

NSRR 原子炉施設の検討書

1. 施設の概要

(1) 施設の概要

NSRR(原子炉安全性研究炉)は、原子炉燃料の安全性を研究するための専用炉として建設されたもので、1975年6月の初臨界以来、30年以上にわたって順調に稼働している。

原子炉施設の構造は直径約22m、地上高さ約23mの円筒型の原子炉建家内に、水深約9mのスイミングプール型の原子炉を配している。

炉心はプール底部に位置しており、燃料要素の冷却はプール水の自然循環によって行っている。炉心中央には、実験孔が設けられており、炉内実験は実験燃料を照射実験用のカプセルに封入し、実験孔内へ挿入して行われる。

NSRRの燃料要素は、直径約3.6cm、有効長約38cmの約20wt%濃縮ウラン-水素化ジルコニウム(U-ZrH合金)の上下に長さ約8.7cmの黒鉛反射体を配し、これらをSUS304製被覆材で覆ったものである。この燃料要素が157本(うち、8本は燃料フォロア型制御棒)炉心に装荷されている。NSRRの燃料要素には、中性子減速材である水素が燃料中に含まれているため、原子炉の出力が急上昇すると自己制御性により急激に出力を低下させる特徴を持っている。

NSRRの最大熱出力は、定出力運転時300kWである。また、パルス運転の際には制御棒の一種であるトランジェント棒を急速に引き抜くことにより熱出力は瞬間的に最大23,000MWになるが、その後急速に低下するので出力積分値は130MWs(トランジェント棒再挿入時まで)をこえない。

(2) 地震に対する安全性

本原子炉施設において、地震により停止機能、冷却機能、閉じ込め機能が失われたときの燃料破損の可能性について評価を行った。

なお、燃料を貯蔵する施設については、地震時においても、未臨界性が確保されることから、評価対象外とした。

1) 想定した条件

1日8時間300kW定出力運転で週5日、残り2日は運転しない運転パターンを用いて、定出力運転に対する許可上の最大年間運転時間5.2MWd(原子炉設置変更許可申請書添付書類二)を運転した直後に地震が発生し、原子炉の停止機能、冷却機能、閉じ込め機能が喪失するとして、以下の条件を想定する。

- ① 全制御棒が臨界位置でスタックする。
- ② 原子炉プールが破損するとともにプール水が流出する。
- ③ 原子炉建家が崩壊するとともに排気設備が停止する。

2) 燃料破損の可能性について

原子炉建家の崩壊に伴い発生する落下物及び冷却材喪失により燃料被覆管が破損に至る可能性について検討を行った。

a. 落下物による燃料被覆管の破損の可能性

原子炉建家の破損に伴い発生する落下物により、燃料被覆管が破損に至る可能性について検討を行った。

原子炉プールの直上にある構造物としては、原子炉建家の屋根、天井クレーンのクラブ及び天井の化粧板等があげられる。

なお、原子炉プールは開放型ではあるものの炉心直上のブリッジにより開口部が制限されるとともに、落下物が直接炉心に当たらないような構造となっている。

原子炉建家の屋根は鉄骨、鉄板ライニング、断熱材、アルミ板葺からなる鉄骨扁平シェル構造である。シェルは、三角形の立体トラスをユニットとして一体化しているため、崩壊したとしても落下物はプール開口部に比して十分大きくプール内に落下することはない。

一方、天井クレーンのクラブは「クレーン炉心直上」のスクラムが設けられているため原子炉運転中はプール上に存在しないので、プール内に落下することはない。

他にも、天井の化粧板等の軽量の構造物がプール内に落下することが考えられるが、燃料要素は炉心支持構造体に支持され、上面を格子板で覆われているために垂直に落下するものに対しては直接の荷重が掛からないので燃料被覆管の健全性は保たれる。

以上のことから、燃料被覆管は落下物により破損に至る可能性は小さい。

b. 冷却材喪失により燃料被覆管が破損する可能性について

想定した条件下で出力密度が最高であった燃料要素が温度上昇に伴う内圧上昇により破損する可能性について検討を行った。

原子炉の冷却材が喪失することにより中性子の減速効果が減少し原子炉は即時未臨界となるので、燃料の発熱は核分裂生成物による崩壊熱のみである。崩壊熱による燃料要素 1 本あたりの運転直後における平均発熱量は燃料計算コード ORIGEN2 によると、108.0W である。NSRR の出力ピーキング係数は、「第 91 部会 参考資料 4-1 NSRR の核特性」より 1.608 を用いる。なお、崩壊熱は 1 時間で約 1/5 になるが、上述発熱量が継続するとして検討した。

崩壊熱が空気の自然対流のみで冷却されるとし、周辺の空気温度を 30℃と仮定すると、自然対流で釣り合う燃料温度は約 380℃となる。この燃料温度は原子炉設置変更許可申請書添付書類十において記載している燃料破損を防止するための基準温度 1150℃に比べ十分低く燃料破損には至らない。

なお、冷却材が喪失せず原子炉出力が 300kW で維持された場合、燃料温度は

560°C～570°Cで飽和するため、燃料破損には至らない。300kW 運転時の燃料温度については、施設定期自主検査時に確認を行っている。

以上により、燃料被覆管が破損する可能性は小さいものと判断する。

3) 炉内実験物からの核分裂生成物の放出について

NSRR では炉内実験時に照射物として実験用の核燃料物質を照射実験用カプセルに封入し炉心に装荷する。NSRR の炉内実験は、本検討書で想定している 300kW 一定出力の長時間運転で行うことはなく、パルス運転での実験であり、運転時間は極めて短いため、地震によって照射実験用カプセルが破損し、照射中の核燃料物質から核分裂生成物が放出する可能性は極めて低く評価対象外とする。

2. 地震想定影響の算定

上述 1. (2) 1) に示した想定条件下で、燃料要素に蓄積された核分裂生成物等からの γ 線及び中性子線の外部被ばくによる敷地境界外での実効線量及び燃料被覆管が破損することに伴いギャップ中の核分裂生成物が大気中に放出された場合の敷地境界外での実効線量について評価を行った。

(1) γ 線及び中性子線による実効線量

炉心からの γ 線及び中性子線の外部被ばくによる全身に対しての線量、すなわち空気との散乱によるスカイシャイン線量及び直接線量を計算する。

原子炉の運転により地震発生時まで、原子炉内に蓄積された核分裂生成物等による放射能強度は、燃料計算コード ORIGEN2 及び断面積ライブラリ PWRUE によると、 $4.39 \times 10^{16} \text{Bq}$ である。また、崩壊熱等による熱出力は $1.70 \times 10^4 \text{W}$ 、中性子線源強度は $4.66 \times 10^2 \text{N/s}$ 、 γ 線源強度は $6.50 \times 10^{16} \text{P/s}$ である。詳細を下表に示す。

表 線源強度の計算結果

	放射能強度(Bq)	熱出力(W)	中性子線(N/s)	γ 線(P/s)
構造材	2.24×10^{14}	48.6	4.66×10^2	3.34×10^{14}
アクチニド	1.05×10^{15}	74.7		1.39×10^{15}
核分裂生成物	4.26×10^{16}	16830.0		6.33×10^{16}
合計	4.39×10^{16}	1.70×10^4	4.66×10^2	6.50×10^{16}

① γ 線源による実効線量

a. 直接線による線量の計算

原子炉プール底面の中心に全燃料と等体積の円柱状の体積線源を置き、コンクリート壁及びその周囲の土壌を透過して評価点に至る直接 γ 線による線量を求める。評価点は、原子炉建家中心から水平距離 610m の地点の高さ 20m の点とした。水平距離 610m は、陸側方位の周辺監視区域の最短距離から設定した。高さ 20m は、原子炉建家と評価場所との標高差を考慮し設定した。なお、計算コードは QAD-CGGP2 を用いた。

評価点における直接 γ 線による線量率は 0Sv/h* と算出された。

b. スカイシャインによる線量の計算

原子炉プール底面の中心に等方性点状線源を置き、評価点におけるスカイシャインの γ 線による線量を求める。評価点は、直接 γ 線による線量の評価点と同じとした。計算コードは G33 を用いた。

評価点におけるスカイシャインの γ 線による線量率は 11.7 μ Sv/h と算出された。

② 中性子線源による実効線量

a. 直接線による線量の計算

1次元球体系とし、原点に全燃料と等体積の球状の体積線源を置き、空気層、コンクリート、土壌、を考慮して、評価点に至る直接中性子線による線量を求める。評価点は、直接 γ 線による線量の評価点と同じとした。計算コードは ANISN を用いた。

評価点における直接中性子線による線量率は 0Sv/h* と算出された。

b. スカイシャインによる線量の計算

原子炉プール底面の中心に全燃料と等体積の円柱状の体積線源を置き、評価点におけるスカイシャインによる線量を求める。評価点は、直接 γ 線による線量の評価点と同じとした。計算コードは DOT3.5 を用いた。

評価点におけるスカイシャインによる線量率は $2.1 \times 10^{-9} \mu$ Sv/h と算出された。このうち、 $2.06 \times 10^{-9} \mu$ Sv/h は中性子線、 $2.38 \times 10^{-12} \mu$ Sv/h は 2次 γ 線によるものと評価された。

* : $1.0 \times 10^{-36} \mu$ Sv/h 以下の評価結果であり、ここでは 0Sv/h とした

(2) 核分裂生成物の大気放出に伴う実効線量

上述 1.(2)2) で示すように、機械的要因等による燃料被覆管の破損は起こらないと考えられるが、ここでは地震により燃料要素の被覆管が破損して核分裂生成物が放出したものとして敷地周辺の実効線量の評価を行う。

原子炉の運転により地震発生時までには原子炉内に蓄積された核分裂生成物のうち、

よう素及び希ガスによる以下の線量を計算した。

- a. よう素の吸入による小児の甲状腺等価線量
- b. 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量
- c. 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量

核分裂生成物の量は、「(1) γ 線及び中性子線による実効線量」と同様、燃料計算コード ORIGEN2 及び断面積ライブラリ PWRUE により算出した。評価対象核種は、原子炉設置変更許可申請書添付書類十と同一である。

また、よう素及び希ガスは以下の条件で大気中に放出されるものとした。

- ・ 原子炉プールが破損することによりプール水が全流出する。
- ・ 燃料被覆管が全数機械的に破損する。
- ・ 300kW 定出力運転時の平衡燃料温度は 560～570℃である。よって、燃料要素から原子炉建家内への希ガスの放出率は過大に見積もって、燃料温度 600℃における値を用いる。また、よう素については希ガスの半分の値（原子炉設置変更許可申請書添付書類十より）とする。
- ・ 原子炉建家は崩壊しているため、原子炉建家内の沈着の効果は考えない。
- ・ よう素及び希ガスの大気中への放出率は、100%/h とする。

線量計算に用いる気象条件、拡散条件は、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の事故評価と同条件とした。なお、相対濃度(χ/Q)は放出高 0m、建家投影面積 506m² で 2.2×10^{-8} h/m³ であり、相対線量(D/Q)は、 1.3×10^{-18} Gy/(MeV・Bq)である。 χ/Q 、D/Q はいずれも西南西、距離 860m での値である。

よう素及び希ガスによる実効線量は以下のとおり。

- ・ よう素の吸入による小児の甲状腺等価線量は 1.15mSv
- ・ 希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量は 1.86 μ Sv
- ・ 希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量は 4.12 μ Sv

(3) 地震想定影響の算定結果

上述 1. (2) 2) で示すように、燃料被覆管が破損しない場合、想定条件下における敷地境界外での一般公衆の被ばく線量は、 γ 線及び中性子線による外部被ばくによる被ばく線量のみである。

γ 線源による評価点における線量率の合計は 11.7 μ Sv/h、中性子線源による評価点における線量率の合計は 2.1×10^{-9} μ Sv/h であった。減衰を考慮すると、これらによる 1 年間での実効線量は約 0.5mSv であり、原子炉の停止機能、冷却機能、閉じ込め機能が喪失したと仮定しても、遮へい等の対応を行うことができ、周辺の公衆の放射線被ばくが 5mSv を超えることはないと考えられる。

なお、全燃料の被覆管が破損したと仮定した場合の被ばく線量は、核分裂生成物の大気放出に伴う被ばく線量が、約 1.2mSv （よう素の吸入による小児の甲状腺等価線量 1.15mSv 、希ガス、よう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量 $1.86\mu\text{Sv}$ 、希ガス、よう素からの β 線による皮膚等価線量 $4.12\mu\text{Sv}$ ）であり、さらに、炉心残留物による外部被ばく線量が過大に見積もっても、 0.5mSv （前述の燃料非破損時の被ばく線量）であることから、地震想定影響はいずれの場合も 5mSv を超えることはない。

3. まとめ

以上の結果から、地震想定影響は小さく、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないため、耐震設計上、重要度分類 S クラスとして検討を行う原子炉に相当しない。