

2.3 特定原子力施設における主なリスク

2.3.1 はじめに

特定原子力施設の主なリスクは、特定原子力施設が放射能を内在することに起因すると考えられ、また、現在の特定原子力施設において放射能を内在するもの（使用済燃料等）は、以下のように整理できる。

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内の溶融した燃料（燃料デブリ， 1～3号機）
- (2) 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）
- (3) 5・6号機の炉心及び使用済燃料プールの燃料
- (4) 使用済燃料共用プールの燃料
- (5) 使用済燃料乾式貯蔵キャスクの燃料
- (6) 放射性廃棄物

ここでは、上記の放射能を内在するものについて、それぞれ個別に現在の状態におけるリスクを定量的もしくは定性的に評価することにより、現在の特定原子力施設のリスクについて評価する。

2.3.2 燃料デブリ（1～3号機）

燃料デブリに関するリスクとしては、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し、原子炉圧力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し、放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し、冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから、このリスクに対しては、原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており、水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。

確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も、原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り、リスク低減に努めていく。

また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で年間約 6.3×10^{-5} mSv、特定原子力施設から5km地点で約 1.1×10^{-5} mSv、特定原子力施設から10km地点で約 3.6×10^{-6} mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、シビアアクシデント相当事象で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約 11.1mSv と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も、燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため、原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

燃料デブリに関するリスクとしては、水素爆発と臨界も挙げられる。

水素爆発に関するリスクとしては、水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが、原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて、原子炉圧力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉圧力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は 100 時間以上と評価されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約 30 時間と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。

臨界については、一般に、溶融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており、また、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており、臨界の可能性は低いとされている。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連

続的に監視してきており、これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると、燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの、燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられる。当面、燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから、現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお、将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要がある。

2.3.3 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）

使用済燃料プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2 mに至るまでの時間余裕が最短で4号機において約27日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約16日程度と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。今後も、使用済燃料の崩壊熱減衰及び使用済燃料プール内の燃料取り出しによって、使用済燃料プール冷却系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

2.3.4 5・6号機の炉内及び使用済燃料プールの燃料

5・6号機は、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況であり、既設設備に関しては、震災前の設計条件を維持している。

この状況下において、放射性物質の系外放出に至るリスクとしては燃料損傷が挙げられ、燃料損傷に至るシナリオとして以下が考えられる。

(1)燃料取扱い時の燃料落下及び使用済燃料への重量物落下による損傷

燃料交換機によって燃料を移動している際、燃料交換機が故障して、その燃料が落下し、炉内の燃料に衝突して燃料が損傷するシナリオと、原子炉建屋天井クレーンから重量物が落下し、使用済燃料プール内の使用済燃料に衝突し損傷に至るシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、燃料交換機・原子炉建屋天井クレーンは既設燃料取扱設備であり、燃料交換機は燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっていること、原子炉建屋天井クレーンはブレーキが安全側に動作する機構となっていること、吊り上げられた重量物が使用済燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できないインターロックがあることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。なお、燃料取扱事故の評価については、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類十により確認している。

(2)仮設設備（滞留水貯留設備）停止による冷却機能喪失

滞留水貯留設備の移送ポンプが長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線の被水により電源が停止することで、冷却機能喪失による燃料損傷が考えられる。

このシナリオに対しては、滞留水貯留設備の移送ポンプ停止について評価されており、その期間内に設備が復旧できるため、こうしたリスクは小さいものと考えられる。

（Ⅱ.2.33 参照）

(3)自然災害による冷却機能喪失

まず、地震により使用済燃料プールが損傷し使用済燃料プールの水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、耐震安全性が確保されており、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（Ⅱ.2.18, Ⅲ.3.1.3 参照）

次に、津波により炉内の燃料及び使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却機能が喪失し、冷却材ならびに使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至

るまでの時間的余裕が、13 日程度（6号機に比べ5号機が短い）と評価されており、仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）の設置*による、冷却機能の回復までに要する時間は十分確保されていることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（表-1 参照）

今後、自然災害（地震、津波）により冷却機能が喪失し燃料損傷に至るシナリオに対する対策（リスク低減）として使用済燃料を使用済燃料共用プールに搬出する予定である。

そのため、準備が整い次第、原子炉から燃料を使用済燃料プールに移動（移動後、使用済燃料プールゲートは閉）及び使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ使用済燃料を搬出する予定である。

*：仮設水中ポンプの設置（作業準備、仮設水中ポンプ・制御盤・ホース設置等）には、約 68 時間(2.8 日程度)掛かる見込み。

表-1 原子炉及び使用済燃料プールの崩壊熱による温度上昇率と
水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

【原子炉及び使用済燃料プールに燃料を保管している場合】

号機	場所	温度上昇率[°C/h]	時間的余裕 [日]
5	原子炉	0.91	13
	使用済燃料プール	0.32	59
6	原子炉	0.76	16
	使用済燃料プール	0.32	60

補足：平成 24 年 10 月 1 日時点での崩壊熱より算出。

【使用済燃料プールに全ての燃料を保管している場合（使用済燃料プールゲートは閉）】

号機	場所	温度上昇率[°C/h]	時間的余裕 [日]
5	使用済燃料プール	0.34	54
6	使用済燃料プール	0.37	52

補足：平成 26 年 4 月 1 日時点での崩壊熱より算出。

2.3.5 使用済燃料共用プールの燃料

使用済燃料共用プールは、既設の設備を使用して貯蔵燃料の冷却の維持・継続をしている。

なお、使用済燃料共用プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2mに至るまでの時間余裕が約 20 日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。

2.3.6 使用済燃料乾式キャスクの燃料

使用済燃料乾式キャスクに装填した燃料の保管については、現在使用済燃料輸送容器保管建屋に保管されている 9 基を搬出し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。また、現在使用済燃料共用プールに貯蔵中の使用済燃料の一部を使用済燃料乾式キャスクに装填し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

使用済燃料乾式キャスクについては、除熱、遮へい、密封、臨界防止の安全機能及び必要な構造強度が設計上考慮されている。

また、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において、使用済燃料乾式キャスクは支持架台に支持され基礎に固定された状態で保管する。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備は、この保管状況において基準地震動 S_s を考慮しても使用済燃料乾式キャスクの安全機能が維持される設計となっている。

使用済燃料乾式キャスクを取り扱うクレーンは、使用済燃料共用プール、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備共に、落下防止対策を施した設計となっている。使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式キャスクを搬出する際は、移動式クレーンを使用して行うこととしており、使用済燃料共用プール等と同様の落下防止対策を講じることが出来ないため、万一の使用済燃料乾式キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように、使用済燃料乾式キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。また、極めて保守的な条件として万一使用済燃料乾式キャスクが落下し、ガス状核分裂生成物が放出されたと仮定しても、敷地境界線量は十分小さい値であることを確認している。

以上のことから、使用済燃料乾式キャスクにかかるリスクは非常に小さい。

2.3.7 放射性廃棄物

特定原子力施設内の放射性廃棄物について想定されるリスクとしては、汚染水等の放射性液体廃棄物の系外への漏えいが考えられるが、以下に示す様々な対策を行っているため、特定原子力施設の系外に放射性液体廃棄物が漏えいする可能性は十分低く抑えられている。なお、汚染水の水処理を継続することで放射性物質の濃度も低減していくため、万一設備から漏えいした場合においても、環境への影響度は継続的に低減される。

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

- ・ 耐圧ホースのポリエチレン管化

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

- ・ タンク廻りの堰，土嚢の設置
- ・ 放水路の暗渠化
- ・ 漏えい検知器，監視カメラの設置

また、放射性気体廃棄物については、原子炉格納容器内の温度上昇時の放出がリスクとして考えられるが、これについては燃料デブリに関する注水停止のリスク評価に包含されている。放射性固体廃棄物等については、流動性，拡散性が低いため、I.2.2 に示す敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線に関するリスク評価に包含されている。