

3.1.2 決定論的安全評価

3.1.2.1 決定論的安全評価の見直し要否

3.1.2.1.6 第3回安全性向上評価届出（評価時点：令和5年6月20日）に係る決定論的安全評価の見直し要否

決定論的安全評価は、第2回安全性向上評価届出の評価時点（令和4年1月24日）以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っていないため、改めて調査、分析または評価を実施する必要はない。

なお、今後講じる措置等に応じて、その効果を適切に評価すること等を目的として、最新知見を取り入れた評価手法（最適評価コード、統計的安全評価手法等）についても調査、研究・開発に取り組んでいる。

また、評価時点における発電用原子炉施設の決定論的安全評価については、上述のとおり、改めて見直す必要はないが、知見拡充のために、重大事故時での原子炉容器外での熔融燃料—冷却材相互作用（Fuel - Coolant Interaction：FCI）による水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施したため、参考として以下に示す。水蒸気爆発が発生した場合の原子炉格納容器の構造部材の支持機能に対する影響を確認しておくことは、格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な情報になると考える。

重大事故時に原子炉容器破損が発生した場合、冠水した原子炉下部キャビティに熔融炉心が落下することによって熔融燃料—冷却材

相互作用（FCI）が発生するが、水蒸気爆発にまで至る可能性が極めて小さいことは確認済みである。これに対してさらなる安全性の向上の観点から、伊方3号機において水蒸気爆発の発生を仮定し、複数の保守的な条件を設定した場合でも、原子炉下部キャビティの構造や原子炉容器等への影響は限定的であり、原子炉格納容器の構造健全性に問題がないことを確認した。

(1) 水蒸気爆発により発生する負荷の解析

原子炉容器底部の計装案内管貫通部の破損を想定し、熔融炉心が流出した際に仮に水蒸気爆発が発生した場合の負荷を、伊方3号機を対象としてJASMINEにより解析した。水蒸気爆発影響を保守的に評価するため、事象進展が速くキャビティ水没水位が深くなる事象を対象とした。第3.1.2.1.6.1図に解析体系を示す。

トリガー圧をパラメーターに感度を評価し、最も爆発力が大きくなるケースを採用した結果では、最大負荷は約5MPaとなった。キャビティ側壁に対する負荷応答を第3.1.2.1.6.2図に示す。なお、伊方3号機では原子炉容器底部が水没しなかったことから、水蒸気爆発による原子炉容器への負荷は無視できるほど小さい。このため原子炉容器の浮き上がりによる主配管等への影響の検討は対象外とした。

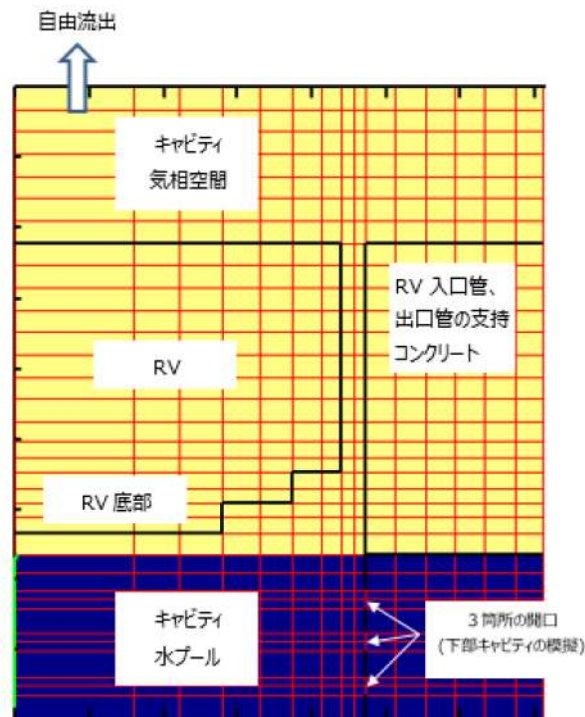
(2) 水蒸気爆発負荷に対する構造健全性評価

JASMINEによるキャビティ壁面への負荷応答をインプットとして、LS-DYNAによる鉄筋コンクリート構造物の衝撃応答解析を行った。結果のうち、鉄筋に生じる相当塑性歪の分布を第3.1.2.1.6.3図に示す。主要部材である鉄筋の一部がわずかに塑性変形するが、ほぼ弾性範囲内に収まることが確認された。また、最大歪

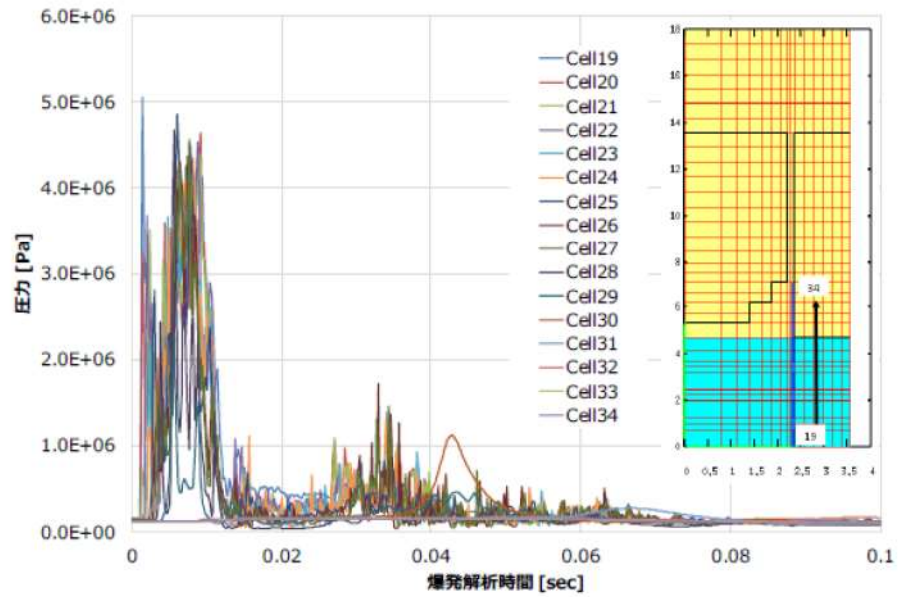
は限界歪を下回り，コンクリート部は一部の表面に亀裂が生じる程度で，原子炉容器及び原子炉冷却系統の支持機能が維持できることを確認した。

(3) 結論

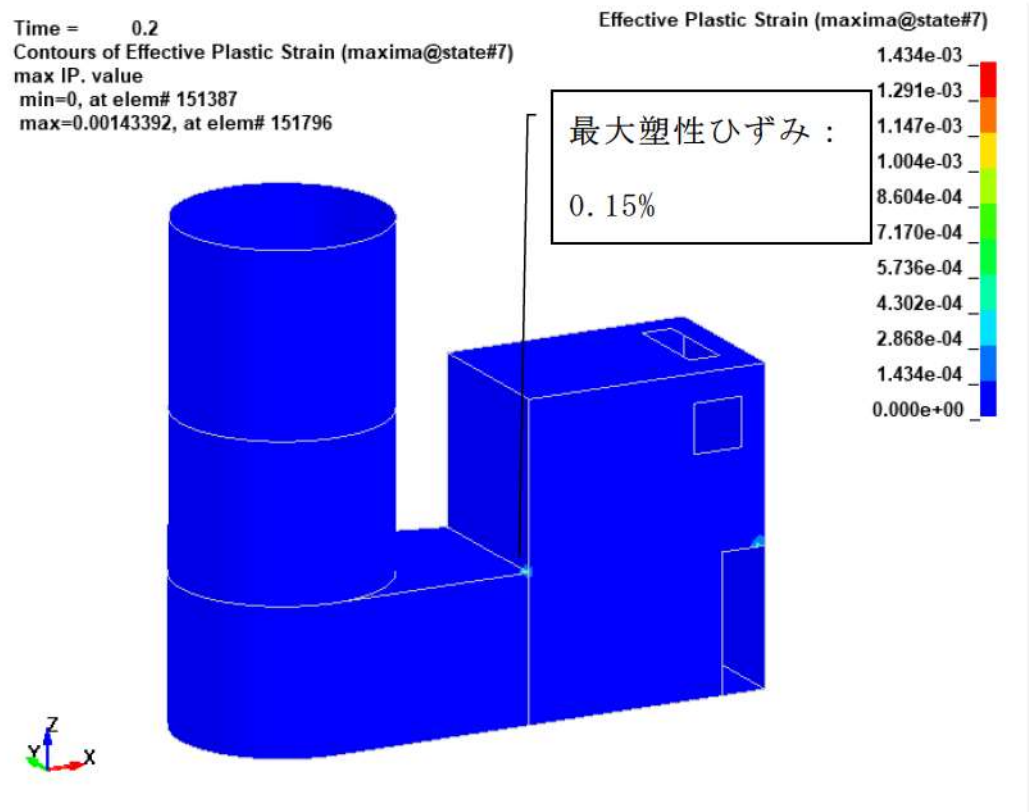
伊方3号機において，仮に溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合でも，原子炉容器及びその周りの機器及び構造物の健全性が維持されることが確認された。このことから，原子炉容器及び主配管等への影響は限定的であり，過大な変位が生じないことから，原子炉格納容器の配管貫通部等での放射性物質の閉じ込め機能も維持される。なお，今回の評価は，水蒸気爆発を仮定して極めて保守的な条件にて爆発負荷解析を実施したものである。



第 3.1.2.1.6.1 図 JASMINE 解析体系



第 3.1.2.1.6.2 図 キャビティ壁面負荷応答



第 3.1.2.1.6.3 図 鉄筋に生じる歪分布