{L^2}$$

を定義した。中性子束は補外距離でゼロとなるとする。以下の間に答えよ。

- (1) B^2 の原子炉理論での名称を述べよ。
- (2) 中性子増倍に対する次の物理的状態を説明せよ。

(a) $B^2 > \left(\frac{\pi}{R}\right)^2$,	(b) $0 < B^2 < \left(\frac{\pi}{R}\right)^2$
(c) $B^2 = \left(\frac{\pi}{R}\right)^2$,	(d) $-\left(\frac{1}{L^2}\right) < B^2 < 0$
- (3) これらの4状態で定常中性子束が生じる場合があったら, それを示せ。
- (4) 中性子源を取り除いたときでも, 定常中性子束が生じる場合があったら, その場合の定常中性子束分布を示せ。

第1—5 熱中性子炉において主要な毒作用核種の一つである ^{149}Sm は、次のような崩壊系列により生成する。



^{149}Nd 、 ^{149}Pm の半減期は各々2時間と53時間であり、 ^{149}Nd の半減期は ^{149}Pm に比べて短いので、 ^{149}Pm が核分裂によって直接生成すると考えてよい。 ^{149}Pm はほとんど中性子を吸収しないが、 ^{149}Sm は2200 m/sの中性子に対して 4.1×10^3 bの吸収断面積を持つ毒物質である。以下の問に有効数字2桁で解答せよ。

- (1) ^{149}Pm と ^{149}Sm の原子数密度を P と S 、炉心の熱中性子束とマクロ核分裂断面積を ϕ と Σ_f 、 ^{149}Pm の実効的核分裂収率と崩壊定数を γ と λ 、 ^{149}Sm の熱中性子吸収断面積を σ_a とし、 P と S が従う微分方程式を示せ。
- (2) ^{149}Pm の崩壊定数 λ を求めよ。(必要なら $\ln 2 = 0.693$ を使ってよい。)
- (3) 炉心平均温度は200℃であり、炉心の熱中性子束がこの温度でマックスウェル分布をしていると仮定する。この場合に、 ^{149}Sm の熱中性子に対する平均熱中性子吸収断面積を求めよ。ただし ^{149}Sm は非 $1/v$ 吸収体であり、200℃における非 $1/v$ 因子は2.09である。
- (4) 原子炉を一定出力で運転し、 ^{149}Pm と ^{149}Sm の原子数密度が平衡に達した後に炉を停止した。炉停止後直ちに燃料の分析を行ったところ、燃料中での ^{149}Pm 密度に対する ^{149}Sm 密度の割合が0.3であることが分った。これから、運転中におけるこの燃料の場所での熱中性子束を求めよ。

第1—6 次の文章の空欄に入れるべき最も適当な語句を下表から選び、空欄番号と共に記せ。

(解答例 (16)—原子炉)

出力がほとんど出ていない熱中性子炉にステップ状に正の反応度が投入されると、出力は (1) により急上昇した後、しばらくすると (2) に従って指数関数的に上昇する。これに対して高温で出力運転をしている場合には、(3) のために出力上昇は抑制される。このうち比較的速く効くのは燃料温度上昇に伴う (4) であるが、これは燃料温度が高くなると (5) での (6) 断面積の実効幅が広がり、(7) が低下するために負の反応度が入るものである。つづいて減速材温度が上昇すると熱膨張で減速材の (8) が低下するが、熱中性子炉は燃料に対する減速材割合が (9) の点で設計されているので中性子スペクトルが (10) し、やはり負の反応度となる。炉心で沸騰が起きる BWR では、出力上昇で蒸気割合が増加すると同様に大きな負の反応度が入る。これを (11) と呼ぶが、これを利用して BWR では短期的な出力調整を (12) の調整によって行っている。なお、燃料が熱膨張すると燃料体積率が増えて (13) が上昇し正の反応度要因となるが、減速材体積率の低下による負の効果が上回る。その他にもさまざまな効果があるが、いずれにしても原子炉設計では総合的な (14) が常に負になるように設計し、(15) を高めることが重要である。

ドップラー効果	不足	ボイド反応度効果	最適	原子数密度
過剰	反応度フィードバック効果	自己制御性	軟化	共鳴吸収反応
熱中性子利用率	高速核分裂補正因子	再循環流量	共鳴吸収を逃れる確率	
即発跳躍	硬化	減速領域	1/v 吸収反応	安定ペリオド
				半減期
連鎖反応	機器信頼性	中性子増倍係数	高速領域	ケミカルシム
制御棒	反応度出力係数	反応度圧力係数	熱領域	吸収断面積
				拡散距離

②

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

6問中5問を選択して解答すること。

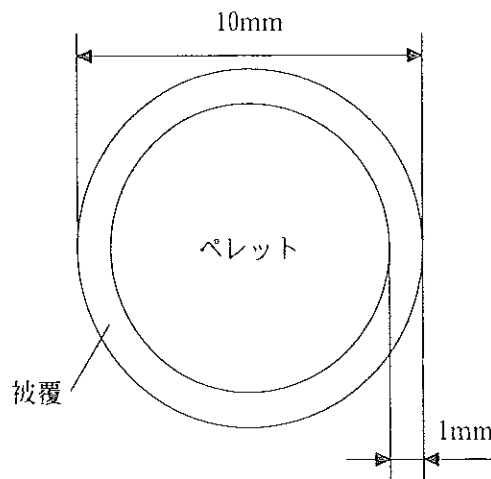
第2-1 被覆におおわれた円柱形の燃料棒を考える。燃料棒の外径は10mm、被覆の厚さは1mm、ペレットおよび被覆の熱伝導率はそれぞれ4W/m℃および15W/m℃で一定とする。ただし、ペレット表面と被覆内面の間にギャップは無いものとし、ペレット表面温度と被覆内面温度は等しいとする。また、ペレット内の発熱密度 q''' [W/m³]は一定で、被覆内では発熱が無いものとする。この時、以下の問に答えよ。

円柱座標系における半径 r 方向1次元熱伝導方程式は、

$$\frac{1}{r} \left[\frac{d}{dr} \left(\lambda r \frac{dT}{dr} \right) \right] + q''' = 0$$

である。ここで温度 T [℃]、熱伝導率 λ [W/m℃]である。また、必要な場合は $\ln 1.25 = 0.223$ を用いよ。

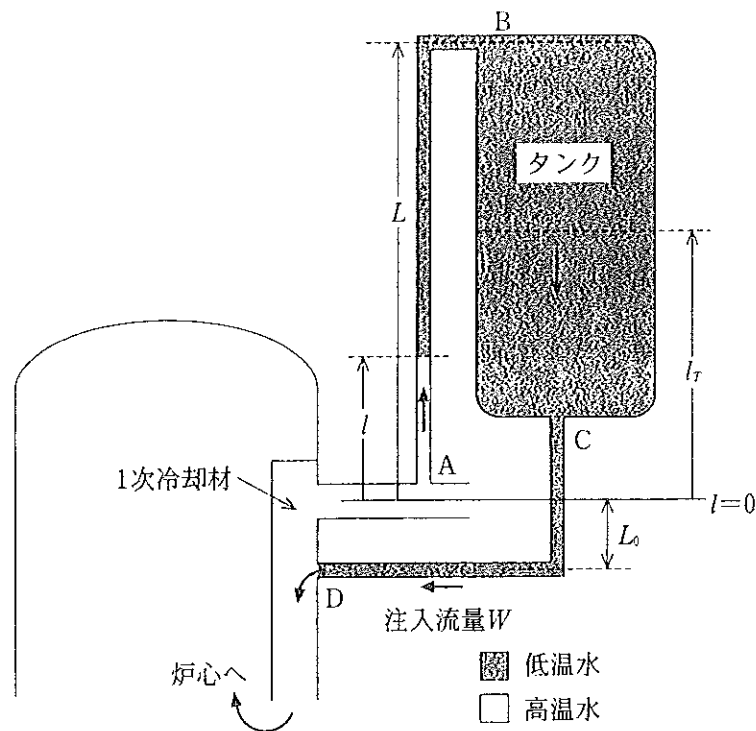
- (1) ペレット内の発熱密度 q''' [W/m³]と被覆外面における熱流束 q'' [W/m²]の関係を示せ。
- (2) 被覆外面における熱流束 q'' [W/m²]と温度勾配 $\frac{dT}{dr}$ [℃/m]の関係を示せ。
- (3) ペレット中心温度を T_0 、ペレット表面温度を T_1 とした時、ペレット内の発熱密度 q''' [W/m³]を用いて $T_0 - T_1$ を表せ。
- (4) 被覆内面温度を T_1 、被覆外面温度を T_2 とした時、ペレット内の発熱密度 q''' [W/m³]を用いて $T_1 - T_2$ を表せ。
- (5) 被覆外面温度 T_2 が300℃、ペレット中心温度 T_0 が2000℃である場合の、ペレット内の発熱密度 q''' [W/m³]の値を求めよ。



燃料棒断面図

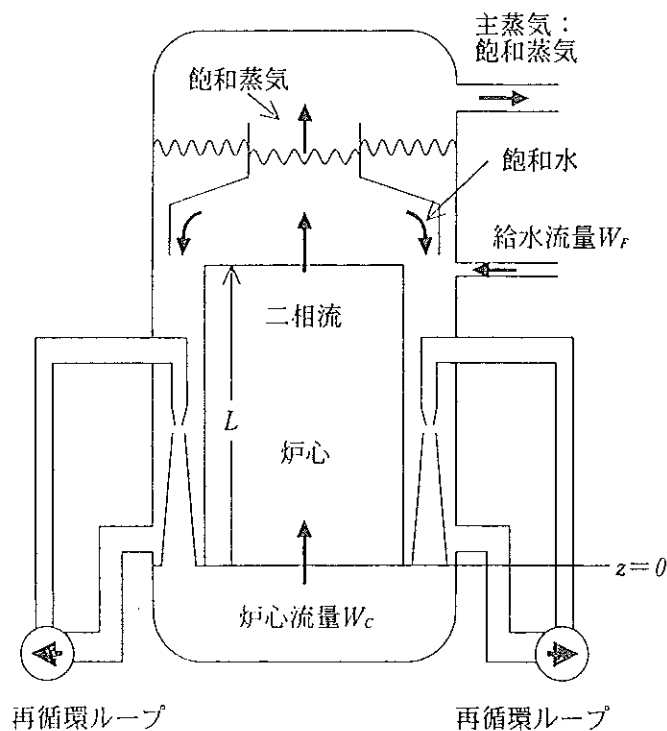
第2—2 自然循環による静的注入系を考える(下図参照)。通常運転時はタンク内の冷却水と1次冷却水の密度差が小さいため、注入はないが、1次冷却水の温度が上昇すると、密度差により注入が開始される。時刻 $t[s]=0$ で、密度差 $\delta\rho[\text{kg/m}^3]$ (一定)が瞬時に生じ、時刻 t で注入流量が $W(t)[\text{kg/s}]$ となるとして以下の間に答えよ。ただし、図中のA—BおよびC—D間の配管の流路面積を $A[\text{m}^2]$ 、タンクの断面積を $A_T[\text{m}^2]$ 、重力加速度を $g[\text{m/s}^2]$ とし、配管およびタンクの高さは図に示すとおりとする。高さ方向では配管の口径は考えない。冷却水は非圧縮性とし、質量保存を考える場合には、冷却水密度は高温水、低温水とも $\rho[\text{kg/m}^3]$ で近似できるものとする。1次元流れとし、伝熱は考えない。

- (1) 時刻 t で、高温水と低温水の境界がA—B間にあり、その高さを $l[\text{m}]$ とする。冷却水の質量保存より、 l の時間微分 dl/dt と W の関係を求めよ。
- (2) 問(1)の状態における単位面積当りの自然循環の駆動力 $F[\text{N/m}^2]$ を求めよ。
- (3) A—D間の全圧力損失 $\Delta P[\text{Pa}]$ と F が釣り合った状態で、冷却水が準定常的に注入されると仮定し、 l に関する微分方程式を求めよ。ただし、 $\Delta P = KW$ (K は一定) と近似できるものとする。
- (4) 問(3)で求めた微分方程式を解いて、 l を t の関数として求めよ。ただし、 $t=0$ で、 $l=0$ とする。
- (5) 高温水がタンク内に入り始める時刻 $t_T[s]$ を求めよ。
- (6) 時刻 t_T 以降におけるタンク内での高温水と低温水の境界の高さを $l_T[\text{m}]$ とし、 l_T を t の関数として求めよ。



第2-3 下図に示すBWRの定常状態を考える。炉心で生成された気液二相流は飽和蒸気と飽和水に理想的に分離され、飽和蒸気は主蒸気管に輸送される。飽和水は再循環して給水と合流する。炉心の出力は Q [W]で一様発熱とし、発熱部の体積を V [m³]、高さを L [m]とする。さらに、炉心流量を W_c [kg/s]、給水流量を W_f [kg/s]とする。飽和水のエンタルピーを h_{fs} [J/kg]、飽和蒸気のエンタルピーを h_{gs} [J/kg]として以下の問に答えよ。ただし、給水は未飽和水とし、給水注入点から炉心入口までの冷却水のエンタルピーは一様とする。圧力は一様とする。

- (1) 系全体の質量保存およびエネルギー保存より、主蒸気流量 W_c [kg/s]および給水のエンタルピー h_f [J/kg]を求めよ。さらに、給水が未飽和となる条件を求めよ。
- (2) 給水注入点におけるエネルギー保存より、炉心入口での冷却水のエンタルピー h_c [J/kg]を求めよ。さらに、炉心入口での冷却水は未飽和となることを示せ。
- (3) 炉心下端を $z=0$ とし、炉心内の高さ z [m]における冷却水のエンタルピーを $h(z)$ [J/kg]とし、 $h(z)$ についての定常のエネルギー保存方程式を z に関する微分方程式の形で示せ。
- (4) 問(3)で求めた微分方程式を $h(0) = h_c$ の条件で解き、 $h(z)$ を z の関数として求めよ。ただし、 h_c として問(2)の解を用いる。
- (5) 問(4)の解を用いて、沸騰開始点の高さ z_b [m]を求めよ。
- (6) 問(4)の解を用いて、炉心出口($z=L$)でのクオリティ x を求めよ。



第2—4 原子炉の構造設計に関して、次の問に答えよ。

- (1) 塑性崩壊を例に安全裕度のとり方を分かりやすく説明せよ。
- (2) 問(1)の例において、どのような不確実性が安全裕度に考慮されているか列挙せよ。
- (3) き裂が存在しないことを前提として設計された構造物に、もし何らかの理由で小さなき裂が発生したとする。き裂の評価法について分かりやすく説明せよ。

第2—5 原子力構造物の疲労破損に対する設計法に関連して、次の問に答えよ。

- (1) 低サイクル疲労と高サイクル疲労について説明せよ。
- (2) 疲労設計における安全裕度のとり方について説明せよ。
- (3) 疲労設計の手順を具体的に説明せよ。
- (4) 疲労破損における環境効果について、知るところを述べよ。

第2—6 次の問に答えよ。

- (1) 通常の電源が使えない場合にも原子炉を冷却できるシステムとしてどのようなものが考えられるか述べよ。
- (2) 事故時に格納容器内で水をスプレーするシステムの役割を2つ述べよ。
- (3) BWRの主蒸気管に接続する配管等で、長期間流れが停滞する場合に、冷却水の放射線分解による水素等が蓄積する機構について説明せよ。
- (4) 連成現象について説明せよ。
- (5) 溶接残留応力について説明せよ。

第 45 回

③

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の運転制御

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 3—1 以下の用語について簡単に説明せよ。(5 問中 4 問を選択して解答せよ。)

- (1) 体積試験
- (2) 設備利用率
- (3) フェイル・セーフ
- (4) 空間動特性
- (5) ブルドン管圧力計

第 3—2 発電用軽水型原子炉施設の定格出力運転中におけるプラント操作、定例試験及び監視項目等について、以下の問に答えよ。(5 問中 4 問を選択して解答せよ。)

なお、必要な場合には対象とする炉型を明記して解答してもよい。

- (1) 制御棒パターン調整を行う目的、理由とその際の注意事項
- (2) タービン弁システムフリーテストを行う目的、理由とその際の注意事項
- (3) 安全保護系の機能を確認する為の試験項目とその際の注意事項
- (4) 燃料破損の有無を確認する為の監視項目と破損の判断基準
- (5) 冷却材漏洩の有無を確認する為の監視項目と漏洩の判断基準

第3—3 発電用軽水型原子炉施設の非常用炉心冷却系(ECCS)について、以下の問に答えよ。

- (1) ECCSの目的を記せ。
- (2) ECCSの性能評価を行う際には、想定冷却材喪失事故の解析を行い、基準を満足することを示さなければならない。この基準を4つ挙げよ。
- (3) 冷却材喪失事故時の炉心内の熱源として考慮すべきものを4つ挙げよ。
- (4) 新型燃料(新合金被覆管、MOX燃料など)を使用した場合の影響について簡潔に述べよ。

第3—4 原子炉の出力安定性について、以下の問に答えよ。

- (1) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)では、「炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。」とされている。ここで、「出力振動が生じてもそれを容易に制御できること。」の意味を簡潔に述べよ。
- (2) 炉心不安定性による出力振動が生じる原因と条件について簡潔に述べよ。
- (3) プラント運転中に予想される運転状態において、出力振動が生じない炉心特性を持つことを示す手法とこれを用いた基準について簡潔に述べよ。

第3-5 核燃料を含む体系の未臨界状態での測定に関して、以下の問に答えよ。

- (1) 未臨界状態の原子炉に順次核燃料を追加して臨界に到達させる臨界近接の方法として逆増倍法がある。その測定原理と方法、及び測定上注意すべき事項を述べよ。
- (2) 逆増倍法と同じ原理を用いた未臨界度の測定方法として中性子源増倍法がある。その方法と測定上注意すべき事項を述べよ。
- (3) 上記以外の未臨界度の測定方法を2つ挙げ、その測定原理、方法等について知るところを記せ。

第3-6 遅発中性子を1群で取り扱ったときの1点炉近似の動特性方程式は、近似的に次のように書き表すことができる。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\ell} n(t) + \lambda C(t) \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\ell} n(t) - \lambda C(t) \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

ここで、 $n(t)$ は中性子密度、 $C(t)$ は遅発中性子先行核密度、 ρ は反応度、 β は実効遅発中性子割合、 ℓ は中性子寿命、 λ は遅発中性子先行核の崩壊定数である。以下の問に答えよ。

- (1) ①、②式の各項の物理的意味を記せ。
- (2) ウランを燃料とする軽水減速の熱中性子炉において、臨界の定常状態でしばらく運転した後、 $t = 0$ でステップ状の正の反応度($\rho = 10^{-3}(\Delta k/k)$)が加わったとする。その後の安定ペリオド T は近似的に次式で表されることを示せ。

$$T = \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho}$$

- (3) $\rho = 2\beta$ の正の反応度が加わった場合について、反応度フィードバックが無い場合の $n(t)$ の変化を①、②式に基づいて説明せよ。

第 45 回

④

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 4—1 下記の原子炉機器の各部に想定される経年劣化事象とそのメカニズム、検査方法について簡潔に記せ。

- (1) BWR における炉心シュラウド
- (2) PWR における蒸気発生器伝熱管
- (3) 原子炉圧力容器
- (4) 一次系冷却配管

第 4—2 原子炉燃料の製造や照射挙動に関する以下の事項について簡潔に記せ。

- (1) ジルカロイの溶体化処理
- (2) 混合転換
- (3) クリープダウン
- (4) ボンディング

第4—3 軽水炉燃料の炉内挙動を説明した以下の記述に誤りがある場合には、問題毎に誤りを指摘し、誤りの部分を修正せよ。なお、誤りは1カ所とは限らない。

(解答例 (1)) なし

(2) 融点は増大する → 融点は低下する)

- (1) UO_2 ペレットの熱伝導率は燃焼度の増大に伴って低下する。その主な原因は、照射によって導入された格子欠陥である。
- (2) UO_2 ペレットの焼きしまり現象は、核分裂スパイクによる UO_2 の照射誘起焼結や FP ガス気泡及びペレット製造時気孔の照射誘起収縮/固溶に起因する。
- (3) FP ガスのペレット外への放出は、燃料棒の内圧を上昇させるとともにギャップコンダクタンスを増大させる。
- (4) FP ガスがペレット外に放出される機構としては、核分裂による表面からの直接放出(反跳)、他の核分裂片によるはじき出し(ノックアウト放出)及び蒸発がある。
- (5) 平均燃焼度が 40 ~ 50 GWd/t 程度を超えると、ペレットの最外周部に特異な組織が生成する。これを柱状晶組織と呼び、その特徴は、製造時結晶粒の粗大化と高圧の FP ガスを内蔵する粗大気泡の形成による気孔率の増加である。
- (6) ジルカロイ被覆管の機械的性質は、高速中性子照射によって生じる照射欠陥の蓄積ともなって変化する。強度は小さくなり、延性は低下する。
- (7) 軽水炉条件でのジルカロイのクリープ速度は、中性子照射効果のために、炉外での同じ温度でのクリープ速度に比べると著しく小さい。
- (8) 現行の製造法で加工したジルカロイ被覆管は、照射に伴って半径方向に伸びる。この現象は、照射によって導入された格子欠陥が特定の結晶面上に集積することで生じる。
- (9) ジルカロイ被覆管の水側腐食量は、炉内での使用期間が長くなるほど増大する。高温水中の腐食反応は専ら温度に依存するので、一定の燃焼度まで燃焼させた燃料被覆管の腐食量は、炉外で同一温度・同一時間の腐食実験を行った場合の腐食量と同一になる。
- (10) 被覆管の水側腐食に伴って発生する水素の殆ど全ては被覆管に吸収される。ジルカロイ中の水素の溶解度は小さく、軽水炉温度条件で固溶できる水素量は約 100 ppm に過ぎないため、それ以上吸収された水素は水素化物として析出する。

第4-4 以下の文章は、原子炉構造材料の溶接部に関する事項について述べたものである。

□□□□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の□□□□には同じ語句が入る。(解答例 ⑪—非破壊検査)

- (1) 溶接構造物は溶接に伴い、□①□が生じることが知られている。この応力は、き裂が存在した場合には進展させる可能性のある□②□応力であり、降伏点を越えることがある。□①□は溶接後に□③□を施すことなどにより軽減される。
- (2) ステンレス鋼を溶接すると溶接部に近い領域である□④□は□⑤□し、高温高圧水中で□⑥□を起こしやすい。この□⑤□を起こしたステンレス鋼では、粒界の□⑦□は中性子の照射の増加につれて低下し、□⑥□が起こりやすくなる。
- (3) インコネル溶接部では、溶接金属部が□⑧□組織となり、溶接金属部の金属組織の□⑨□に沿った割れが生じることがある。□⑧□組織は、超音波伝播の際に、□⑩□が強く現れることが知られており、超音波探傷検査における超音波の伝播特性や反射特性に影響を与える。

第4—5 以下の文章は、軽水炉燃料の技術開発や製造について述べたものである。□□□□に入るべき適切な語句や元素名を番号と共に記せ。なお、同じ番号の□□□□には同じ語句や元素名が入る。(解答例 ⑪—原子炉)

- (1) 使用済燃料発生量の低減、発電炉の □□①□□ サイクル対応等を目的として、燃料の □□②□□ 化に向けた技術開発が行われている。
- (2) BWR 燃料では、 □□③□□ を軽減するため、ジルカロイ—2 被覆管の内側に厚さ 0.1 mm 程度の □□④□□ を内ばりした被覆管が実用化されている。
- (3) BWR 燃料では、照射中の □□⑤□□ を抑制して燃料棒の内圧上昇を小さくするため、燃料製造時に □□⑥□□ を増加させたり、ペレット密度を高くする等の改良が施されている。
- (4) PWR 燃料ペレットには、端面の中央部に □□⑦□□、周縁部に □□⑧□□ を有しているタイプがある。□□⑦□□ は、燃料の照射中の温度分布によるペレット中央部の軸方向熱膨張及びスエリングによる膨張を吸収し、□□⑧□□ は、□□③□□ の軽減を目的としている。
- (5) PWR 燃料被覆管では、耐食性を向上させるため、規格の範囲内で □□⑨□□ の添加量を少なくしたり、微量の □□⑩□□ を含む新合金の開発が行われている。

第4-6 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針には、基準の一つとして「燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。」が定められている。この基準に関して以下の問に答えよ。

- (1) ここで言う「燃料被覆の化学量論的酸化量」を具体的に100字以内で説明せよ。
- (2) 15%以下に制限されている理由を100字以内で説明せよ。
- (3) 冷却材喪失事故が生じ、燃料被覆管の温度が1000℃程度まで上昇した場合の被覆管の酸化反応を100字以内で説明せよ。
- (4) 上記の酸化反応が事故の進展や原子炉の安全性に及ぼす影響を200字以内で説明せよ。
- (5) 1000℃程度の温度で数分間水蒸気によって酸化され、その後室温まで冷却された軽水炉燃料被覆管の断面マイクロ組織を模式的に描け。また、形成される各層の名称を図と対比させて記せ。

第 45 回

5

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 5—1 次の用語について簡単に説明せよ。

- (1) 内部転換電子
- (2) オージェ電子
- (3) RBE(生物学的効果比)
- (4) 放射線宿酔
- (5) アポトーシス

第 5—2 放射性核種から放出する γ 線の相互作用について、以下の 内に入れるべき適切な語句、記号または数値を番号と共に記せ。(解答例 ①—原子核)

- (1) γ 線と物質との相互作用の主なものに、 ① , ② および ③ がある。
- (2) エネルギー E MeV の γ 線が原子番号 Z の物質と ① の相互作用を行う確率は、 γ 線のエネルギーや原子番号によって多少異なる。原子あたりの断面積は、比例定数 k として、 ④ で与えられる。
- (3) ② の相互作用では、物質に入射した γ 線は、衝突した原子から ⑤ および ⑥ を生ずる。
- (4) ③ の相互作用を行うには、 γ 線のエネルギーが ⑦ MeV 以上でなければならない。
- (5) ③ の相互作用で生じた ⑧ は、物質中の自由電子と衝突し、その結果、 ⑨ MeV の光子を ⑩ 個を放出する。

第5-3 以下の問の適切な解答を番号と共に記せ。(解答例 (II)-(3))

(1) 放射線に関する量と単位に関する次の組み合わせのうち、正しいものはどれか。

- ① 粒子フルエンス — $\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-1}$
- ② 核反応断面積 — m^{-2}
- ③ 線エネルギー付与 — $\text{MeV} \cdot \text{m} \cdot \text{kg}^{-1}$
- ④ 照射線量 — $\text{C} \cdot \text{kg}^{-1}$
- ⑤ 質量エネルギー吸収係数 — $\text{MeV} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$

(2) 次のシンチレータと放射線検出器のうち、 γ 線の検出に適さないものはどれか。

- ① NaI(Tl)シンチレーション検出器
- ② ZnS(Ag)シンチレーション検出器
- ③ Ge半導体検出器
- ④ BGOシンチレーション検出器
- ⑤ BaF₂シンチレーション検出器

(3) ある線源をGM計数装置で測定したところ計数率 $800(\text{s}^{-1})$ を得た。真の計数率が $1000(\text{s}^{-1})$ であるとき、この計数装置の不感時間は、次のうちどれか。

- ① $200 \mu\text{s}$
- ② $250 \mu\text{s}$
- ③ $300 \mu\text{s}$
- ④ $350 \mu\text{s}$
- ⑤ $400 \mu\text{s}$

(4) GMカウンタの計数値の統計精度を2%とするには、計数値を何カウントとすればよいか。

- ① 50
- ② 250
- ③ 500
- ④ 1000
- ⑤ 2500

(5) 核種A(壊変定数 λ_A 、半減期 T_A)と娘核種B(壊変定数 λ_B 、半減期 T_B)との間に過渡平衡が成立しているとき、核種Bの原子数として正しいものは、次のうちどれか。ただし、核種Aの原子数を N_A とする。

- ① $T_A N_A / (T_A - T_B)$
- ② $T_A N_A / (T_B - T_A)$
- ③ $T_B N_A / (T_B - T_A)$
- ④ $T_B N_A / (T_A - T_B)$
- ⑤ $\lambda_B N_A / (\lambda_B - \lambda_A)$

(6) 放射性核種 A が壊変定数 λ で壊変し安定核種 B になるとき、時刻 0 から t までの間に生じた核種 B の原子数の、時刻 t における核種 A の原子数に対する比として正しいものは、次のうちどれか。

- ① $e^{-\lambda t}$
- ② $1 - e^{-\lambda t}$
- ③ $1 + e^{-\lambda t}$
- ④ $e^{\lambda t} + 1$
- ⑤ $e^{\lambda t} - 1$

(7) ^{60}Co 線源について、はじめの 1 半減期に放出される β^- 線の数 N_β と次の 1 半減期に放出される γ 線の数 N_γ との関係として正しいものはどれか。

- ① $N_\beta = 4 N_\gamma$
- ② $N_\beta = 2 N_\gamma$
- ③ $N_\beta = 4 / 3 N_\gamma$
- ④ $N_\beta = N_\gamma$
- ⑤ $N_\beta = 1 / 2 N_\gamma$

(8) 数週間前に微量の ^{90}Sr を摂取した疑いがある場合に、検査する方法として最も適切なものはどれか。

- ① GM カウンタを用いて体表面を検査する。
- ② ホールボディカウンタを用いて体外計測法により検査する。
- ③ 尿を化学的に処理し、 ^{90}Y の有無を検査する。
- ④ 尿を化学的に処理し、 ^{90}Sr の有無を検査する。
- ⑤ 呼気を高性能フィルターでろ過し、フィルターを検査する。

(9) 次の核種のうち、生体に摂取された場合、全身にほぼ均等に分布せず、ある臓器に特異的に集まるものの組み合わせはどれか。

- A ^3H (水)
- B ^{24}Na (塩化物)
- C ^{40}K (塩化物)
- D ^{32}P (リン酸塩)
- E ^{203}Hg (塩化物)

- ① A と B ② B と C ③ C と D ④ D と E ⑤ E と A

(10) 次の記述のうち、正しいものの組み合わせはどれか。

- A 照射線量と空気の吸収線量の比は、光子エネルギーに依存しない。
- B 同じ照射線量を与える光子エネルギーフルエンスは、光子エネルギーに依存しない。
- C 照射線量は、非荷電(間接)電離放射線に用いられる物理量である。
- D 照射線量は、空気の電離に基づいた物理量である。

- ① A と B ② A と C ③ A と D ④ B と D ⑤ C と D

第5—4 作業環境中のトリチウム(水蒸気として存在)の空气中濃度を測定するために、内容積 1000 cm^3 の気体試料採取用電離箱に空気試料を採取し、積分法により振動容量電位計で電位変化を測定した。電位計の指示値の変化は1分間に 0.1 V であった。この場合に以下の問に、計算式を示しながら答えよ。ただし、トリチウムの β 線平均エネルギーを 0.006 MeV 、電離箱のトリチウムに対する電離効率を 1.0 、振動容量電位計の入力静電容量を 10 pF 、電気素量を $1.6 \times 10^{-19} \text{ C}$ 、空気のW値を 34 eV とし、放射性壊変、電離箱への沈着等による評価期間中におけるトリチウムの空气中濃度の変化はないものとする。

- (1) 電離箱中で毎秒生成した電荷 $Q(\text{C/s})$ を求めよ。
- (2) 電離箱中に毎秒生成したイオン対数 $N(\text{pairs/s})$ を求めよ。
- (3) 採取したトリチウムの空气中濃度 $A(\text{Bq/cm}^3)$ を求めよ。
- (4) このトリチウム濃度の空気が均一に分布する作業環境で作業者が作業を行った場合の実効線量 $D(\text{mSv})$ を求めよ。ただし、作業者の呼吸率を $1.2 \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{h}$ 、作業時間を4時間、トリチウム(化学形：水)を吸入摂取した場合の実効線量係数を $1.8 \times 10^{-8} \text{ mSv/Bq}$ とし、トリチウムに対する防護は特になかったものとする。

第5—5 次の文章の誤りを訂正し、例にならって誤りと訂正語句を解答用紙に記せ。

(解答例 (II)恒星を惑星に訂正。)

- (1) 空気カーマの単位には Sv が用いられる。
- (2) 蛍光ガラス線量計では、銀イオンを含む燐酸塩ガラスに放射線が照射された後、これを白色光で刺激したときに発するオレンジ色のルミネセンス量が被ばく線量の測定に用いられる。
- (3) 光刺激ルミネセンス線量計では、珪酸アルミニウムに放射線が照射された後、緑色レーザー光などで刺激したときに生ずる発光量が被ばく線量の測定に用いられている。
- (4) ヒトの放射線誘発遺伝性障害の推定に用いられる倍加線量は 1 mGy であるが、これはマウスのデータに基づく低線量照射に関するものである。
- (5) 実効線量の定義に導入された組織荷重係数として、生殖腺には 0.25 が割り当てられている。
- (6) エネルギーが 0.1 MeV を超え 2 MeV までの中性子の放射線荷重係数は 25 である。
- (7) ヒトの胎内被ばくでは、妊娠 16—25 週の期間の被ばくが最も放射線感受性が高かった。
- (8) ヒトの放射線誘発がんの潜伏期について、白血病の潜伏期は約 8 年であり、ほかの固形がんの潜伏期に比較して長い。
- (9) 放射線防護の目的には線量・線量率効果係数(DDREF)は 5 とされている。
- (10) 放射線防護では、臓器吸収線量、臓器等価線量および実効線量は実用量という。

第5—6 皮膚に関する以下の文章について、 に当てはまる適切な語句または数値を番号と共に記せ。なお、同じ番号の には同じ語句または数値が入る。

(解答例 ①—68.5)

- (1) ^{60}Co で汚染した皮膚表面部位を、 β 線用サーベイメータ(GM管)を用いて皮膚に密着して測定したところ、1分間あたりのカウント数が12万カウントであった。サーベイメータの機器効率を40%、線源効率を0.5、サーベイメータの窓面積を 20cm^2 とすると、皮膚表面の汚染密度は ① Bq/cm^2 となる。なお、皮膚の汚染範囲は 100cm^2 であり、サーベイメータの窓面積よりも十分広い。
- (2) ^{60}Co による皮膚表面汚染 1Bq/cm^2 当りの皮膚の吸収線量率は、 $1\mu\text{Gy/h}$ である。この関係を用いて、単位面積当りの1時間当りの皮膚の等価線量を評価すると ② μSv となる。
- (3) 汚染部位には創傷はなかったので、オレンジオイルを用いて除染したが、当初の $1/5$ の汚染が残った。しかし、皮膚表面に沈着した ^{60}Co は最後には垢として脱落する。表面の角質層は ③ 細胞層で分裂した細胞が上皮に向かって送り出されたものであり、その寿命は ④ 週間程度である。
- (4) 皮膚が完全に脱落するまでの ④ 週間、当初の $1/5$ の汚染が皮膚表面に残っていたと仮定すると、この汚染による皮膚の単位面積当り等価線量は ⑤ mSv となる。ただし、1週間を168時間として計算せよ。
- (5) 皮膚の ③ 細胞は細胞分裂を繰り返す、いわゆる再生系であり、放射線感受性が比較的高い。放射線によって起こる症状を放射線皮膚炎といい、次の4段階に分けられる。
- a) 第1度は $1\sim 3\text{Gy}$ であり、3週間後には ⑥ や軽度の ⑦ が見られる。
- b) 第2度は $5\sim 10\text{Gy}$ であり、2週間後には ⑥ や ⑦ , ⑧ が見られる。
- c) 第3度は $10\sim 18\text{Gy}$ であり、1週間後には ⑨ , びらん, 永久不毛となる。
- d) 第4度は 20Gy 以上であり、3~5日後には ⑩ , 進行性びらんとなる。

第45回

⑥

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「規制法」とは、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をいい、「主務省令」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則」又は「実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則」をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

5問について解答すること。

第6—1 以下の文章は、規制法の一部である。条文の [] に入るべき適当な語句又は数字を番号とともに記せ。なお、同じ番号の [] には、同じ語句又は数字が入る。また、条文中における「第23条第1項の許可」とは、原子炉の設置の許可のことである。

(解答例 (2)—原子力)

<規制法>

(許可の基準)

第24条 主務大臣は、第23条第1項の許可の申請があった場合においては、その申請が次の各号に適合していると認めるときでなければ、同項の許可をしてはならない。

- 一 原子炉が (1) の目的以外に利用されるおそれがないこと。
 - 二 その許可をすることによって原子力の開発及び利用の (2) な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。
 - 三 その者(原子炉を船舶に設置する場合にあつては、その船舶を建造する造船事業者を含む。)に原子炉を設置するために必要な (3) 能力及び (4) 基礎があり、かつ、原子炉の運転を適確に遂行するに足る (3) 能力があること。
 - 四 原子炉施設の位置、 (5) 及び設備が核燃料物質((6) を含む。以下同じ。)、核燃料物質によって汚染された物((7) を含む。以下同じ。)又は原子炉による (8) の防止上支障がないものであること。
- 2 主務大臣は、第23条第1項の許可をする場合においては、あらかじめ、前項第一号、第二号及び第三号((4) 基礎に係る部分に限る。)に規定する基準の適用については (9) 、同項第三号((3) 能力に係る部分に限る。)及び第四号に規定する基準の適用については (10) の意見を聴かなければならない。

第6—2 次の問に答えよ。

- (1) 原子炉設置者が管理区域、保全区域及び周辺監視区域において講ずべき措置をそれぞれ記せ。
- (2) 原子炉設置者が原子炉の運転に関して講じなければならない措置を5つ記せ。

(3) 下記は主務省令の規定について説明した文章であるが、これらの文章のうち、正しいものには○印を、間違っているものには×印を記号とともに記せ。また、×印を記したものについては、その理由を簡単に述べよ。

① 工場又は事業所内における運搬に関する規定の説明

- a) 主務省令では、低濃縮ウランの新燃料の運搬を行う場合にも、核燃料物質が臨界に達するおそれがないように行うことを求めている。
- b) 主務省令では、核燃料物質又は核燃料物質で汚染された物(以下「核燃料物質等」という。)を運搬する場合、核燃料物質等を封入した容器及びこれを積載し、又は収納した車両その他の核燃料物質などを運搬する機械又は器具(以下「運搬機器」という。)の表面及び表面から 10 cm の距離における線量当量率がそれぞれ主務大臣の定める線量当量率を超えないようにすることを求めている。
- c) 主務省令では、核燃料物質等を運搬する場合においては、核燃料物質等を封入した容器の表面に放射性物質が付着していないことを確認しなければならないことを求めている。
- d) 主務省令では、核燃料物質等を運搬する場合、同一の運搬機器に主務大臣の定める危険物と混載しないことを求めている。
- e) 主務省令では、核燃料物質等を車両により運搬する場合は、当該車両を徐行させるとともに、運搬行程が長い場合にあっては、保安のため他の車両を伴走させることを求めている。

② 工場又は事業所における廃棄に関する規定の説明

- f) 主務省令では、放射性廃棄物を廃棄する場合、廃棄に従事する者に作業衣等を着用させることを求めている。
- g) 主務省令では、気体状の放射性廃棄物を排気施設によって排出する場合は、排気施設において、ろ過、放射能の時間による減衰、多量の空気による希釈等の方法によって排気中における放射性物質の濃度をできるだけ低下させるとともに、排気施設の性能を評価することにより周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が主務大臣の定める濃度を超えないようにすることを求めている。
- h) 放射性廃棄物は、放出する崩壊熱の量が少ないことから、主務省令では、崩壊熱等を考慮した冷却についての必要な措置を取ることまでは求めている。
- i) 主務省令では、液体状の放射性廃棄物については、排水施設によって工場又は事業所の外へ放出することを認めていない。
- j) 主務省令では、固体状の放射性廃棄物を焼却する場合、放射性廃棄物の濃度が主務省令で定める濃度を超える場合には、放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却することを求めている。

第6—3 次の間に答えよ。

- (1) 保安規定を守らなければならない者は誰か2つ記せ。
- (2) 主務省令において定められている保安規定の遵守の状況について、主務大臣が定期的に行う検査の頻度を記せ。
- (3) (2)の検査にあたり、主務省令において、主務大臣の指定するその職員が行うことができることとして定められている4つの事項を全て記せ。
- (4) 規制法第37条(保安規定)において規定している保安規定には、原子炉主任技術者がその職務として確認しなければならない記録項目が定められている。以下の に当てはまる、記録すべき項目を以下の選択肢の中から選んで、記号と共に記せ。なお、同じ記号の には同じ語句が入る。(解答例 i—原子力)

記 録 項 目	
① 運転日誌(運転記録)等	<ul style="list-style-type: none"> ・ <input type="text"/> a) ・ 炉心の <input type="text"/> b) 及び温度 ・ 冷却材の入口温度、出口温度、圧力及び <input type="text"/> c) ・ 制御棒位置 ・ 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の <input type="text"/> d)
② 燃料に関する記録	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉内における <input type="text"/> e) ・ 使用済燃料の貯蔵施設内における <input type="text"/> e) ・ 使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・ 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果
③ 点検記録(点検報告書)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転開始前及び運転停止後の点検結果
④ <input type="text"/> f)	

<p>⑤ 放射線管理に関する記録</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉本体，使用済み燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における g) ・管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量，空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度，及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 ・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合は，その状況
<p>⑥ 放射性廃棄物管理に関する記録</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3ヶ月間についての平均濃度 ・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性廃棄物の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法 ・放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法 ・発電所の外において運搬した核燃料物質等の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路
<p>⑦ 原子炉施設の巡視及び点検の結果</p>
<p>⑧ h) の実施記録(実施報告)</p>
<p>⑨ 管理区域</p> <ul style="list-style-type: none"> ・管理区域図 ・管理区域の設定及び解除の状況

(選択肢)

○定格電気出力	○熱出力	○流出量	○定格熱出力	○線量当量
○中性子照射量	○流入温度	○中性子束密度	○被ばく線量	○燃料体の数量
○燃料体の配置	○流量	○燃料体の形状	○引継日誌(運転日誌)	
○事故・故障報告	○線量当量率	○汚染密度	○廃棄物量	○劣化速度
○消費量	○補給量	○保安検査	○定期検査	○保安教育

第6—4 以下の文章の下線部について、正しいものには○印を、間違っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印を記したものについては、各々その理由を簡単に述べよ。

- (1) 原子炉設置者は、原子炉の運転に関して保安の監督を行わせるため、原子炉主任技術者免状を有する者のうちから、原子炉主任技術者を選任しなければならない。
- (2) 原子炉主任技術者は、同一の工場又は事業所ごとに1人選任するものとする。
- (3) 原子炉設置者は、原子炉主任技術者を選任したときは、選任した日から2週間以内に、その旨を主務大臣に届け出なければならない。
- (4) 原子炉設置者は、原子炉主任技術者を解任しようとするときは、あらかじめ主務大臣に届け出なければならない。
- (5) 文部科学大臣及び経済産業大臣は、原子炉主任技術者免状の返納を命ぜられ、その日から二年を経過していない者に対しては、原子炉主任技術者免状の交付を行わないことができる。
- (6) 主務大臣は、原子炉主任技術者が規制法又は規制法に基づく命令の規定に違反したときは、原子炉設置者に対し、原子炉主任技術者の解任を命ずることができる。
- (7) 原子炉主任技術者は、誠実にその職務を遂行しなければならない。
- (8) 原子炉の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従わなければならない。
- (9) 原子炉設置者は、原子炉主任技術者免状を有する者のなかから核物質防護管理者を選任しなければならない。
- (10) 廃棄事業者は、原子炉主任技術者免状を有する者を廃棄物取扱主任者として選任することができる。

第6—5 次の間に答えよ。

- (1) 主務省令において、原子炉設置者が主務大臣に報告しなければならないときとして、定められている事項のうち、6つを記せ。
- (2) (1)の事項の一つに該当するとき、その旨を、いつ主務大臣に報告しなければならないか。また、その状況及びそれに対する処置を、いつ主務大臣に報告しなければならないか。それぞれ記せ。

第 46 回

①

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 理 論

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 1—1 熱中性子炉に関する以下の事項をそれぞれ 5 行以内で説明せよ。

- (1) 炉心の材料組成を若干減速不足の点で設計する理由
- (2) 軽水炉においてボイド反応度係数を正にする要因と負にする要因
- (3) 反射体中での高速中性子と熱中性子の分布の違い
- (4) 天然ウランを燃料とする軽水炉ができない理由

第1—2 放出強度が 10^6 (s⁻¹) で、等方的に中性子を発生する点状の ²⁵²Cf 源があり、真空中に置かれている。この中性子源を、原子量 60、密度 5.0 (g·cm⁻³)、吸収断面積 6.0 (barn)、散乱断面積がゼロと仮定できる物質により遮蔽することを考える。

このような状況に対して以下の問に答えよ。なお、計算においては概略値を求めればよく $\sqrt{10} = 3.2$ 、 $\ln(10) = 2.3$ 及び $4\pi = 12.5$ を用いること。

- (1) 中性子源として用いられる ²⁵²Cf について、中性子発生原理、発生中性子エネルギーなど、²⁵²Cf の中性子発生に関して知るところを記せ。
- (2) 遮蔽体を用いないとき、中性子束が 0.008 (cm⁻²·s⁻¹) となる位置はどこか。
- (3) 中性子源から 1.0 (m) 離れた位置で中性子束を 0.008 (cm⁻²·s⁻¹) とするには、どの程度の厚さの遮蔽体が必要か。
- (4) 遮蔽体として用いる物質の吸収断面積が 1.0 (barn) であったとしたら、どうなるか。
- (5) 遮蔽体として用いる物質が大きな散乱断面積を持つ場合、同じ位置 (中性子源から 1.0 (m) 離れた位置) における中性子束はどのように変化するか、吸収断面積 6.0 (barn) は変化しないとして答えよ。

第1—3 巨視的吸収断面積 Σ_a 、拡散係数 D の無限媒質中に、強度 S (cm⁻²·s⁻¹) の無限平面中性子源 2 個を $x = -a$ と $x = a$ の位置に置く。拡散理論に基づき、この体系に対する以下の問に答えよ。

- (1) $-a < x < a$ における中性子束分布 $\phi(x)$ を求めよ。
- (2) 全発生中性子に対して、 $-a < x < a$ において吸収される中性子の割合を求めよ。
- (3) $a < x$ における中性子流分布 $J(x)$ を求めよ。
- (4) 全発生中性子に対して、 $x = 2a$ から外側に向かって漏れ出す中性子の割合を求めよ。

第1-4 次の文章の に入れるべき適当な数式又は語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の には同じ数式又は語句が入る。(解答例 ⑨—東京)

水素以外の減速材中に強度 S の単色中性子源が一様に分散した体系を考える。エネルギー E_0 で源から放出された中性子が第1回目の衝突をした後にとりうる最低エネルギーは、減速材核種の減速パラメータを α とすると ① で表される。もし、衝突が重心系等方であるならば衝突後のエネルギーは E_0 から ① の区間に一様に分布する。この区間には2回以上の衝突を経験した中性子も存在するので、エネルギー E における衝突密度を $F(E)$ とすると次の式が成立する。

$$F(E) = \frac{S}{E_0 \text{ ②}} + \int_E^{E_0} \frac{F(E') dE'}{E' \text{ ②}}$$

$E < \text{ ①}$ の領域では中性子源から1回の衝突で到達する中性子はないので、上式の右辺第1項は消失する。また ③ を超えるエネルギーから1回の衝突で E に到達する中性子はないので、第2項の積分の上限は ③ となって次の式が得られる。

$$F(E) = \int_E^{\text{ ③}} \frac{F(E') dE'}{E' \text{ ②}}$$

中性子エネルギー E が E_0 よりも十分に低く $F(E)$ が滑らかに変化する ④ 領域では、この方程式の解が

$$F(E) = \frac{C}{E}$$

の形をしていることが知られている。ここで定数 C を求めるために、エネルギー E における減速密度 $q(E)$ を考える。エネルギー E' ($E < E' < \text{ ③}$) で衝突した中性子のエネルギーは衝突後に E' から ⑤ に一様に分布するので、これが E 以下のエネルギーに減速される確率 p は

$$p = \frac{\text{ ⑥}}{E' \text{ ②}}$$

となる。これより、減速密度 $q(E)$ は次のようになる。

$$\begin{aligned} q(E) &= \int_E^{\text{ ③}} F(E') \frac{\text{ ⑥}}{E' \text{ ②}} dE' \\ &= C\xi \end{aligned}$$

ただし

$$\xi = 1 + \frac{\alpha}{\text{ ②}} \text{ ⑦}$$

である。中性子吸収が無視できると仮定すれば、 $q(E) = S$ でなければならないので、衝突密度は次のように求められる。

$$F(E) = \text{ ⑧}$$

第1—5 中性子増倍体系に定常中性子分布が実現することを一群拡散理論で調べる。簡単のために無限平板(y, z 方向無限, x 方向は厚さ a の均質媒質)を考える。平板中央($x = 0$)にのみ中性子源があり、一様に毎秒単位面積あたり S 個発生している。補外距離は無視する。

次の問に答えよ。

(1) 中性子束 $\phi(x, t)$ に対する時間依存拡散方程式を記せ。

減速過程は無視して中性子は核分裂と同時に発生し、 $k_{\infty}\Sigma_a\phi(x, t)$ 個の熱中性子が発生するとしてよい。

(2) 中性子束 $\phi(x, t)$ を空間モードに展開する。空間の対称性と媒質の一様性から次式で書ける。

$$\phi(x, t) = \sum_{n=1,3,5,\dots} A_n(t) \cos B_n x, \quad n = 1, 3, 5, \dots$$

B_n はすべての時刻で境界条件 $x = \pm \frac{1}{2}a$ で $\phi = 0$ を満足するように決められる。従って、すべてのモードは境界条件を満足しなければならない。 $\phi(x, t)$ を(1)で書かれた拡散方程式に代入して、両辺に $\cos B_m x$ (m は整数)を掛けて、 $x = -a/2$ から $x = +a/2$ まで積分する。直交性を利用すると $A_n(t)$ に対する次のタイプの方程式が得られる。

$$\frac{dA_n(t)}{dt} = \alpha_n A_n(t) + S_n$$

この方程式の一般解を求めよ。

(3) $\alpha_0 < 0$, $\alpha_0 = 0$, $\alpha_0 > 0$ の場合について、外部中性子源があるとき、ないときに分けて議論し、どのような場合に定常状態が生じるかを示せ。

このとき高次モード($n > 1$)の影響も議論せよ。また中性子束が増加する場合と減少する場合の増減の仕方も示せ。

(4) (2)の時間依存方程式の α_n を求め、この増倍系の臨界条件を求めよ。

第1-6 ウランと減速材からなる溶液がある。混合溶液の全ウランに対する減速材の原子数比を m 、ウランの濃縮度を C とする。

次の問に答えよ。

- (1) この溶液を底面積 S の円筒容器に入れたとき、臨界になる円筒容器の高さと濃縮度及び減速材原子数比の関係式を一群拡散理論で求めよ。
- (2) 濃縮度が一定のとき、臨界可能な全ウランに対する減速材の原子数比の最大値及び m が一定のときの濃縮度の最小値を求めよ。

ただし、混合溶液の熱中性子拡散距離は $L \approx (1-f)^{1/2} L_M$ 、ここで L_M は減速材の拡散距離、 f は熱中性子利用率である。簡単のため共鳴を逃れる確率と高速核分裂係数、中性子年齢は一定、補外距離(外挿距離)は無視できると仮定する。

②

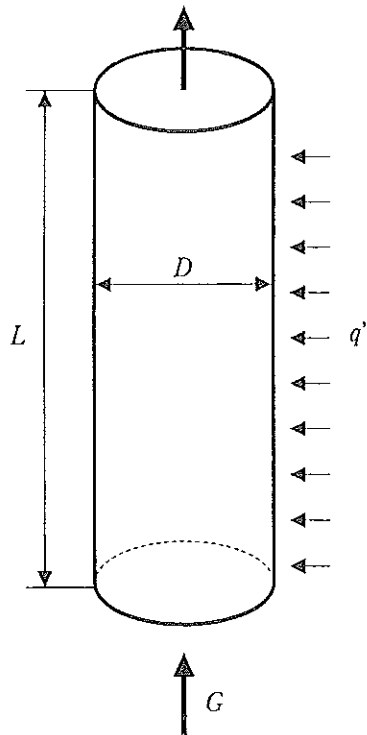
- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
 (問題の全文を写し取る必要はない。)
 (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 2—1 内径 D [m]、高さ L [m]、の円管が外側から一様な熱流束 q'' [W/m^2] で加熱されている。円管内に下からサブクール度 T_s [K] の液相の冷却材を、流量 G [kg/s] で流入させる。液相の密度は ρ_1 [kg/m^3]、比熱は C [J/kgK]、気相の密度は ρ_2 [kg/m^3]、沸騰の潜熱は h [J/kg] とする。円管の肉厚は無視できる。また、気相と液相の速度差はないものとする。
 次の問に答えよ。

- (1) 沸騰開始点(バルク温度が沸点に達する位置)を求めよ。
- (2) 円管出口の蒸気クオリティ x を求めよ。
- (3) 蒸気クオリティ x とボイド率 α の関係を求めよ。
- (4) 円管出口のボイド率が 0.1 の場合の円管内の流動の様子を図示せよ。



第2-2 加圧水型原子炉(PWR)の停止時には余熱除去系で炉心の崩壊熱を除去しつつ、下図のように一次系水位を水平配管の中央付近まで低下させ、各種作業を行うことがある。このような水抜き運転について、次の問に答えよ。ただし、気相部には格納容器と同じ圧力で窒素ガスを導入しているものとする。

- (1) 一次系では、冷却水が高温側水平配管(ホットレグ)→余熱除去系→低温側水平配管(コールドレグ)→ダウンカマ→炉心→上部プレナム→ホットレグの経路で強制循環される。この時の、コールドレグ、上部プレナム及びホットレグの水位の関係を示す式を表せ。

必要なパラメータは適宜、定義して使用せよ。ただし、温度による密度変化、上部プレナムでの流速、加速圧力損失は無視でき、上部プレナム→ホットレグでは、流れは加速されても跳水は生じないものとする。

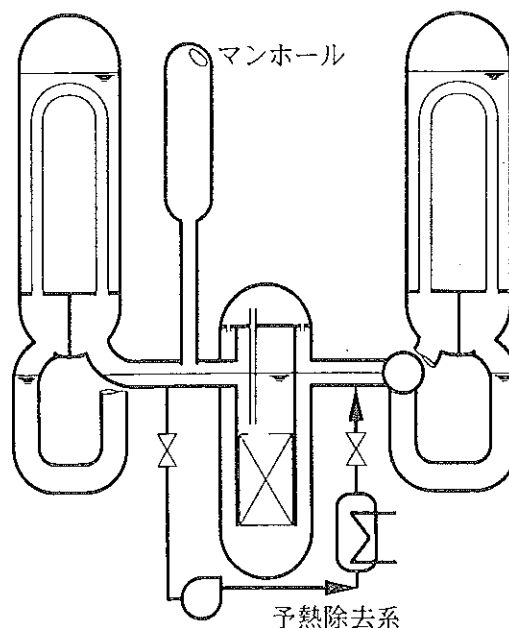
- (2) 何らかの原因で強制循環が停止すると、余熱除去系の除熱機能は失われ、冷却水は炉心で加熱・昇温される。このような場合に生じる現象について、熱の移動、冷却水の昇温に伴う流体密度の変化、窒素ガスのふるまいを考慮に入れて述べよ。

ただし、一次系の圧力境界では、加圧器頂部のマンホールが開けられていたとする。

- (3) 炉心の崩壊熱出力 Q が一定の場合、冷却水が炉心で沸騰し始めるまでの時間を概略予測する式を表せ。

ただし、対流による攪拌によって炉心からホットレグまでの水温 $T1$ [K]、ダウンカマからコールドレグまでの水温 $T2$ [K] は各々一様であり、熱抵抗 R [K/W] を有する炉心そのの壁を通じて炉心側からダウンカマ側へ熱移動するものとする。原子炉容器など、原子炉の他の構造物は断熱とする。

- (4) 炉心は上端部で沸騰を開始し、冷却水は加圧器頂部のマンホールから徐々に蒸気として失われていく。非常用炉心冷却系(ECCS)による強制注水が利用できない場合、燃料取替用水タンクから受動的に注水して炉心冷却の回復を図る場合があるが、十分な注水量を確保するために必要な条件を述べよ。



第2-3 軽水炉の冷却材喪失事故(LOCA)と非常用炉心冷却系(ECCS)の機能について、次の問に答えよ。

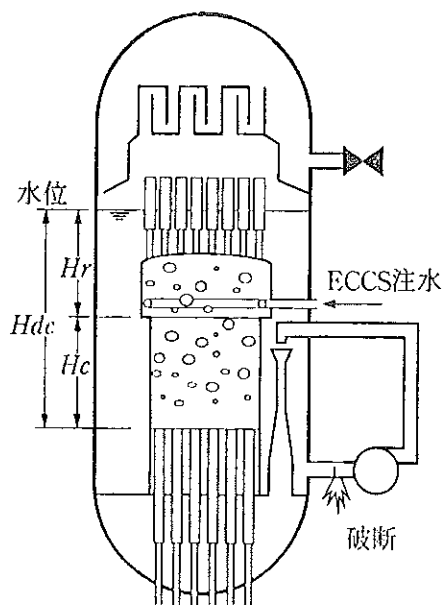
(1) 原子炉が一次系の熱水力条件が均一混合と仮定できる場合、熱力学の第1法則に基づき、LOCA時の系のエネルギー授受について図示するとともに、エネルギー保存の式を表せ。

ただし、系の全エネルギーと全冷却水量を各々 E 、 M 、スクラム後の炉心での発熱量と減圧に伴う構造材の熱放出量を Q_c 、 Q_s 、熱交換器を含めた系からの熱放出量を Q_{out} 、系から流出する冷却水の流量と単位質量あたりのエネルギーを各々 w_{out} 、 e_{out} 、系に流入する冷却水の流量と単位質量あたりのエネルギーを各々 w_{in} 、 e_{in} 、系が外部から受ける仕事と外部へ与える仕事を各々 W_{in} 、 W_{out} とする。なお、系の質量保存は次の式で表される。

$$w_{out} - w_{in} + dM/dt = 0$$

(2) 下図のようなBWRの再循環ポンプ吸い込み側配管での小破断を想定する。系の圧力は一定で炉心での沸騰は継続しており、注水中のECCS水が上部プレナムで十分に混合している場合、ダウンカマ水位が定格水位付近にあるときの自然循環による炉心流量 W_c [kg/s]を求める式を表せ。なお、炉心とライザ(上部プレナム+気水分離器)及び炉心底部からダウンカマ内水位までの高さを各々 H_c 、 H_r 、 H_{dc} [m]、炉心部、ライザ部、ジェットポンプを含むダウンカマ部の平均流速に対する損失係数を各々 K_c 、 K_r 、 K_{dc} [-]とするが、必要に応じて適宜、パラメータを新たに定義して使用せよ。ただし、流動に伴う加速圧力損失は無視する。

(3) 破断口からの冷却材流出量がECCSの注水量より大きく、ダウンカマ水位が徐々に低下する場合、(2)で求めた炉心流量の概略の変化をダウンカマ水位の関数として図示すると共に、圧力容器内で生じる現象の時系列的変化を説明せよ。また、炉心冷却の維持に必要な条件を述べよ。



第2-4 下図に示すように、底辺を完全に拘束された直角三角形(底辺 L [m]、高さ H [m]、板厚 t [m])の薄板があり、その頂点Aに荷重(P_x, P_y) [N]を加えて変位(V_x, V_y) [m]だけ変形させたとする。ただし、微小で線形弾性な変形を仮定し、変位場としては線形分布を仮定する。また、次の平面応力状態の応力-ひずみ関係を仮定する。

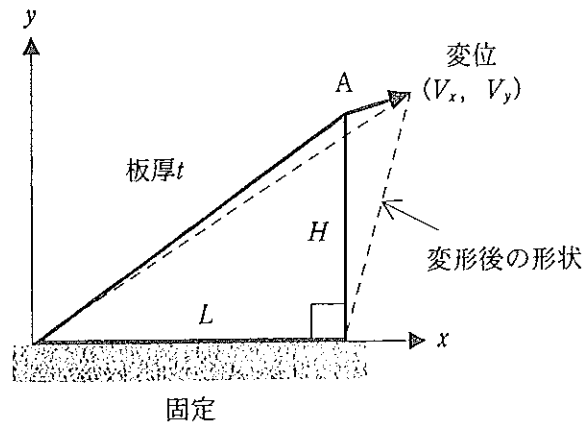
次の問に答えよ。

$$\begin{pmatrix} \sigma_{xx} \\ \sigma_{yy} \\ \sigma_{xy} \end{pmatrix} = \frac{E}{1-\nu^2} \begin{bmatrix} 1 & \nu & 0 \\ \nu & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 1-\nu \end{bmatrix} \begin{pmatrix} \varepsilon_{xx} \\ \varepsilon_{yy} \\ \varepsilon_{xy} \end{pmatrix}$$

E : 縦弾性係数 (Pa)

ν : ポアソン比

- (1) 内部に生じる変位場(u_x, u_y)を(V_x, V_y)と座標(x, y)を用いて表せ。
- (2) 内部に生じるひずみ($\varepsilon_{xx}, \varepsilon_{yy}, \varepsilon_{xy}$)及び応力($\sigma_{xx}, \sigma_{yy}, \sigma_{xy}$)を求めよ。
- (3) 内部に蓄えられるひずみエネルギー U (Nm)を求めよ。
- (4) 頂点Aにかかる荷重(P_x, P_y)をその点の変位(V_x, V_y)を用いて表せ。
- (5) A点の変位が($V_x = L/5, V_y = 0$)であるとき、「変位場が線形分布である」という仮定を置かない場合、どのように変形するか。その概略の形状を図示し、そのようになると考える理由を述べよ。



第2-5 原子力構造機器において生じ得る典型的な連成現象を2つ取りあげ、それぞれについて
(a)発生メカニズムと(b)構造設計上の留意点を説明せよ。

第2-6 次の問に答えよ。

- (1) 電動ポンプとタービン駆動ポンプの仕組みの違いと、安全上の違いを説明せよ。
- (2) ECCS の多様性に関して例をあげて説明せよ。
- (3) ストレーナクロッキングについて説明せよ。
- (4) リスクインフォームドインスペクションについて説明せよ。
- (5) 解放基盤表面について説明せよ。

第46回

③

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の運転制御

6問中5問を選択して解答すること。

第3—1 次の用語について簡単に説明せよ。(6問中5問を選択して解答せよ。)

- (1) IASCC
- (2) シビアアクシデント
- (3) 重要度分類
- (4) ワンロッドスタックマージン
- (5) 大気安定度
- (6) マイナーアクチニド

第3—2 原子炉の反応度制御には、大別して炉心に中性子吸収効果をもつ物質(制御材)を挿入する方法と、減速材の状態を調節する方法の2つがある。これに関して、次の問に答えよ。

- (1) 中性子吸収効果を持つ物質(制御材)として実際の原子炉で使われているものを物質形態(又は化学形態)として3つあげよ。
- (2) 減速材の状態変化により反応度が変化する原理を、具体的な減速材を例にとり中性子との相互作用の観点から簡単に説明せよ。
- (3) 通常運転時の出力調整で、減速材の状態変化で生じる反応度変化を出力制御に用いている方法を3つあげて簡単に説明せよ。なお、解答においては炉型を1つ選択してそれを明記すること。

第3 3 発電用軽水型原子炉施設における供用期間中検査において、き裂等の欠陥が検出された際の健全性評価の方法について、次の問に答えよ。

- (1) 供用期間中検査の一般事項や検査頻度、健全性評価の方法などを規定した学協会規格は何か。また、同規格における「標準検査」、「個別検査」、「追加検査」及び「継続検査」について簡潔に述べよ。
- (2) 第1種容器あるいは炉心シュラウドの超音波深傷試験により、応力腐食割れによるき裂が検出され、サイジングがなされた際の健全性評価の方法を簡潔に述べよ。
- (3) 上記の部位を想定した健全性評価において、き裂進展及び破壊評価を行う際に考慮すべき主な負荷をそれぞれ述べよ。また、想定した部位を記せ。

第3—4 発電用軽水型原子炉施設において、火災に対して考慮すべき内容について、次の問に答えよ。

- (1) 水素の発生(漏洩)源となりうる現象(機器)を通常時について3つ、事故時について1つあげ、発生(漏洩)及び蓄積を考慮すべき部位、とるべき対策について簡潔に述べよ。
- (2) 火災防護に関する審査指針では、火災検知及び消火について「火災検出装置及び消火装置は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の悪影響を限定し、早期消火を行える設計であること。」としているが、悪影響を限定するための具体的要求を簡潔に述べよ。また、早期消火を行うために考慮すべき具体的条件を5つ記せ。

第3—5 原子炉の核計測系に関して、次の問に答えよ。

- (1) 原子炉では複数の異なった種類の中性子検出器を設置し、中性子束の強度により使い分けて使用する。ある炉型を例にあげて、使用されている中性子検出器の種類と測定原理、及び特徴について述べよ。
- (2) PWR と BWR では中性子検出器の配置方法が異なる。その違いと理由について述べよ。
- (3) 炉心内の垂直方向の出力分布を測定するために移動式の検出器を使用する場合がある。その検出器の測定原理と特徴について述べよ。

第3—6 原子炉に加えられた正の反応度を測定する方法にペリオド法があるが、この方法により制御棒の反応度値を測定することを考える。

中性子束の変化が一点炉近似の動特性方程式に基づくと仮定したとき、臨界状態にある原子炉に正の反応度 ρ が加えられた後の中性子束の時間変化は次式のように書き表すことができる。

$$\phi(t) = \sum_{j=1}^7 A_j e^{\omega_j t} \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

ω_j は次の方程式の根である。

$$\rho = \frac{\omega_j \ell}{1 + \omega_j \ell} + \frac{\omega_j}{1 + \omega_j \ell} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{i,eff}}{\omega_j + \lambda_i} \dots \dots \dots \textcircled{2}$$

ここで、 $\beta_{i,eff}$ は第 i 群の実効遅発中性子生成割合、 ℓ は中性子寿命、 λ_i は第 i 群の遅発中性子先行核の崩壊定数である。

次の問に答えよ。

- (1) 反応度が加えられた後の①式中の中性子束の時間変化を図示し、その図を元にペリオド法について説明せよ。その際、②式との関係についても述べること。
- (2) ペリオド法を行ううえでの注意事項について述べよ。
- (3) 1本の制御棒について単位引き抜き量あたりに炉心に加えられる反応度 ($\frac{d\rho}{dz}$: 微分反応度) は制御棒の位置によって異なる。この微分反応度を制御棒の全ストロークにわたって測定する方法について述べよ。
- (4) 垂直方向に均一な体系において、微分反応度を制御棒挿入位置の関数として図示せよ。
- (5) 原子炉の運転を継続して燃料の燃焼が進んだとき、微分反応度はどのように変化するか述べよ。また、その理由についても述べよ。

第46回

④

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題の全文を写し取る必要はない。)

(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6問中5問を選択して解答すること。

第4-1 原子炉燃料の照射挙動に関する下記の事項について簡単に説明せよ。

- (1) サンバースト
- (2) FCCI
- (3) ベレットのつぶみ形変形
- (4) ボーイング

第4-2 下記に示した非破壊検査法のうち4方法を選び、①原理、②対象となる欠陥や劣化事象、③特徴について簡単に説明せよ。

- (1) フェーズドアレイ型超音波探傷法
- (2) 2次クレーピング波を用いた超音波探傷法
- (3) レーザー超音波探傷法
- (4) 電位差法
- (5) リモートフィールド渦電流探傷法
- (6) アコースティックエミッション法
- (7) サーモグラフィ法

第4—3 以下の文章のうち、正しいものには○印を、誤っているものには×印を番号と共に記せ。
また、×印を記したものについては、誤りの部分を指摘し修正せよ。

(解答例 (II) ○

(12) × 温度は上昇する → 温度は低下する)

- (1) 燃料ペレットからのFPガス放出率を低減するために、 UO_2 の結晶粒を大きくした大粒径ペレットを用いる方法がある。これは、核分裂で生じるFPガス原子が結晶粒界まで拡散する距離を長くし、拡散時間を増大させるものである。
- (2) 軽水炉の使用条件では、ジルカロイ被覆管の強度は $1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2 (E > 1 \text{ MeV})$ 程度までの高速中性子照射により急激に増加し、それ以上の照射量では減少する傾向にある。
- (3) BWR燃料被覆管にはジルコニウムをジルカロイ-2管に内張りしたZrライナー管が使用されており、ライナー層の機能により燃料被覆管のクリープダウンを防止して燃料の性能と信頼性を向上させてきている。
- (4) 焼きしまりは、高速中性子により製造時気孔が収縮、消滅し、 UO_2 ペレットが収縮する現象であり、主に 1000°C 以下の低温で数GWd/tまでの低燃焼度で見られるのが特徴である。
- (5) 照射中の UO_2 ペレット内には、中心部で高く周辺部で低い温度分布が生じる。このため、ペレット周方向に引張の熱応力が生じ、ペレットは照射開始時の出力上昇中に割れる。
- (6) FPガススエリングは、FPガスが粒内気泡、粒界気泡として析出し、照射中にFPガス気泡の合体や気泡成長することによってペレット体積が増加する現象である。FPガススエリングは、燃料温度や燃焼度の照射条件にほとんど依存しない。
- (7) 酸化物燃料においては、固体の核分裂生成物の化学的ふるまいは、希土類元素のように燃料マトリックスに酸化物として固溶するもの、貴金属元素のように金属として析出するもの、Ba、Zrのように酸化物として析出するもの、Cs、Iのように揮発性のものに分類される。
- (8) デブリフレティングとは、燃料破損の一つの原因であり、1次冷却材中に混入した異物が燃料集合体の下部支持格子の下端位置等の狭くなった部分に滞留し、冷却材流れにより異物が接触する被覆管表面を磨耗、損傷させる現象である。
- (9) 高温ガス炉燃料に用いられる被覆燃料粒子は、燃料核と呼ばれる微小球燃料を熱分解炭素層や炭化チタン層によって多重に被覆したものである。
- (10) 研究炉や材料試験炉では、以前は高濃縮ウランを用いていたが、現在はウラン-モリブデン合金などの高ウラン密度の燃料を用いることにより、低濃縮ウランに切り替えた炉が多い。

第4-4 以下の文章は、原子炉用燃料及び材料の検査について述べたものである。□に入るべき適切な語句又は数値を下表から選び、番号と共に記せ。なお、同じ番号の□には、同じ語句又は数値が入る。(解答例 (11)一原子炉)

- (1) 検査方法については □①□ と □②□ があるが、燃料体のふるまい上重要な事項であるものに対しては □①□ をするが、工程どおりに作ればある範囲内の特性を持った製品のできることがほぼ確実な時には □②□ をする。
- (2) 放射線を利用する透過検査のうちで、欠陥検査用として最も一般に用いられているのは □③□ と □④□ である。
- (3) 被覆管の超音波による欠陥探傷検査において、通常使用される斜角探傷法の場合には、超音波のうち周波数が □⑤□ の範囲の □⑥□ が用いられ、管表面にある微細な欠陥を検出することができる。
- (4) 軽水炉用燃料内部には □⑦□ ガスが封入されているので、溶接部等に □⑧□ があるかどうかを検査するために、質量分析型の検出装置が用いられる。
- (5) 高速炉用燃料棒に使用されるラッピング・ワイヤーのような針金状のものの欠陥検査に対しては、□⑨□ が用いられる。
- また、必要経費が少ないことと合わせて、素材の表面われ等の検査に有効なものとして □⑩□ がある。

空 気	破壊検査	浸透探傷法	縦 波	X 線
抜取検査	内部欠陥	β 線	窒 素	表面欠陥
表面波	アルゴン	非破壊検査	電子線	横 波
音響放射法	全数検査	渦電流探傷法	貫通欠陥	
γ 線	ヘリウム	1 ~ 10 MHz	30 ~ 50 MHz	
70 ~ 100 MHz	300 ~ 500 MHz			

第4-5 以下の文章は、構造物に生じる応力とそれにかかわる事象について述べたものである。

□□□□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の□□□□には同じ語句が入る。(解答例 ⑪—原子炉)

- (1) □①□ は、外的な荷重によって生じる応力であり構造物の変形及び破壊を支配する重要な応力である。□①□ が全構造断面において、使用材料の □②□ を越えると構造物には □③□ が生じ、さらに破壊へと進展する。
- (2) 球殻や円筒殻などに構造上の不連続及び応力集中がない場合に、圧力又は機械的荷重によって生じる □①□ を □④□ と呼ぶ。一方、球殻や円筒殻などにおいて構造の形状変化によって生じる局所的な応力は、□⑤□ と呼ばれている。
- (3) 部材の自己拘束性によって生じる応力を □⑥□ と呼ぶ。部材の温度変化によって生じる □⑦□ は、□⑥□ に分類する。
- (4) 構造物に曲げ変形が加えられたときには、□⑧□ が生じる。□⑧□ は、一般に引張りあるいは圧縮成分と重畳する。
- (5) □⑨□ は、部材に生じている最大の応力であるが、大きい変形は伴わないのが特徴である。切欠による集中応力や □⑦□ などが □⑨□ として分類される。これが繰り返し~~直~~負荷されることで破壊の一種である □⑩□ が生じることが知られている。
返

第4-6 以下の文章は、ウラン、プルトニウム及び混合酸化物燃料(MOX 燃料)に関する事項について述べたものである。□□□□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の□□□□には同じ語句が入る。

(解答例 ⑩—核分裂)

- (1) 熱中性子による ^{235}U と ^{239}Pu からの核分裂収率を比較すると、パラジウム等の貴金属元素の収率は □①□ からの方が大きく、希ガスの □②□ の収率は ^{235}U からの方が大きい。
- (2) PuO_2 の結晶構造は UO_2 と同じ □③□ 型構造であり、これらの混合酸化物は固溶体を形成する。混合酸化物の融点は、プルトニウム含有率の増加とともに □④□ する。
- (3) 燃料中にヘリウムが生成される機構には、 □⑤□ , □⑥□ 及び □⑦□ がある。MOX 燃料では、主に □⑤□ のためにヘリウム生成量が UO_2 燃料の場合に比べて多くなる。
- (4) MOX 燃料のクリープ速度は、 UO_2 燃料に比べて □⑧□ ので、□⑨□ の緩和の面からは好ましい。
- (5) 使用済みの軽水炉 MOX 燃料では、 UO_2 燃料の場合に比べて、プルトニウムのほかに超ウラン元素であるアメリシウム及び □⑩□ の含有量が大幅に多くなる。

5

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6 問中 5 問を選択して解答すること。

第 5—1 次の用語について簡単に説明せよ。

- (1) β 壊変
- (2) 核異性体転移
- (3) ルミネッセンス
- (4) コンプトン散乱(又はコンプトン効果)
- (5) 電子対生成

第 5—2 次の文章中の に当てはまる適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の には同じ語句が入る。(解答例 ①—原子炉)

- (1) (株)CO ウラン加工工場における臨界事故を教訓として、緊急被ばく医療のあり方が原子力安全委員会から提言された。この中の緊急被ばく医療体制とは、 ① 被ばく医療、 ② 被ばく医療、 ③ 被ばく医療の3つの体制で構成される。 ① 被ばく医療では応急処置を行うとともに、 ④ 汚染の把握、スクリーニング、被ばく線量測定、創傷汚染の除去や汚染の拡大防止措置を行う。
- (2) 被ばく者に対する原子力施設内の対応としては、前述の措置の他に心肺蘇生や止血等の応急措置がある。 ① 被ばく医療を担う救急医療機関は、原子力施設から搬送されてくる被ばく患者の ⑤ 診療を念頭においたもので、事業所内の医療機関あるいは近隣の医療機関である。これに対して、 ② 被ばく医療機関は、被ばく患者の ⑥ 診療を念頭においており、県立または国立の医療機関である。また、 ③ 被ばく医療機関は、放射線医学総合研究所などを中心として高度の先進医療を提供できる機関である。
- (3) 内部被ばくの場合の被ばく低減のための医療処置には、 ⑦ 被ばくの際のヨウ化カリウム剤の投与、²³⁹Pu や ²⁴¹Am の摂取の際の ⑧ 剤の投与、¹³⁷Cs や ²⁰⁴Tl の摂取の際の ⑨ の投与等がある。また、被ばくにより体内に遊離基が生成された際、これを除去する働きを持っている ⑩ などのSH化合物の投与が知られている。

問5—3 廃液中の ^{90}Sr の放射能濃度を測定するために、廃液 500 cm^3 を採取し、そこに含まれている ^{90}Sr を化学的処理により分離し(収率90%)、測定用試料として調整した。

このとき次の問に答えよ。ただし、試料測定中の ^{90}Sr の減衰は無視する。

(1) 調整した ^{90}Sr 測定用試料の放射能を測定するために、ベータ線用放射能測定器を用いた。あらかじめ、この測定器の測定効率を相対測定により決定するため、測定用試料と同じ形状・状態の ^{90}Sr 標準試料(放射能: 1 kBq)を作製し、測定試料と同じ測定条件で測定を行った結果、1分間測定で21,000カウントとなった。このとき、この測定器のバックグラウンド計数を10分間で600カウントとすると、この測定器の測定効率が何%となるか、計算式を示して答えよ。

また、この ^{90}Sr 標準試料の線源効率を50%とすると、使用した測定器の機器効率は何%であるか、計算式を示して答えよ。

(2) (1)の測定器を用いて、 ^{90}Sr 分離直後の測定用試料を測定したところ、10分間測定で、1,500カウントとなった。このとき、測定用試料に含まれる ^{90}Sr の放射能(Bq)及び元の廃液中の ^{90}Sr の放射能濃度(Bq/cm³)を計算式を示して答えよ。

(3) この測定条件において、検出下限計数率を、正味計数率で1分当たり10カウントとすると、 ^{90}Sr の検出下限値(Bq)はいくらか、計算式を示して答えよ。

(4) この測定試料の放射能が、3週間後にはおおよそどのように変化しているかをその理由と共に答えよ。

問5-4 図1に示したような円筒型ガス入り検出器の中心線を陽極、円筒を陰極として電圧を印加すると、放射線によってガス中に作られた陽イオン・電子対がそれぞれ電極に向かって移動し、外部回路に電流が流れる。このような検出器の印加電圧を変化させたとき、電極に集められるイオン対の数と印加電圧の関係はおおよそ図2のようになり、各電圧領域が、A：①, B：電離箱領域、C：比例計数領域、D：GM計数領域及びE：②と呼ばれる特徴的な変化を示す。

次の問に答えよ。

- (1) 上記文中の に入るべき適当な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ③—赤外領域)

- (2) A、B、C、D及びEの各電圧領域における検出器としての特徴を入射放射線と電極に集められるイオン対の数の関係に着目して、各電圧領域ごとに簡単に記せ。

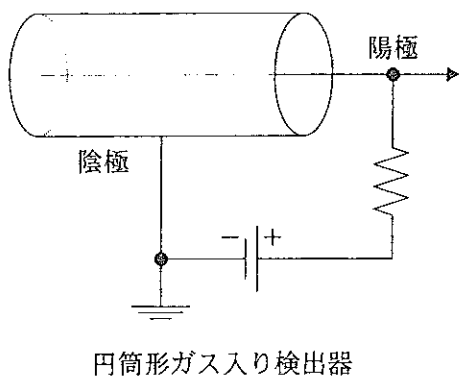


図1

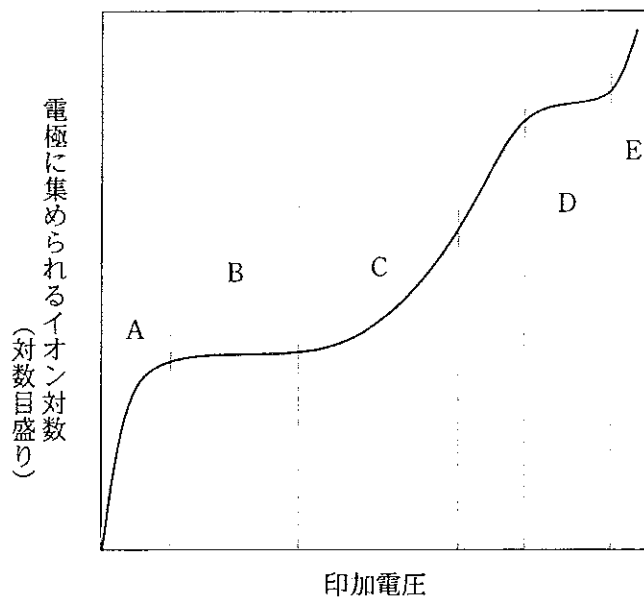


図2

第5—5 ICRPの基本勧告における放射線防護の生物学的側面の考え方及び職業被ばくに対する線量限度について次の問に答えよ。

- (1) 電離放射線による人体への身体的影響及び遺伝的影響について、それぞれの特徴を簡単に説明せよ。
- (2) 人体への確定的影響及び確率的影響について簡単に説明せよ。
- (3) 放射線防護における人体への確定的影響及び確率的影響の例を2つずつ記せ。
- (4) 放射線防護の目的として、確定的影響及び確率的影響を制御するために採られている考え方を簡単に説明せよ。
- (5) 放射線業務従事者等の職業被ばくに対する線量限度を、実効線量の他に眼の水晶体、手先及び足先の等価線量に適用している。その理由を簡単に説明せよ。

第5—6 次の文章の の部分に入る最も適切な語句又は数値を解答群から選び、番号と共に記せ。(解答例 ㉑—原子炉)

- (1) γ 線のエネルギーを測定するには、エネルギー分解能の高い ① が用いられる。
- (2) 生物学的線量計として、ヒトの歯の ② が用いられる。
- (3) 人体が被ばくした空気カーマが同じでも、骨髄の ③ は軟組織のそれより大きい。
- (4) 電子式線量計の検出器には ④ が用いられている。
- (5) 電離箱式サーベイメータの検出器には ⑤ が用いられている。
- (6) 速中性子検出器には ⑥ が適している。
- (7) 生殖細胞の被ばくによる子孫への影響は、直接法とマウスの実験データから推定された ⑦ を用いる方法の2つで評価されている。
- (8) ヒトの胎内被ばくによる重度精神発達遅滞の発生率は、受精後 ⑧ を過ぎる被ばくでは減少する。
- (9) 数Gyの全身急性被ばくにより末梢血液中で最も遅く減少するのは ⑨ である。
- (10) 皮膚の萎縮や毛細血管拡張症は ⑩ である。
- (11) 1Gy程度の全身被ばくを1回受けたときに発生する可能性のある放射線障害は、 ⑪ である。
- (12) 空気カーマは、 ⑫ に適用される ⑬ である。
- (13) 人体に摂取された ⑭ 及び ⑮ は、身体内にほぼ均等に分布する。
- (14) 校正とは、測定すべき基準となる ⑯ と測定器の ⑰ を比較し、両者の関係を明らかにすることである。
- (15) 人類が自然放射線から受けている平均年線量は、ラドンからの寄与を除けば、地殻からの ⑱、宇宙線からの ⑲ 及び食餌からの内部被ばく ⑳ とされている。

解答群

- | | | | | |
|----------|-------------------------|---------------------|--------------------------|----------------|
| ・15週 | ・倍加線量 | ・赤血球 | ・NMR | ・液体シンチレーション検出器 |
| ・0.5 mSv | ・ ⁴⁵ Ca(塩化物) | ・0.4 mSv | ・Si半導体検出器 | |
| ・空気等価物質 | ・0.7 mSv | ・早期障害 | ・皮膚の紅斑 | ・物理量 |
| ・25週 | ・指示値 | ・NaI(Tl)シンチレーション計数管 | ・ ¹³⁷ Cs(塩化物) | |
| ・高原子番号物質 | ・非荷電放射線 | ・白血球の減少 | ・照射線量 | |
| ・0.3 mSv | ・ESR | ・実用量 | ・ ³ T(水) | ・吸収線量 |
| ・計測量 | ・0.2 mSv | ・晩発障害 | ・0.6 mSv | ・Ge半導体検出器 |
| ・荷電放射線 | | | | |

第46回

⑥

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題の全文を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉に関する法令

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「原子炉等規制法」とは、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をいい、「主務省令」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則」又は「実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則」をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか1つの規則に基づいて解答すればよい。

5問について解答すること。

第6—1 次の間に答えよ。

- (1) 原子炉等規制法第35条第1項の規定により、原子炉設置者が毎日1回以上、放射線業務従事者であって管理区域に常時立ち入るものに原子炉施設について巡視を義務づけている。この巡視の際、点検を義務づけている施設として電源、給排水及び排気施設があるが、それ以外に義務づけている施設及び設備を2つあげよ。
- (2) 原子炉等規制法第35条第1項の規定により、原子炉施設を設置した工場又は事業所において行われる放射性廃棄物の廃棄に関し、原子炉設置者が採らなければならない措置のうち、液体状の放射性廃棄物を排水施設により排出する場合の措置について、具体的に答えよ。
- (3) 以下の記述は、原子炉等規制法第40条の規定により、選任することとされている原子炉主任技術者について述べたものである。□□□□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ⑦—原子炉主任技術者)

原子炉等規制法によると、原子炉設置者は、原子炉の□□①□□に関して□□②□□の監督を行わせるために、原子炉主任技術者免状を有している者から原子炉主任技術者を選任する義務がある。また、原子炉ごとに選任するが、兼任が可能であり、その条件は「□□③□□原子炉であること」である。

この原子炉主任技術者に関して原子炉等規制法は、次の二つの義務を規定している。列挙すると、

- ・原子炉主任技術者は、□□④□□
- ・□□⑤□□する者は、□□⑥□□

原子炉主任技術者が原子炉等規制法又は同法に基づく命令の規定に違反したときは、主務大臣は、原子炉設置者に対し、原子炉主任技術者の解任を命ずることができる。

なお、原子炉設置者は、原子炉主任技術者を選任したときは、選任した日から30日以内に、その旨を主務大臣に届け出なければならない。解任したときも同様である。

第6—2 原子炉等規制法第64条(危険時の措置)に関し、災害が発生した場合において原子炉設置者のとるべき措置を記述せよ。

- (1) 原子炉施設に火災が起こり、又は原子炉施設に延焼するおそれがある場合の応急の措置
- (2) 核燃料物質を他の場所に移す余裕がある場合の応急の措置
- (3) 放射線障害の発生を防止するため必要がある場合の応急の措置
- (4) 核燃料物質による汚染が生じた場合の応急の措置
- (5) 放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者がいる場合の応急の措置

第6—3 原子炉等規制法第34条の規定に基づく記録について、下記の表は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則において記録事項、記録すべき場合及び保存期間に関するものである。□に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の□には同じ語句が入る。

(解答例 ①—東京)

記 録 事 項	記録すべき場合	保存期間
1 原子炉施設の保守管理記録 略	略	略
2 運転記録 イ 熱出力並びに炉心における □①及び□②	□③	10年間
ロ 原子炉本体の入口及び出口に おける冷却材の温度、圧力及び 流量	運転中1時間ごと	10年間
ハ □④の位置	運転中1時間ごと	1年間
ニ □⑤内の温度	運転中1時間ごと	1年間
ホ 原子炉に使用している冷却材 及び減速材(流体のものに限 る。)の□⑥並びにこれら の毎日の補給量	毎日1回	1年間
ヘ 原子炉内における燃料体の配 置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間
ト 運転開始前及び運転停止後の 原子炉施設の点検	開始及び停止の都度	1年間
チ 運転開始、臨界到達、運転切 替え、緊急しゃ断及び運転停止 の日時	その都度	1年間
リ 運転責任者及び運転員の氏名 並びにこれらの者の交代の日時 及び交代時の引継事項	運転開始及び交代の都度	1年間
3 燃料体の記録 イ 燃料体(使用済燃料を除く.) の種類別の受渡量	受渡しの都度	10年間
ロ 原子炉への燃料体の種類別の 挿入量	挿入の都度	取出後10年間
ハ 使用済燃料の種類別の取出量	取出しの都度	10年間
ニ 取り出した使用済燃料の □⑦	取出しの都度又は毎月1 回	10年間

ホ 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間
ヘ 使用済燃料の種類別の払出量、その取出しから払出しまでの期間及び (8)	払出しの都度	10年間
ト 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間
4 放射線管理記録 イ 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の (9) における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
ロ 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間
ハからヌは略	略	略
5 原子炉施設等の事故記録 イ 事故の発生及び復旧の日時	その都度	(10)
ロ 事故の状況及び事故に際して採った処置	その都度	(10)
ハ 事故の原因	その都度	(10)
ニ 事故後の処置	その都度	(10)
6 気象記録 略	略	略
7 保安教育の記録 略	略	略
8 解体記録 略	略	略
9 第7条の3の品質保証計画に関する文書及び品質保証計画に従った計画、実施、評価及び改善状況の記録(他の号に掲げるものを除く。)	当該文書又は記録の作成又は変更の都度	当該文書又は記録の作成又は変更後5年が経過するまでの期間
10 第15条の2の規定による原子炉施設の定期的な評価の結果 略	略	略

第6—4 平成14年12月の法律改正に伴い、実用発電用原子炉施設については平成15年10月に、試験研究用原子炉施設については平成16年2月にそれぞれ主務省令が改正され、新たな安全規制が適用されている。以下の文章のうち、この新たな安全規制を正しく述べているものには○印を、間違っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印を記したものについては、その理由を簡単に述べよ。

- (1) 原子炉設置者に対して、適切な品質保証体制の確立について定期検査要領への記載と品質マネジメントシステムの認証取得を義務付けた。また、その品質保証活動の責任を経営層に持たせることとした。
- (2) 原子炉設置者は、発電用原子炉施設について保守管理目標を設定し対象設備等に応じた保全計画を作るなど保守管理活動の確立が求められている。国は保安検査を通じて、このような事業者の保守管理活動の確立状況を確認することとなった。
- (3) 従来、10年ごとに任意で実施されてきた原子力発電所等の運転経験や最新の技術的知見の反映状況等を評価する定期安全レビューについて、定期的な評価として保安規定に規定することとなった。この定期的な評価の要求項目として確率論的安全評価があげられているが、高経年化対策の検討については任意でよいこととなった。
- (4) 実用発電用原子炉施設については、平成15年10月に独立行政法人原子力安全基盤機構が設立され、国が実施していた使用前検査や施設定期検査のうちの一部について担当することとなった。
- (5) 原子炉施設の事故・故障に係る国への報告については、従来省令と通知や通達に基づき行われていたが、報告の基準をより明確化するとの観点から、改正が行われた。次の基準は、改正された報告基準の一部である。

（原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域に立ち入る者について被ばくがあったときであって、放射線業務従事者の当該被ばくに係る実効線量が5ミリシーベルト、放射線業務従事者以外の者にあつては1ミリシーベルトを超え、又は超えるおそれのあるとき。

- (6) 国の報告徴収権限が強化され、原子炉設置者から報告徴収を行った場合、直接、原子力施設の保守点検を行った事業者に対しても必要な報告をさせることが可能となった。また、虚偽の報告をした者に対する罰則も強化された。

第6—5 次の文章のうち、正しいものについては○印を、間違っているものについては×印を番号と共に記せ。また、×印を記したものについては、その理由を簡単に述べよ。

- (1) 原子炉等規制法第24条(許可の基準)第1項第3号の規定は、原子炉設置者に原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があり、かつ、原子炉の運転を適確に遂行するに足りる運転要員がいることとされている。
- (2) 主務大臣は、原子炉設置者及びその従事者が保安規定を守らなかったときは、50万円以下の罰金又は1年以内の期間を定めて原子炉の運転の停止を命ずることができる。
- (3) 原子炉設置者は、保安規定を定め、原子炉の運転開始前に、主務大臣の認可を受けなければならないとされているが、主務大臣は、保安規定が核燃料物質、核燃料物質によって汚染されたもの又は原子炉による災害の防止上十分でないと認めるときは、認可をしてはならない。
- (4) 原子炉等規制法第38条第1項の規定により、試験研究の用に供する原子炉を解体しようとする者は、使用済燃料を搬出の上、解体に着手する60日前までに解体の方法等を記載した届出書を文部科学大臣に提出しなければならない。
- (5) 原子炉等規制法第37条第5項の規定に定める保安規定の遵守状況の検査は、発電の用に供する原子炉にあっては、経済産業大臣が指定する職員が毎年4回行う。
- (6) 原子炉設置者は、原子炉ごとに4月1日を始期とする次年度の運転計画を作成し、3月31日までに主務大臣に届け出なければならない。これを変更したときも同様とする。
- (7) 原子炉設置者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反する事実がある場合においては、原子炉設置者の従業者は、その事実を内閣総理大臣に申告することができる。
- (8) 原子炉設置者又は原子炉設置者から運搬を委託された者は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場等の外において運搬する場合においては、主務省令で定める技術上の基準に従って保安のために必要な措置を講じなければならない。
- (9) 原子炉等規制法第72条の4の規定により原子炉設置者又は原子炉施設の保守点検を行う事業者は、主務大臣が原子炉等規制法第72条の3第1項又は第2項の規定に基づく報告に係る事項について調査を行う場合においては、当該調査に協力しなければならない。

第 47 回

①

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題を書し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 理 論

6 問中 5 問を選択して解答すること。(各問 20 点の 100 点満点)

第 1—1 熱中性子炉に関する次の事項について、簡潔に説明せよ。

- (1) 制御棒の相互干渉効果の意味
- (2) 均質炉よりも非均質炉の方が無限中性子増倍率 k_{∞} が大きくなる理由
- (3) 1 本の制御棒価値を 1 \$ (ドル) 以上にはならない理由
- (4) 核分裂によってエネルギーが発生する理由

第1-2 ^{235}U , ^{10}B , ^1H からなる物質を用いて半径 31.4 cm の球形原子炉を真空中に作ったとして、次の問に答えよ。なお、(1)~(9)については、下表の数値データを用いて有効数字 2 桁で求めること。解答にあたってマクロ輸送断面積 Σ_t は $\Sigma_t = \Sigma_f + \mu_0 \Sigma_s$ とする。

- (1) Σ_a (マクロ吸収断面積)
- (2) $\nu \Sigma_f$ (マクロ核分裂断面積 $\times \nu$)
- (3) Σ_t (マクロ全断面積)
- (4) λ (平均自由行程)
- (5) D (拡散係数)
- (6) L (拡散距離)
- (7) k_∞ (無限中性子増倍率)
- (8) B_m^2 (材料バックリング)
- (9) B_g^2 (幾何学的バックリング)
- (10) この原子炉が臨界になるか簡潔に説明せよ。

		単 位	^{235}U	^{10}B	^1H
σ_c	ミクロ捕獲断面積	barn	100	0	0
σ_a	ミクロ(n, α)断面積	barn	0	5000	0
σ_f	ミクロ核分裂断面積	barn	500	0	0
σ_s	ミクロ散乱断面積	barn	0	0	20
ν	ν 値	—	2.5	0	0
μ_0	平均余弦	—	0	0	0.7
A	原子量	—	235	10	1
ρ	密度	$\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$	0.235	0.0012	0.5

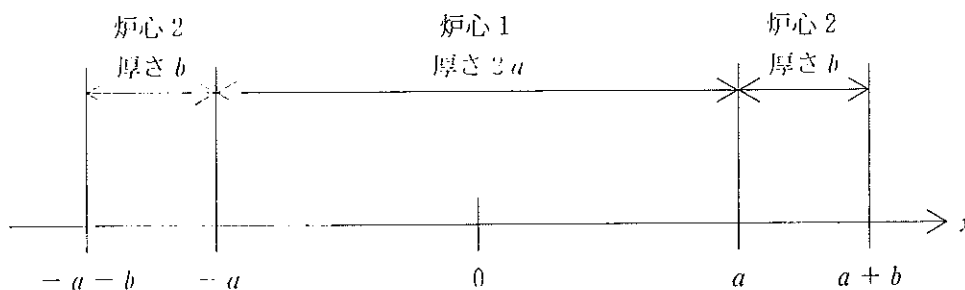
第1—3 次の(1)~(8)の記述は、すべて中性子スペクトルと減速に関するものである。この記述で正しいものには○印、誤っているものには×印、どちらともいえない場合は△印を番号と共に記せ。また、×印又は△印を記したものについては、その理由を簡潔に説明せよ。

(解答例 (9) ○ (10) ×—その理由 (11) △—その理由)

- (1) 核分裂スペクトルの平均値はおよそ2 MeV である。
- (2) 中性子の水素との弾性散乱では中性子は後方に散乱しない。
- (3) 減速領域のスペクトルは、第一近似では速さすなわち中性子エネルギーの平方根に逆比例する。
- (4) 減速材の選択においては、減速能を指標とすればよい。
- (5) 中性子年齢は2群拡散理論の高速中性子の拡散面積に等しい。
- (6) 減速密度はその独立変数が中性子エネルギー E 、レサジー u によって変わらないが、衝突密度はそれぞれの値が違う。
- (7) 親物質の中性子共鳴吸収のドップラー効果は燃料温度が上がると、実効共鳴積分を増加させ、共鳴を逃れる確率を減少させる。
- (8) 軽水炉の熱中性子スペクトルは、媒質温度と同じ温度のマックスウエル分布をする。

第1-4 真空中に置かれた2領域無限平板原子炉を考える。この原子炉は、下図の通りに構成されており、各領域はそれぞれ下表に示す断面積を持つ。拡散理論に基づき、この原子炉に対する次の問に答えよ。なお、補外距離は無視してよい。

- (1) この原子炉に対する拡散方程式と境界条件を記せ。
- (2) $k_{\infty 1} > 1$, $k_{\infty 2} = 1$ の場合について拡散方程式を解き、炉心1および2の中性子束分布を求めよ。
- (3) $k_{\infty 1} = k_{\infty 2} > 1$ としたときの中性子束分布ならびに中性子束ビーキング係数を求めよ。
なお、中性子束ビーキング係数=最大中性子束/平均中性子束である。
- (4) 原子炉内の中性子束分布を平坦化するには、炉心1および2の無限中性子増倍率をどのようにすればよいか、簡潔に説明せよ。



	炉心1	炉心2	備 考
拡散係数	D		炉心1と炉心2は同じ値を持つ
吸収断面積	Σ_a		炉心1と炉心2は同じ値を持つ
無限中性子増倍率	$k_{\infty 1}$	$k_{\infty 2}$	—
中性子束分布	$\phi_1(x)$	$\phi_2(x)$	—

第1—5 原子炉の炉心にランプ状(時間とともに直線的に増加)の大きな反応度が添加された。反応度添加率は $\dot{\rho}$ である。またこの添加時間中に反応度フィードバックはないものと仮定する。次の問に答えよ。

- (1) 即発臨界になるまでの時間 t_p を求めよ。
- (2) 遅発中性子を無視した動特性近似で、初期出力 P_0 に対する即発臨界時の出力 $P(t_p)$ を求めよ。
- (3) $l_n(P(t_p)/P_0)$ は反応度添加率 $\dot{\rho}$ の増加とともにどのように変化するか。

第1—6 親物質を含まない1種類の核分裂性核種だけを燃料とする無限大熱中性子炉がある。中性子は熱中性子のみであり、高速核分裂、共鳴吸収、核分裂生成物による反応度効果はないと仮定する。次の問に答えよ。

- (1) 燃料核種のミクロ吸収断面積を σ_F 、その初期原子数密度を N_0 、炉心の初期中性子束を ϕ_0 としたとき、この原子炉を出力(燃料燃焼速度)一定で運転した時の燃料核種の原子数密度 N と中性子束 ϕ の時間変化を求めよ。
- (2) 燃料核種の中性子吸収あたりの核分裂中性子数を η 、燃料、減速材、制御棒のマクロ吸収断面積をそれぞれ Σ_F 、 Σ_M 、 Σ_C とする。この原子炉を臨界に保つために必要な制御棒のマクロ吸収断面積 Σ_C を表す式を求めよ。
- (3) この原子炉の運転可能期間を求めよ。なお、減速材のマクロ吸収断面積 Σ_M を一定と仮定し、余剰反応度は考えなくてよい。

②

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
 (問題を写し取る必要はない。)
 (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉の設計

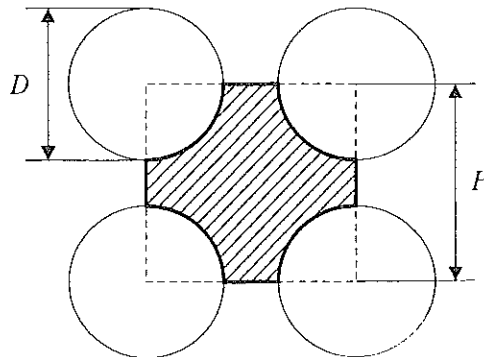
6 問中 5 問を選択して解答すること。(各問 20 点の 100 点満点)

第 2—1 直径 D [m]、長さ L [m] の円柱状の燃料棒が、ピッチ P [m] で正方格子状に並んでいる。すべての燃料棒で下記の線出力密度 q' [W/m] で発熱しているものとする。

$$q'(z) = A \sin\left(\frac{\pi z}{L}\right)$$

ただし、 z [m] は垂直方向の座標で、 $z = 0$ は燃料棒の下端とする。格子状に並んだ燃料棒の間隙を流路として、下から冷却材を質量速度 G [kg/m²s] で流入させる。冷却材の入口温度は T_0 [°C]、冷却材の密度は ρ [kg/m³]、比熱は C [J/kg°C] とする。燃料棒は等間隔で無限の本数が並んでいるものとする。次の問に答えよ。

- (1) 燃料棒表面での熱流束 q'' [W/m²] を z の関数として求めよ。ただし、周方向に熱流束分布は生じないものとする。
- (2) 流路の断面は下図中の斜線で示されるような、4 本の燃料棒で囲まれた形状になる。この流路に流れる冷却材の質量流量 W [kg/s] を求めよ。
- (3) 冷却材の垂直方向温度分布 $T(z)$ [°C] を求めよ。ただし、相変化は生じないものとする。
- (4) この流路の水力等価直径 [m] を求めよ。



第2-2 加圧水型原子炉の定格出力運転中に、一次系配管の小口径破断によって冷却材喪失事故 (LOCA)が生じた場合を想定する。次の問に答えよ。

- (1) 冷却材の流出に伴って一次系圧力が低下すると、破断口上流の冷却材はサブクール度が減少して飽和となり、その後、クオリティが徐々に増加する。

破断口が、比較的長い枝管の先に生じた場合(図1)と、配管側面などに割れ目状に生じた場合(図2)の2種類の場合に対して、縦軸に破断流の質量流束、横軸を破断口上流の冷却材のサブクール度とクオリティとするグラフを示し、その理由を説明せよ。

ただし、破断口上流の冷却材は均一に混合しているものとする。

- (2) 原子炉がトリップし、主循環ポンプが停止して水単相の自然循環になった時、炉心の中央高さおよび蒸気発生器の伝熱管の中央高さを各々、熱中心および除熱中心として近似した場合、自然循環流量の概略値 W を求める式を示せ。

ただし、熱中心と除熱中心の高低差を H 、炉心の発熱量を Q 、流路の代表面積と流動抵抗の総和を A, K 、冷却材の比熱と膨張係数を c, β 、重力加速度を g とし、一次系の冷却材温度 T は高温側、低温側で各々、一様であり、冷却材の密度は $\rho = \rho_0 [1 - \beta (T - T_0)]$ で表されるものとする。

- (3) 非常用炉心冷却系 (ECCS) のうち高圧注入系の故障などにより、一次系の冷却材量が減少し続けた場合、自然循環流量の変化を冷却材量の関数としてグラフによって示し、経時変化について簡潔に説明せよ。

ただし、炉心熱出力は定格値の2%程度以下に低下して一定であり、蒸気発生器二次側には十分な水位が確保されているものとする。なお、加圧器内の冷却材の影響は無視してよい。

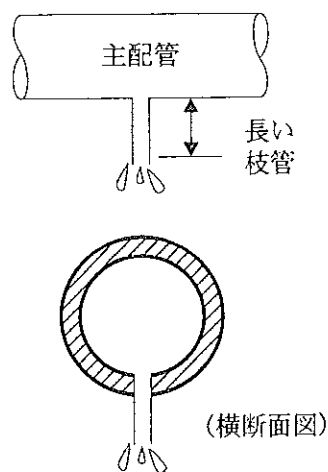


図1 枝管の破断口

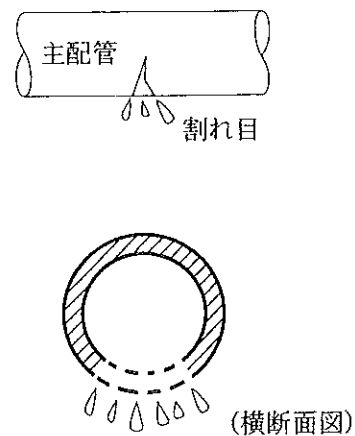


図2 割れ目状の破断口

第2 3 プール型の研究炉(下図)が、定格運転中であることを想定する。次の問に答えよ。

- (1) 循環流路において配管が2本に分岐して熱交換器などを通り、再び集合して循環ポンプを
通ってプールに還流する場合、配管A、Bの流量 G_A 、 G_B (kg/s)を求めよ。

ただし、 H_P :ポンプ水頭(m)、 ρ_L :冷却水密度(kg/m³)、 K_A 、 K_B :配管A、Bの抵抗
係数(熱交換器、流量計測用オリフィス、流量調節弁などの寄与を含む)、 K_C :他の流路
の抵抗係数の和(循環流路の他の配管や炉心部の寄与を含む)とする。ここで、 ρ_L の温度
による変化は無視できる程度であり、循環流路の配管の内径 d (m)は配管A、Bやポンプ
前後の配管をはじめ、全て同一で、抵抗係数は d に対する規格値とする。ただし、式の
導出に必要なパラメータが他にも有れば、適宜定義せよ。

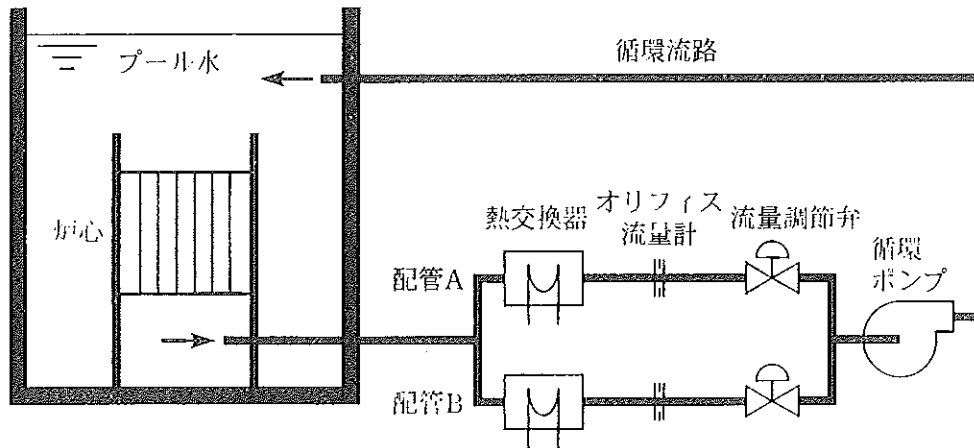
- (2) 配管Aの流量調節弁が誤って全閉となった場合、循環流路の流量変化について、縦軸
を揚程、横軸を流量とするグラフ上に、ポンプの揚程曲線および循環流路の抵抗曲線の概
略を図示し説明せよ。

ただし、循環ポンプの揚程曲線は次の簡略表現を行うものとする。

$$H_P = H_0 - aG^b$$

ここで、 H_P :ポンプ水頭(m)、 H_0 :締切り水頭(m)、 G :流量(kg/s)、 a :抵抗係
数、 b :流量指数とする。

- (3) 何らかの原因によってプール水温が上昇し、冷却水のサブクール度が著しく低下した場
合、循環流路内においてキャビテーションが発生する可能性について簡潔に説明せよ。



プール型研究炉

第2—4 断面は円形であり、断面積 $S[\text{m}^2]$ が長手方向に線形に変化する細長い棒がある。ただし、長さは $L[\text{m}]$ 、左端の断面積を $S_1[\text{m}^2]$ 、右端の断面積を $S_2[\text{m}^2]$ ($S_1 > S_2$) とする。材料は線形弾性体でありヤング率を $E[\text{Pa}]$ とする。次の問に答えよ。

(1) 図1に示すように、両端に引張り荷重 $P[\text{N}]$ を加えるとき、棒内部に発生する応力 $\sigma[\text{Pa}]$ 、ひずみ $\varepsilon[\text{m/m}]$ 及び全体の伸び $\delta[\text{m}]$ を求めよ。

(2) 図2に示すように、棒の両端が固定壁の間に固定されているとする。棒全体が $\Delta T[\text{K}]$ (> 0) だけ昇温する場合に、棒の中央部 ($x = \frac{L}{2}$) に生じる応力 $\sigma[\text{Pa}]$ を求めよ。

ただし、線膨張係数を $\alpha[1/\text{K}]$ とし、座屈は生じないものとする。

(3) (2)の状況において、棒の左側半分(太い部分)のみを $\Delta T[\text{K}]$ (> 0) だけ昇温する場合と、右側半分(細い部分)のみを ΔT だけ昇温する場合とでは、どちらの場合が棒に発生する最大応力が高くなるか、あるいは変わらないか、理由と共に説明せよ。

なお、単純化のために、昇温していない半分側には熱は全く伝わらないものとし、座屈も生じないものとする。

必要であれば、次の積分公式を用いよ。

$$\int \frac{dx}{ax + b} = \frac{1}{a} \ln |ax + b| + C$$

ただし、 $a(\neq 0)$ 、 b 、 C は定数である。

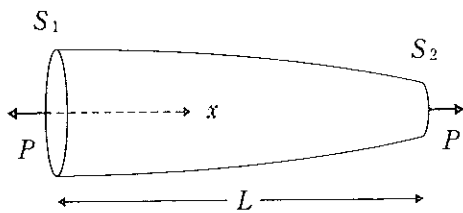


図1

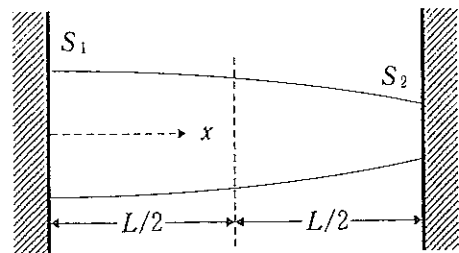


図2

第2—5 原子炉施設の耐震設計に関して次の問に答えよ。

- (1) 地震という不確実な事象に対して、耐震設計においてはどのようにして安全性を担保しているか。知るところを3項目述べよ。
- (2) 耐震計算法には静的手法と動的手法の2種類がある。それぞれについて簡潔に説明せよ。

第2—6 次の用語について簡潔に説明せよ。

- (1) DNB
- (2) 気液対向流制限(CCFI)
- (3) エロージョン・コロージョン
- (4) アクシデントマネジメント
- (5) 評価不要欠陥

第 47 回

③

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題を写し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 の 運 転 制 御

6 問中 5 問を選択して解答すること。(各問 20 点の 100 点満点)

第 3—1 次の用語について簡潔に説明せよ。

(6 問中 5 問のみを選択して解答せよ。6 問を解答した場合は無効とする。)

- (1) 核拡散抵抗性
- (2) 質量移行
- (3) スペクトルインデックス
- (4) DBT(設計基礎脅威)
- (5) LBB
- (6) ソースターム

第 3—2 供用期間中の原子炉プラントの構造健全性評価のために実施されている原子炉構造材等のサーベイランス試験に関して、次の問に答えよ。

- (1) 原子炉構造材料に対して、高速中性子、熱中性子およびガンマ線がそれぞれどのようなメカニズムで照射劣化を引き起こすかを簡潔に述べよ。
- (2) サーベイランス試験片の中性子照射量を評価する方法を 3 つあげ、それぞれについて知るところを簡潔に述べよ。
- (3) 取り出したサーベイランス試験片に対して行われる破壊試験について知るところを簡潔に述べよ。

第3—3 原子炉の定常運転中に原子炉の出力を監視している核計装系の指示値が急に増加し、設定出力高の信号により自動停止に至ったとする。指示値が急に増加したことの原因として考えられる項目を6つ挙げ、それらの各項目についてそれぞれ次の間に答えよ。

なお、核計装系の誤動作のために指示値が増加した可能性についても項目に含めること。

- (1) 何をどのように調査することにより、その項目が指示値増加の原因であるかを判断することができるか簡潔に述べよ。
- (2) その項目が指示値増加の原因であった場合、今後の対策として考えられることは何か簡潔に述べよ。

第3—4 次の間に答えよ。

- (1) 使用済燃料が貯蔵設備に保管されている場合について、次の間に答えよ。
 - ① 貯蔵設備はどのように設計すべきであるか簡潔に述べよ。
 - ② 使用済燃料から放出される中性子の発生元となる放射性崩壊や核反応にはどのようなものがあるか簡潔に述べよ。
 - ③ 貯蔵設備の日常管理を行う際に監視すべき事項について簡潔に述べよ。
 - ④ 使用済燃料を燃料輸送容器に装荷する際の注意事項を簡潔に述べよ。
- (2) 「原子力施設の事故・故障等に係る国際的評価尺度(International Nuclear Event Scale, INES)」について、次の間に答えよ。
 - ① その概要について簡潔に説明せよ。
 - ② これまでに国内外で発生した事故・故障等を3つ挙げ、それぞれその評価値を示せ。

第3—5 原子炉の特性に関して、安全設計審査指針では次のように記述している。

指針 13. 原子炉の特性

炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)」

指針 14. 原子炉の特性

1. 炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有する設計であること。
2. 炉心及びそれに関連する系統は、出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる設計であること。

「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)」

これに適合するために、現在の原子炉で採られている設計上の対応、運転上の対応を、次の(1)～(4)の観点についてそれぞれ簡潔に述べよ。(特定の炉型について述べる場合は、最初に明記すること。また、その炉型に対して特に考慮する必要が無い場合は、その理由をそれぞれの観点ごとに述べよ。)

- (1) 燃料設計(設計上の対応のみ述べること)
- (2) 炉心設計(設計上の対応のみ述べること)
- (3) 出力振動の監視方法(設計上の対応、運転上の対応を述べること)
- (4) 出力振動抑制、回避等の運転方法(設計上の対応、運転上の対応を述べること)

第3—6 原子炉施設等を対象とした確率論的安全評価(PSA)について次の問に答えよ。

- (1) 決定論的安全評価との対比で、確率論的安全評価の概要を簡潔に述べよ。
- (2) 確率論的安全評価の実施手順は、レベル1 PSA、レベル2 PSA、レベル3 PSAに分けられているが、それぞれについて概要を簡潔に述べよ。
- (3) 確率論的安全評価の結果から得られる情報は、どのように活用されているか3つ述べよ。

4

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題を写し取る必要はない。)
(ロ) 1問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原子炉燃料及び原子炉材料

6問中5問を選択して解答すること。(各問20点の100点満点)

第4—1 次の文章のうち、正しいものには○印を、誤っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印を記したものについては、誤りの部分を指摘し修正せよ。

(解答例 (1) ○ (2) × 温度は上昇する → 温度は低下する)

- (1) UO_2 の結晶構造は螢石型であり、 UO_2 が酸化されると U_3O_8 などになる。 PuO_2 の結晶構造は岩塩型であり、 PuO_2 はこれ以上酸化されない。
- (2) UO_2 と PuO_2 の混合酸化物では、融点は UO_2 の融点よりも低く、また熱伝導率は UO_2 の熱伝導率よりも大きい。
- (3) UO_2 ペレットの熱伝導率は、約 1800°C まで温度の上昇とともに増加の傾向にあり、また燃焼にともない低下する。
- (4) 熱中性子による ^{235}U と ^{239}Pu からの核分裂収率はそれぞれ異なり、 ^{235}U の場合に比べ、 ^{239}Pu からの Pd 等の貴金属元素の収率は大きく、また酸素と結合しやすい Zr、希土類元素の収率も大きい。
- (5) BWR 燃料集合体と PWR 燃料集合体とではそれぞれ構造が異なるが、 UO_2 ペレットについては仕様が同様であり互換性がある。
- (6) ガス拡散法や遠心分離法による ^{235}U の濃縮には、約 60°C 以上で気体となる UCl_4 が用いられる。
- (7) 軽水炉用 UO_2 ペレットは、金属ウランを湿式法 (ADU 法、AUC 法) や乾式法 (IDR 法) により再転換した UO_2 粉末を用いて製造される。
- (8) 使用済み燃料の再処理から得られる回収ウランには、天然ウランには含まれていない ^{237}U が含まれており、回収ウランを用いる燃料の設計においては反応度の低下を考慮する必要がある。
- (9) 高温ガス炉では、燃料に被覆燃料粒子、冷却材にアルゴンガス、減速材に黒鉛が用いられている。
- (10) 研究炉や材料試験炉では、高い中性子束を得るために燃料のウラン密度が低いことが必要であり、ウランシリサイド燃料などが用いられている。

第4—2 次の文章は、軽水炉燃料ペレットに関する事項について述べたものである。次の

① ～ ⑩ に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。

(解答例 ⑩—核分裂)

- (1) 現行の軽水炉燃料では、 UO_2 ペレットのほかに、初期の ① を抑制するために可燃性毒物である ② を UO_2 に添加したペレットが用いられている。
- (2) UO_2 ペレットのチャンファヤ ③ は、 UO_2 粉末の圧粉成型時にパンチ形状に従って形成される。
- (3) 焼結後のペレットは、圧粉成型時に発生したペレット内の ④ 分布が焼結過程において均一化されるため、ペレット ⑤ 部での寸法収縮が大きく、直径が不均一である。
- (4) 焼結後のペレットは、⑥ で研削することにより、直径の不均一を除去するとともに、所定の ⑦ に仕上げられる。
- (5) ペレットの検査において、⑧ は全てのペレットについて検査され、 ^{235}U 濃縮度、O/U比、不純物含有率、⑨、⑩などは抜き取りで検査される。

第4—3 運転時の異常過渡時及び事故時の原子炉燃料の挙動について、次の間に答えよ。

- (1) 反応度投入事象における燃料挙動について、炉型及び燃料タイプを特定して、明記した上で、次の間に答えよ。
 - ① 運転時の異常過渡及び事故時の燃料健全性評価について、原子炉設置許可において想定する事象をそれぞれ1つ挙げて、燃料挙動の概要、評価事項及び判断基準を簡潔に述べよ。なお、事故時については影響評価を含めて述べること。
 - ② 上記①の評価に及ぼす燃焼度の影響を4つ述べよ。
- (2) 冷却材喪失事故あるいは流量喪失事故時の燃料挙動について、炉型及び燃料タイプを特定して、明記した上で、次の間に答えよ。
 - ① 事故時の燃料健全性及び影響評価について、原子炉設置許可において想定する事象を1つ挙げて、燃料挙動の概要、評価事項及び判断基準を述べよ。
 - ② 上記①の評価に及ぼす燃焼度の影響を4つ述べよ。

第4—4 軽水炉燃料の特性あるいは照射挙動に関する次の事項について、簡潔に述べよ。

- (1) フルトニウムスポット
- (2) リム組織
- (3) 被覆管の腐食
- (4) 照射に伴うギャップコンダクタンスの変化

第4—5 次の文章は構造物に生じる破壊や劣化現象とそれに関わる事項について述べたものである。次の (1) ~ (10) に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の には同じ語句が入る。(解答例 (中) 原子炉)

- (1) 破壊するまでに著しい塑性変形を伴うタイプの破壊は (1) と呼ばれている。また、材料が破壊するまでに生じるひずみや塑性変形量がほとんど生じないものを (2) という。
- (2) 溶接中または溶接直後の高温時において、溶接部の自己収縮や外部変形などによる引張り応力によって引き起こされる割れは (3) という。また、金属内に吸蔵された水素によってもたらされるぜい化により、割れが進行する場合は (4) と呼ばれている。
- (3) 繰り返し応力によって材料にき裂が発生、進展する繰り返し数依存型の破壊事象は、(5) と呼ばれる。(5) に関する強度を求めるために正弦波状に繰り返し応力を負荷する試験において、破壊するまでの繰り返し数を (6) と呼び、繰り返し応力の振幅と (6) の関係を表す曲線を (7) と呼ぶ。(7) が水平となる応力をその材料の (8) という。
- (4) 一定の応力のもとで、材料の塑性変形が次第に増加する現象は (9) という。高温下で繰り返し荷重を受ける構造部材は常温下での (5) と異なり (9) の影響を受けるため、破壊にいたるまでの (10) が著しく低下する。

第4—6 原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する機器や炉内構造物において生じる応力腐食割れ(SCC)について、炉型及び部位を特定し明記した上で、次の(1)~(4)についてそれぞれ簡潔に述べよ。

- (1) SCCが生じた材料
- (2) SCCの発生要因
- (3) SCCの検査方法とその原理
- (4) 主要な2種類のSCC発生防止対策

第 47 回

⑤

- (注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。
(問題を書し取る必要はない。)
- (ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

放射線測定及び放射線障害の防止

6 問中 5 問を選択して解答すること。(各問 20 点の 100 点満点)

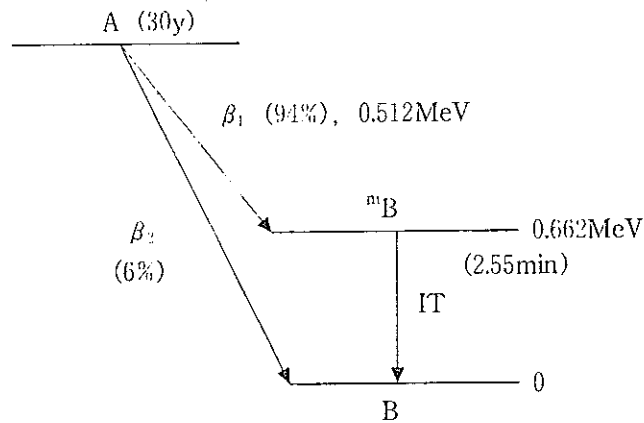
第 5—1 次の用語について簡潔に説明せよ。

- (1) 特性 X 線
- (2) 蛍光ガラス線量計
- (3) 中性子線サーベイメータ
- (4) 預託実効線量
- (5) バイオアッセイ

第5—2 下図のような放射性壊変する点状線源Aについて、次の問に答えよ。

なお、(3)~(5)については、計算の過程も示すこと。ただし、線源Aの強度を1 GBqとし、ガンマ線についての空気の質量エネルギー吸収係数を $2.9 \times 10^{-3} \text{ m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$ 、 $1 \text{ MeV} = 1.6 \times 10^{-13} \text{ J}$ とする。

- (1) この線源から放出されるガンマ線のエネルギー(MeV)を求めよ。
- (2) β_2 (放出率6%のベータ線)の最大エネルギー(MeV)を求めよ。
- (3) ^{110}B の内部転換係数を0.11とすると、この線源から放出されるガンマ線の数(毎秒)を求めよ。
- (4) この線源から2メートルの点におけるガンマ線の粒子フルエンス率($\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)及びエネルギーフルエンス率($\text{J} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)を求めよ。
- (5) (4)と同じ点におけるガンマ線による空気の吸収線量率(Gy/h)を求めよ。



第5-3 放射性表面汚染の測定方法に関する次の文章中の ① ~ ⑨ に入れるべき適切な語句、数値または数式を番号と共に記せ。なお、同じ番号の には同じ語句または数値が入る。(解答例 ⑩—宇宙線, ⑪— $B \times C/D$)

放射性物質による表面汚染の測定は、 ① 測定法または ② 測定法により行う。 ③ 性汚染と ④ 性汚染をあわせて測定する必要がある場合には ① 測定法を、 ④ 性汚染のみを対象とする場合には一般に ② 測定法を用いる。

① 測定法の場合、放射性表面汚染サーベイメータを用い、放射能面密度 A_D (Bq/cm^2) は、次の式によって求める。

$$A_D = \text{⑤}$$

ただし、 N : 測定器の正味計数率 (s^{-1}), W : 検出器の入射窓面積 (cm^2),

ϵ_1 : 機器効率, ϵ_2 : 汚染物の線源効率

② 測定法の場合、放射能面密度 A_I (Bq/cm^2) は、次の式によって求める。

$$A_I = \text{⑥}$$

ただし、 N : 測定器の正味計数率 (s^{-1}), S : ふき取りを行った面積 (cm^2),

ϵ_1 : 機器効率, ϵ_3 : ふき取りろ紙等の線源効率,

$$F : \text{⑦}$$

また、 ⑦ が不明の場合については、通常、0.1を用いる。ふき取りは、物品等の表面 ⑧ cm × ⑧ cm 程度を適度な強さで一様に拭き取り、ふき取りろ紙等を測定する検出器の入射窓面積は、ふき取りろ紙等よりも ⑨ なければならない。

第5—4 原子炉施設から液体廃棄物として放出される可能性のある放射性物質について、文章中の

□(1) ~ □(10) に、入れるべき適切な語句または数値を下欄から選び、対応する記号を番号と共に記せ。(解答例 (10) 字)

- (1) 発電用軽水型原子炉の平常運転において、放出されると考えられる液体廃棄物中に含まれる放射性核種のうち、組成の高い核種として沸騰水型原子炉(BWR)では放射化物である □(1) , □(2) , 加圧水型原子炉(PWR)では核分裂性物質である □(3) , □(4) が挙げられる。
- (2) 液体廃棄物中に多くの放射性核種が含まれる場合、核種ごとの放射能を定量する必要がある。ガンマ線放出核種の核種分析については □(5) が一般に用いられる。トリチウム水やC-14の測定では □(6) により β 線を測定する。また、Sr-90が廃液中に含まれる場合には □(7) である安定Srを加えて放射化学的にSr-90を分離した後、□(8) により得られた核種を分離し、その β 線を測定する。
- (3) 液体廃棄物中に α 線放出核種が含まれる場合、蒸発乾固した後、□(9) や □(10) により全 α 線を測定する。

イ. スカベンジ	ロ. 担体	ハ. Cr-51	ニ. Cs-134
ホ. プラスティックシンチレーション計数装置			ヘ. 触媒
ト. レムカウンター	チ. Co-60	リ. ZnS(Ag)シンチレーション計数装置	
ヌ. Ru-106	ル. Rh-106	ヲ. 液体シンチレーション計数装置	
ワ. Mn-51	カ. Mo-99	ヨ. Ge半導体スペクトロメータ	
タ. ミルキング	レ. Cs-137	ゾ. ガスフロー型比例計数装置	
ツ. ガスフロー型GM計数装置			

第5—5 次の文章中の ① ~ ⑩ に入れるべき適切な語句又は数値を番号と共に記せ。なお、同じ番号の には同じ語句または数値が入る。(解答例 ⑪—吸収線量)

(1) 放射線防護の目的は、被ばくによる ① 影響を防止し、② 影響の発生する確率を容認できるレベルにまで制限すると共に、放射線の利用が常に ③ されるようにすることである。

(2) 国際放射線防護委員会(ICRP)は、1990年勧告において、放射線防護の基本原則として ③ , ④ , ⑤ を柱とする防護体系を勧告し、放射線防護のための量(⑥)として ⑦ 及び ⑧ を導入した。

(3) ⑦ は、従来の組織線量当量に代わるものであり、組織・臓器の平均吸収線量と ⑨ の積として定義される。⑧ は、従来の実効線量当量に代わる量であり、組織・臓器の ⑦ と ⑩ の積の総和として定義される。

第5—6 次の文章は、人体組織や臓器の放射線感受性と放射線障害に関して述べたものである。次の (1) ～ (10) に入れるべき適切な語句を下欄から選び、対応する番号と共に記せ。(解答例 (1) 一原子炉)

- (1) 細胞分裂が盛んで細胞の形成と死滅がバランスしており、その大きさが一定に保たれているものに、皮膚、造血組織、小腸、 (1) がある。
- (2) 成人の組織として形成された後は細胞分裂を行わないか、細胞分裂が極めて低い細胞として、筋細胞、 (2) 細胞がある。
- (3) 細胞周期の過程において、放射線感受性が最も高いのは細胞分裂期を示す (3) である。
- (4) 生体に対する放射線の効果は、時間的に見て (4) 過程→ (5) 過程→生物的過程を経て発現すると考えられている。
- (5) 放射線が、直接細胞内の生体高分子の原子を電離したり、励起することを直接作用と呼ぶ。これに対して、放射線が生体内に種々の (6) を発生させて生体高分子に作用することを間接作用と呼ぶ。
- (6) 放射線効果を化学的に修飾する要因として、生体高分子濃度が低いほど放射線効果の割合が高くなる希釈効果、生体中に存在する (7) の分圧が高くなると放射線効果が増大する (7) 効果、 (8) が高くなると生物学的効果が増大する (8) 効果などがある。
- (7) 造血臓器には、骨髓、 (9) 、脾臓、胸腺が含まれる。骨髓内の造血組織が放射線を受けると幹細胞が障害を受けて分裂が抑制され、末しょう血液中では、 (10) が最も早く減少する。このような血液成分の減少は、およそ 250 mGy 以上の被ばくで観察されるとされている。

・膀胱	・副腎	・胸骨	・甲状腺	・脳	・水晶体	・リンパ節
・脂肪	・S期	・M期	・G ₁ 期	・密度	・温度	・リンパ球
・赤血球	・血小板	・気圧	・窒素	・乳酸	・酸素	・二酸化炭素
・濃度	・散乱	・コロイド	・ラジカル	・電氣的	・化学的	
・生理学的	・物理的	・原子的				

⑥

(注意) (イ) 解答用紙には、問題番号のみを付して解答すること。

(問題を写し取る必要はない。)

(ロ) 1 問題ごとに一枚の解答用紙を使用すること。

原 子 炉 に 関 す る 法 令

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及びその関係法令等につき解答せよ。

以下の問において、「原子炉等規制法」とは、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をいい、「主務省令」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則」又は「実用船用原子炉の設置、運転等に関する規則」をいう。

なお、「主務省令」の規定に基づく解答を求めている問においては、上記規則のうちいずれか 1 つの規則に基づいて解答すればよい。

6 問中 5 問を選択して解答すること。(各問 20 点の 100 点満点)

第6—1 次の間に答えよ。

- (1) 主務省令において、原子炉設置者は、原子炉等規制法第35条第1項の保安のために必要な措置を講じるにあたって、品質保証計画を定めなければならないこととされている。同計画において定めなければならないと規定されている5つの事項を全て記せ。
- (2) 次の文章は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の一部である。これらの文章のうち___印で示した語句が正しいものには○印を、間違っているものには×印を番号と共に記せ。また、×印を記したものについては、正しいものに訂正せよ。

(解答例 (16) ○

(17) ×—原子炉主任技術者)

(原子炉施設の定期的な評価)

第15条の2 法(原子炉等規制法)第35条第1項の規定により、原子炉設置者は、

(1) 発電所ごと及び(2) 10年を超えない期間ごとに次の各号に掲げる措置を講じなければならない。

一 原子炉施設における(3) 品質保証活動の実施の状況の評価を行うこと

二 原子炉施設に対して実施した(4) 補修活動への最新の(5) 安全研究成果の(6) 反映状況を評価すること

2 原子炉設置者は、原子炉の(7) 運転を開始した日以後(8) 30年を経過する日までに次の各号に掲げる措置を講じなければならない。

一 (9) 高経年化対策に関する(10) 技術的な評価を行うこと

二 前号の(11) 安全研究成果に基づき原子炉施設の(12) 保全のために実施すべき措置に関する(13) 30年間の計画を策定すること

3 前項の評価及び計画は、(14) 2年を超えない期間ごとに(15) 再評価を行わなければならない。

第6—2 原子炉等規制法第37条第1項の規定により、原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより保安規定を定めなければならないとされている。主務省令において原子炉設置者が保安規定に定めるべき事項について、次の①～⑩に入れるべき適切な語句を記号と共に記せ。なお、次に掲げる事項は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の一部抜粋である。

(解答例 ⑩—原子炉主任技術者)

- 1 原子炉施設の運転及び管理を行う者の①及び②に関すること。
- 2 原子炉施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育に関することであつて次に掲げるもの
イ 保安教育の③に関すること。
ロ 保安教育の内容に関することであつて次に掲げるもの
(次に掲げるものは省略)
ハ その他原子炉施設に係る保安教育に関し必要な事項
- 3 原子炉施設の運転に関すること。
- 4 原子炉施設の運転の④に関すること。
- 5 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること。
- 6 排気監視設備及び排水監視設備に関すること。
- 7 線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によつて汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに⑤に関すること。
- 8 放射線測定器の管理に関すること。
- 9 原子炉施設の⑥及び点検並びにこれらに伴う処置に関すること。
- 10 核燃料物質の受払い、⑦、貯蔵その他の取扱いに関すること。
- 11 放射性廃棄物の廃棄に関すること。
- 12 非常の場合に講ずべき処置に関すること。
- 13 原子炉施設に係る保安(保安規定の遵守状況を含む。)に関する⑧に関すること。
- 14 原子炉施設の⑨に関すること(次号に掲げるものを除く。)
- 15 原子炉施設の定期的な評価に関すること。
- 16 原子炉施設の⑩に関すること。
- 17 その他原子炉施設に係る保安に関し必要な事項

第6-3 原子炉等規制法第35条第1項の規定により、原子炉設置者は、原子炉施設を設置した工場又は事業所において行われる放射性廃棄物の廃棄に関し、主務省令により措置を採らなければならないこととされている。

次の〔1〕～〔10〕に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。なお、同じ番号の〔 〕には同じ語句が入る。次に掲げる事項は「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」の一部抜粋である。

(解答例 (1) 原子炉主任技術者)

(1) 放射性廃棄物の廃棄は、廃棄及び廃棄に係る〔1〕について必要な知識を有する者の〔2〕の下に行わせるとともに、廃棄に当たっては、廃棄に従事する者に〔3〕を着用させること。

(2) 液体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。

イ 〔4〕によつて排出すること。

ロ 〔5〕の効果を持った廃液層に〔6〕すること。

ハ 容器に封入し、又は容器に〔7〕して〔5〕の効果を持った〔8〕に〔6〕すること。

ニ 〔5〕の効果を持った〔9〕において焼却すること。

ホ 〔5〕の効果を持った〔10〕で固型化すること。

第6-4 次の問に答えよ。

(1) 原子炉等規制法第35条第1項の規定により、原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、原子炉の運転に関する措置を採らなければならないとされている。その措置のうち、5つを記せ。(6つ以上を解答した場合は全て無効とする。)

(2) 原子炉等規制法第37条第1項の規定により、原子炉設置者は、保安規定を定め、原子炉の運転開始前に、主務大臣の認可を受けなければならないとされている。保安規定に定める事項については、主務省令により定められているが、そのうち保安教育の内容に関することの全てを記せ。

(1) 次の文章は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の一部である。次の
 ~ に入れるべき適切な語句又は数値を下表から選び番号と共に記号
 を記せ。なお、同じ番号の には、同じ語句又は数値が入る。

(解答例 ⑦—s)

第24条 原子炉設置者は、工場又は事業所ごとに様式第二による報告書を、放射線業務従事者の1年間の線量に係るものにあつては毎年4月1日からその翌年の3月31日までの期間について、その他のものにあつては毎年4月1日から9月30日までの期間及び10月1日からその翌年の3月31日までの期間について作成し、それぞれ当該期間の経過後 以内に経済産業大臣に提出しなければならない。

2 原子炉設置者は、次の各号の一に該当するときは、その旨を直ちに、また、その状況及びそれに対する処置を10日以内に経済産業大臣に報告しなければならない。

一 の盗取又は所在不明が生じたとき。

二 原子炉の運転中において、原子炉施設の故障により、原子炉の運転が停止したとき若しくは原子炉の運転を停止することが必要となつたとき又は パーセントを超える原子炉の出力変化が生じたとき若しくは原子炉の出力変化が必要となつたとき。ただし、次のいずれかに該当するときであつて、当該故障の状況について、原子炉設置者の があつたときを除く。

イ 電気事業法(昭和39年法律第170号)第54条第1項に規定する の期間であるとき(当該故障に係る設備が原子炉の運転停止中において、機能及び作動の状況を確認することができないものに限る。)

ロ (保安規定で定める原子炉施設の運転に関する条件であつて、当該条件を逸脱した場合に原子炉設置者が講ずべき措置が保安規定で定められているものをいう。以下この項において同じ。)を逸脱せず、かつ、当該故障に関して変化が認められないときであつて、原子炉設置者が当該故障に係る設備の点検を行うとき。

ハ に従い出力変化が必要となつたとき。

a. 15日	b. 20日	c. 1月	d. 核燃料物質
e. 放射性物質	f. 核原料物質	g. 5	h. 10
i. 15	j. 公表	k. 申告	l. 認知
m. 保安検査	n. 定期検査	o. 使用前検査	p. 運転上の制限
q. 運転中の制限	r. 運転下の制限		

(2) 次の (7) ~ (10) に入れるべき適切な語句又は数値を下表から選び番号と共に記号を記せ。

(解答例 (H-1))

- ・原子炉設置者が、経済産業大臣が定める原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物(以下この項において「安全上重要な機器等」という。)の点検を行った場合において、当該安全上重要な機器等が発電用原子力設備に関する (7) を定める省令第9条若しくは第9条の2に定める基準に適合していないと認められたとき又は原子炉施設の安全を確保するために必要な (8) を有していないと認められたときは、原子炉設置者は、その旨を直ちに、また、その状況及びそれに対する処置を10日以内に経済産業大臣に報告しなければならない。
- ・原子炉施設の故障により、管理区域に立ち入った放射線業務従事者が被ばくし、当該被ばくに係る実効線量が (9) ミリシーベルトを超えた場合、原子炉設置者は、その旨を直ちに、また、その状況及びそれに対する処置を10日以内に経済産業大臣に報告しなければならない。
- ・気体状の核燃料物質等が管理区域内で漏えいした場合において、漏えいした場合に係る (10) の機能が適正に維持されていなかった場合は、その旨を直ちに、また、その状況及びそれに対する処置を10日以内に経済産業大臣に報告しなければならない。

a. 技術基準	b. 安全基準	c. 性能基準	d. 機能
e. 性能	f. 品質	g. 0.5	h. 1
i. 5	j. 換気設備	k. 空調設備	l. 遮断設備

第6—6 次の文章は、特定核燃料物質を取り扱う場合において、原子炉設置者がその防護のために講ずべき措置等について原子炉等規制法に定められた事項を述べたものである。

次の (1) ~ (10) に入れるべき適切な語句を番号と共に記せ。

(解答例 (H—原子炉))

- (1) 原子炉設置者は、原子炉施設を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質を取り扱う場合で政令に定める場合には、主務省令で定めるところにより、特定核燃料物質の防護のための (1) の設定及び管理、 (2) 等による特定核燃料物質の管理、特定核燃料物質の防護上必要な (3) 及び (4) の整備及び点検、その他の特定核燃料物質の防護のために必要な措置(以下「防護措置」という。)を講じなければならない。
- (2) 原子炉設置者は、主務省令で定めるところにより、 (5) を定め、特定核燃料物質の取扱いを (6) に、主務大臣の認可を受けなければならない。これを変更しようとするときも同様とする。
- (3) 原子炉設置者は、特定核燃料物質の防護に関する業務を (7) に (8) させるため、主務省令で定めるところにより、特定核燃料物質の取扱い等の知識等について主務省令で定める (9) を備える者のうちから、 (10) を選任しなければならない。