

I 次の4問題のうち2問題を選んで解答せよ。(問題ごとに答案用紙を替えて解答問題番号を明記し、それぞれ3枚以内にまとめよ。)

I-1 発電用軽水炉における核分裂生成物の中には大きな中性子吸収断面積を有するものがある。キセノン-135はこの代表的なものである。キセノン濃度の変化により炉心の反応度は大きな影響を受けるため、原子炉内の平均キセノン濃度の挙動についてはよく理解しておく必要がある。キセノンの変化は下記の微分方程式で表されるとする。

$$\frac{dI}{dt} = Y_i \Sigma_f \phi - \lambda_i I \quad \cdots 1)$$

$$\frac{dX}{dt} = Y_x \Sigma_f \phi + \lambda_i I - \sigma_a X \phi - \lambda_x X \quad \cdots 2)$$

ただし

$I$	ヨウ素濃度
$X$	キセノン濃度
$Y_i, Y_x$	ヨウ素, キセノンの核分裂収率
$\lambda_i, \lambda_x$	ヨウ素, キセノンの崩壊定数
$\phi$	中性子束
$\sigma_a$	キセノンの微視的中性子吸収断面積

この方程式を参考に原子炉の運転中におけるキセノンの挙動について以下の問いに答えよ。

- (1) キセノンの発生, 消滅経路について, 上記の1), 2)式を用いて説明せよ。
- (2) 運転開始時に原子炉出力をステップ状にゼロ出力から定格出力に上昇し, 一定出力を保つ場合のヨウ素, キセノン濃度の変化(いずれも定格時の平衡値に対する相対値でよい)について概略の時間経過を図示し, 定格出力到達後の原子炉の反応度制御の観点から留意点を述べよ。
- (3) 長期間定格出力運転を行った後, ステップ状に出力を75%に低下させた場合についてヨウ素, キセノン濃度変化(いずれも定格時の平衡値に対する相対値でよい)について図示し, その違いについて考察せよ。
- (4) キセノンのほかに原子炉の反応度に影響を与える核分裂生成核種としてサマリウム( $^{135}\text{Sm}$ )がある。原子炉停止後の挙動は, キセノンと異なっているが, その違いについて論ぜよ。

I-2 原子炉の運転において、遅発中性子の存在は、原子炉の動特性に大きな影響を与える。原子炉制御の観点から以下の問いに答えよ。必要ならば下記の指数演算表や一点炉近似動特性方程式を参考にせよ。

(1)  $0.0002 \Delta k/k$  の正の反応度が添加された場合に、遅発中性子がいないとすると原子炉の出力は1秒間で何倍になるか。中性子寿命は、0.0002秒とする。

(2) 遅発中性子が1グループのみと仮定し、その割合が0.006とする。ちょうど臨界の状態においては、中性子のバランスは即発中性子と遅発中性子で保たれている。1世代当たりの即発中性子の増加、または減少は、全体の中性子数の何%か。このことから遅発中性子のある体系での臨界状態について論ぜよ。

(3) 問い(1)と同じ反応度が添加された場合、遅発中性子先行核濃度は変化がないと仮定すると、出力変化はどのようなになるといえるか。

次に、実際には遅発中性子先行核濃度は出力の増加に伴い、増加していくことを考慮し、どのような出力上昇になるかについて考察し、問い(1)との違いを論ぜよ。

ここで、遅発中性子先行核の崩壊時定数は0.08/秒としてよい。

(4) さらに発電用の原子炉においては急激な出力上昇を抑制するような設計がなされている。この原理につき2項目以上を挙げ、炉物理的な観点から説明し、原子炉の安全性との関係について論ぜよ。

(参考データ) 指数演算

べき数; $n$	$(1.0001)^n$	$(1.0002)^n$	$(1.0003)^n$
2000	1.2214	1.4918	1.8220
3000	1.3498	1.8220	2.4593
4000	1.4918	2.2254	3.3195
5000	1.6487	2.7180	4.4807
6000	1.8221	3.3197	6.0480

(参考) 1群遅発中性子一点炉近似動特性方程式

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

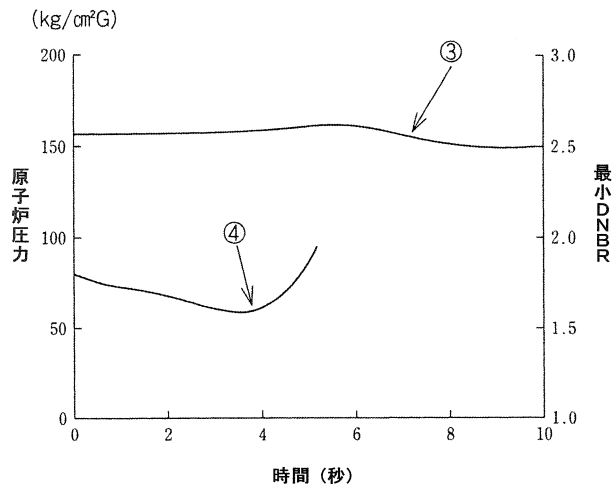
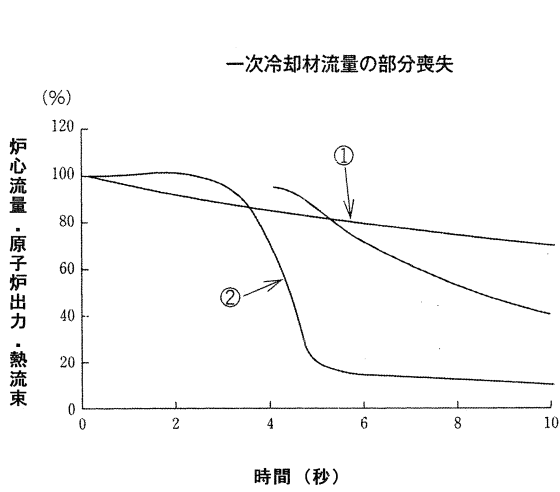
$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\ell} n(t) - \lambda C(t)$$

I-3 原子力発電所の運転時に想定される、「異常な過渡変化」及び「事故」に対しては、重大な炉心損傷に至らないように、事態の進展を防止するため何重にも対策が講じられている。これらに関して、以下の問いに答えよ。

(1) 原子力発電所の安全評価上、運転時の「異常な過渡変化」及び「事故」の定義を述べよ。また、それぞれに対する評価すべき事象のカテゴリ分類を示し、それに含まれる事象名を、それぞれPWR及びBWRについて示せ。

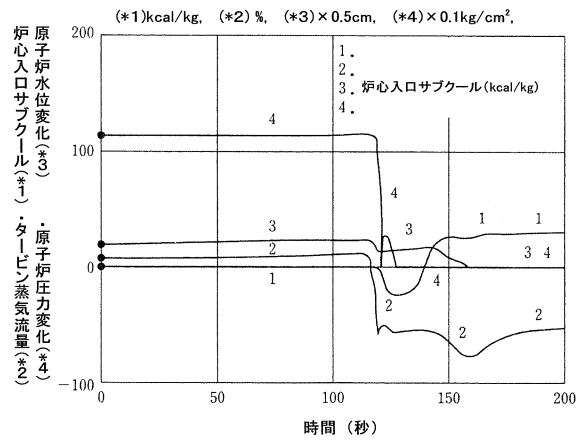
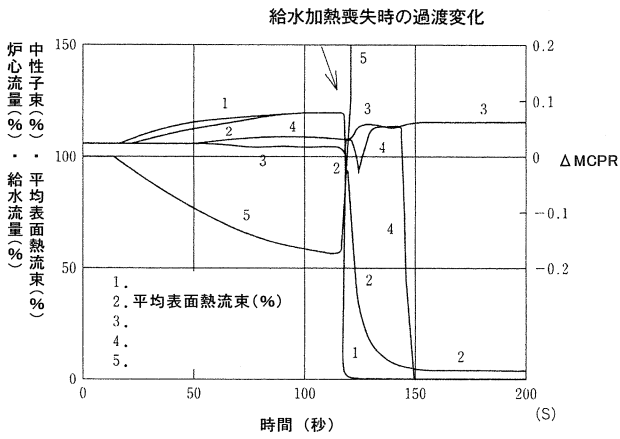
(2) 想定された事象が生じた場合、炉心損傷に至ることなく、原子炉施設は通常運転に復帰できるまで事象が収束されなければならないが、そのための炉心、燃料、及び圧力バウンダリに関する判断の基準が定められている。この判断基準について、運転時の異常な過渡変化時に対して4つ、事故時に対して5つ挙げ、それぞれ安全確保の点から、その定義と安全確保の考え方について記せ。また、その中で重要な判断基準となる、DNBR及びMCPRについて説明せよ。

(3) 図I-3-Aは、PWRにおける一次冷却材流量の部分喪失の解析例、また、図I-3-Bは、BWRにおける給水加熱喪失時に、給水温度が55℃低下すると仮定した場合の解析例である。同図A及びBは、どのような機器の故障、異常によっておきると想定されるか、それぞれについて例示し説明を加えよ。また、このような、運転時の異常な過渡変化事象発生に対して、何の対策も講じることなく放置したと仮想すると、重大な炉心損傷に至る恐れが想定されるが、実際には、事態の進展を防止するため、何重にも対策が講じられている。同図A (PWR) 及び同図B (BWR) の過渡事象について、それぞれ図中の過渡変化曲線について説明を加えるとともに、時間経過にそった過渡事象の変化について説明を加え、安全に停止したと言える根拠を述べよ。



(出典) 軽水炉発電所のあらまし(原子力安全研究協会)

図 I - 3 - A 一次冷却材の部分喪失(PWR)



(出典) 軽水炉発電所のあらまし(原子力安全研究協会)

図 I - 3 - B 給水加熱喪失(BWR)

I-4 原子力発電所の運転保守管理上最も重要なことは、異常を早期に発見し故障を未然に防止することであり、そのため運転中の設備機器点検、また通常運転時には使用しない原子力発電所特有の工学的安全施設など、通常運転中停止機器の定期的な機能確認点検、検査を行っている。原子力発電所を停止した際に行う検査は、日本電気協会電気技術規程 JEAC-4203, 4205, 4206等に従って国の検査が実施され、また米国ではASME Boiler & Pressure Vessel Code Section XIに基づき実施されている。これらに関し、我が国で行われている原子力発電所の定期検査について、以下の問いに答えよ。

- (1) 電気事業法の規定に基づく定期検査において、実施が義務づけられている原子炉及び蒸気タービンを含む設備名を挙げ、それぞれ実施される分解解放点検及び機能検査の主な項目について述べよ。また、各年度の定期検査計画は、年初の供給計画策定の際にどのような点を配慮して決定されるべきか述べよ。
- (2) 日本電気協会電気技術規程 JEAC-4203, 4205, 4206に基づき、それぞれ、定期検査中に実施される代表的な試験及び検査の目的、試験及び検査の対象となる機器、設備、及び実施される方法と内容について述べよ。
- (3) 定期検査においては、設備の機能維持を担保することは勿論、稼働率による資源の有効利用、二酸化炭素放出削減、また作業員の被ばく低減にもつながることから、検査を効率的に実施し期間短縮を図るための様々な努力がなされてきた。また、現在法令で認められている次回までの定期検査の間隔については、従来は一律13ヶ月以内と規定されていたが、プラントごとの特徴に応じた技術評価を行うことにより、プラントごとに適切な定期検査の間隔設定がなされつつある。これに関して、定期検査項目の中で、問い(1)の解答を参考にして、合理化や簡素化、自動化等により、定期検査期間の短縮に貢献してきたと考えられるものについて例を挙げて述べるとともに、新検査制度におけるプラントごとの特徴に応じた適切な技術評価方法とその考え方、またその評価結果をどのように、次回の検査計画立案、及び定期検査の間隔を設定するために活用すべきか述べよ。